



UNIVERSIDAD NACIONAL  
AUTÓNOMA DE  
MÉXICO

FACULTAD DE INGENIERIA  
DIRECCION  
60-1-232

201  
104

Señor VICTOR MANUEL MARTINEZ RODRIGUEZ  
P r e s e n t e .

En atención a su solicitud, me es grato hacer de su conocimiento el tema que aprobado por esta Dirección propuso el Profesor Ing. Ernesto René Mendoza Sánchez, para que lo desarrolle como TESIS para su Examen Profesional de la carrera de INGENIERO CIVIL.

"APLICACION DEL CONCRETO EN LAS CENTRALES NUCLEARES"

- I. INTRODUCCION
- II. LAS CENTRALES NUCLEARES Y EL MEDIO AMBIENTE
- III. EL CONCRETO EMPLEADO COMO ESCUDO CONTRA LAS RADIACIONES
- IV. CONTROL DE CALIDAD
- V. CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

Ruego a usted se sirva tomar debida nota de que en cumplimiento con lo especificado por la Ley de Profesiones, deberá prestar Servicio Social durante un tiempo mínimo de seis meses como requisito indispensable para sustentar Examen Profesional; así como de la disposición de la Coordinación de la Administración Escolar en el sentido de que se imprima en lugar visible de los ejemplares de la TESIS, - el título del trabajo realizado.

A t e n t a m e n t e .  
"POR MI RAZA HABLARA EL ESPIRITU"  
Cd. Universitaria, a 7 de octubre de 1986.  
EL DIRECTOR

*Rascon Chavez*

DR. OCTAVIO A. RASCON CHAVEZ

*[Handwritten signature]*

OARCH/GZM/ragg.

TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN



Universidad Nacional  
Autónoma de México



## **UNAM – Dirección General de Bibliotecas Tesis Digitales Restricciones de uso**

### **DERECHOS RESERVADOS © PROHIBIDA SU REPRODUCCIÓN TOTAL O PARCIAL**

Todo el material contenido en esta tesis está protegido por la Ley Federal del Derecho de Autor (LFDA) de los Estados Unidos Mexicanos (México).

El uso de imágenes, fragmentos de videos, y demás material que sea objeto de protección de los derechos de autor, será exclusivamente para fines educativos e informativos y deberá citar la fuente donde la obtuvo mencionando el autor o autores. Cualquier uso distinto como el lucro, reproducción, edición o modificación, será perseguido y sancionado por el respectivo titular de los Derechos de Autor.

I N D I C E

## I. INTRODUCCION.

- I.1. Las necesidades mundiales de energia.
- I.2. Aspectos sobre el consumo de energéticos en México.
- I.3. Repercusiones de las fuentes primarias de energia sobre la salud y el medio ambiente.
  - I.3.a. Combustibles fósiles.
  - I.3.b. Uranio y Torio.
  - I.3.c. Fuentes renovables de energia.
- I.4. Papel de la energia nuclear como fuente energética.
- I.5. Algunas apreciaciones en torno a las fuentes energéticas.
  - I.5.a. Comparación de riesgos de las fuentes energéticas.
    - I.5.a.1. Extracción del combustible.
    - I.5.a.2. Transporte y almacenamiento.
    - I.5.a.3. Generación de energia.
    - I.5.a.4. Desechos y efluentes.
    - I.5.a.5. Riesgos para la salud.

## II. LAS CENTRALES NUCLEARES Y EL MEDIO AMBIENTE.

- II.1. La energia nucleoelectrica y su ciclo del combustible.
  - II.1.a. Fabricación del combustible.
  - II.1.b. Centrales nucleares.
    - II.1.b.1. Reactores refrigerados por gas (GCR).
    - II.1.b.2. Reactores de agua ligera (LWR).
    - II.1.b.3. Reactores de agua pesada (HWR).
    - II.1.b.4. Reactores reproductores rápidos (FBR).
  - II.1.c. Gestión, desechos y transporte.
  - II.1.d. Evacuación de desechos, clausura de instalaciones.
- II.2. Radiobiología, fuentes de exposición de la población a las radiaciones y sus efectos sobre la salud.
  - II.2.a. Efectos biológicos de las radiaciones.
    - II.2.a.1. Efectos somáticos.
    - II.2.a.2. Efectos somáticos estocásticos.
    - II.2.a.3. Efectos hereditarios.

- II.2.b. Efectos ambientales de las radiaciones.
- II.2.b.1. Afectación de recursos.
- II.2.b.2. Detrimento.
- II.2.b.3. Exposición de la población a las radiaciones.
- II.2.b.4. Fuentes artificiales.

- II.2.c. Planes y preparativos para casos de emergencia.
- II.2.c.1. Apoyo de las organizaciones internacionales.

### II.3. Seguridad nuclear y protección radiológica.

- II.3.a. Seguridad de las centrales nucleares.
- II.3.a.1. Seguridad del emplazamiento.

- II.3.b. Protección radiológica.
- II.3.b.1. Limitación de las dosis individuales.

- II.3.c. Evaluación de riesgos.

## III. EL CONCRETO EMPLEADO COMO ESCUDO CONTRA LAS RADIACIONES.

### III.1. Antecedentes al estudio de blindajes.

- III.1.a. Blindaje.

- III.1.b. Variables que influyen al diseño del blindaje.

- III.1.c. Propiedades de materiales como criterio de selección.

- III.1.d. Fabricación, mantenimiento y seguridad ocupacional.

- III.1.e. Aspectos del estudio para diseño de blindajes.

### III.2. Conceptos de física nuclear.

- III.2.a. Fisión.

- III.2.b. Desintegración.

- III.2.c. Ionización.

- III.2.d. Excitación.

- III.2.e. Sección eficaz.

- III.2.f. Poder de frenado.

- III.2.g. Dosis absorbida.

- III.2.h. Interacción de los neutrones.

- III.2.h.1. La reacción  $(n, \alpha)$ .

- III.2.h.2. La reacción  $(n, \gamma)$ .

- III.2.i. Interacción de las partículas alfa.
- III.2.j. Interacción de las partículas beta.
- III.2.k. Interacción de los rayos gamma.
  - III.2.k.1. El efecto fotoeléctrico.
  - III.2.k.2. El efecto Compton.
  - III.2.k.3. La producción de pares.
- III.2.l. Exposición.
- III.3. Proceso ionizante de las radiaciones en la materia.
  - III.3.a. Cálculo del flujo de radiaciones a través de la materia.
  - III.3.b. Atenuación de neutrones rápidos.
  - III.3.c. Longitud de relajación ( $\lambda$ ).
  - III.3.d. Fuentes secundarias.
- III.4. Proceso ionizante de las radiaciones en el concreto.
  - III.4.a. Interacción de radiaciones gamma y neutrones.
  - III.4.b. Blindaje de losas de concreto ante neutrones.
  - III.4.c. Diferentes tipos de concreto en el blindaje biológico.
  - III.4.d. Concreto de alto peso volumétrico.
  - III.4.e. Propiedades del concreto como blindaje biológico.
  - III.4.f. Efectos de la radiación sobre la resistencia del concreto.
- III.5. Propiedades de materiales estructurales para blindaje.
  - III.5.a. Propiedades mecánicas.
  - III.5.b. Propiedades térmicas.
  - III.5.c. Efectos térmicos.
  - III.5.d. Principios de análisis de esfuerzos térmicos.
- III.6. Propiedades de los principales materiales de blindaje.
  - III.6.a. Plomo.
  - III.6.b. Uranio.
  - III.6.c. Tungsteno.

- III.6.d. Acero.
- III.6.e. Metales misceláneos.
- III.6.f. Concreto.
- III.6.g. Suelo y grava.
- III.6.h. Grafito.
- III.6.i. Aire.
- III.6.j. Materiales de blindaje para objetivos especiales.
- III.6.k. Daño por radiación.

#### IV. CONTROL DE CALIDAD.

##### IV.1. El concepto del costo de la calidad.

- IV.1.a. Fases del programa de mejoramiento de la calidad.
- IV.1.b. Descubrimiento del valor óptimo del costo de la calidad.
- IV.1.c. Calidad y aseguramiento de la calidad.

##### IV.2. El aseguramiento de la calidad.

- IV.2.a. Introducción.
  - IV.2.a.1. Consideraciones generales.
  - IV.2.a.2. Alcance.
  - IV.2.a.3. Responsabilidad.
- IV.2.b. Programas de aseguramiento de la calidad.
  - IV.2.b.1. Consideraciones generales.
  - IV.2.b.2. Significado de la calidad.
  - IV.2.b.3. Aseguramiento de la calidad.
  - IV.2.b.4. Programa de aseguramiento de la calidad.
  - IV.2.b.5. Programa general y programas parciales de aseguramiento de la calidad.
  - IV.2.b.6. Procedimientos programáticos.
  - IV.2.b.7. Planos y programas de trabajo.
  - IV.2.b.8. Procedimientos instrucciones y representaciones gráficas.
  - IV.2.b.9. Revisión por la dirección de las organizaciones.

- IV.2.c. Organización.
  - IV.2.c.1. Responsabilidad, autoridad y comunicaciones.
  - IV.2.c.2. Interrelaciones entre organizaciones.
  - IV.2.c.3. Selección y capacitación de personal.
  - IV.2.c.4. Estructura de la dependencia de aseguramiento de la calidad.
  - IV.2.c.5. Estructura orgánica de la organización responsable.
  - IV.2.c.6. Organización para el aseguramiento de la calidad del diseño.
  - IV.2.c.7. Organización para el aseguramiento de la calidad de la construcción.
- IV.2.d. Control de documentos.
  - IV.2.d.1. Preparación, revisión y aprobación de documentos.
  - IV.2.d.2. Documentos permanentes.
  - IV.2.d.3. Documentos no permanentes.
  - IV.2.d.4. Publicación y distribución de documentos.
  - IV.2.d.5. Control de la modificación de documentos.
- IV.2.e. Control del diseño.
  - IV.2.e.1. Consideraciones generales.
  - IV.2.e.2. Control de interrelaciones en el diseño.
  - IV.2.e.3. Verificación del diseño.
  - IV.2.e.4. Modificaciones del diseño.
- IV.2.f. Control de suministros.
  - IV.2.f.1. Consideraciones generales.
  - IV.2.f.2. Evaluación y selección de suministradores.
  - IV.2.f.3. Control de elementos y servicios adquiridos.
- IV.2.g. Control de materiales.
  - IV.2.g.1. Identificación y control de materiales, piezas y componentes.
  - IV.2.g.2. Manipulación, almacenamiento y expedición.
- IV.2.h. Control de procesos.
- IV.2.i. Inspección y control de ensayos.
  - IV.2.i.1. Programa de inspección.
  - IV.2.i.2. Programa de ensayos.
  - IV.2.i.3. Indicaciones de los resultados de inspecciones, ensayos y funcionamiento.
- IV.2.j. Control de las disconformidades en la calidad.
  - IV.2.j.1. Consideraciones generales.
  - IV.2.j.2. Revisión y resolución de las disconformidades en la calidad.
- IV.2.k. Medidas correctivas.



- IV.2.1. Control de registros.
  - IV.2.1.1. Preparación de registros de aseguramiento de la calidad.
  - IV.2.1.2. Recopilación, archivo y conservación de registros de aseguramiento de la calidad.
  
- IV.2.m. Auditorias.
  - IV.2.m.1. Consideraciones generales.
  - IV.2.m.2. Calendario.
  
- IV.3. Control de calidad durante las obras de construcción de centrales nucleares.
  - IV.3.a. Introducción.
    - IV.3.a.1. Consideraciones generales.
    - IV.3.a.2. Alcance.
    - IV.3.a.3. Responsabilidad.
  - IV.3.b. Planificación.
  - IV.3.c. Procedimientos, instrucciones y representaciones gráficas.
    - IV.3.c.1. Contenido.
  - IV.3.d. Buen orden en la obra durante la construcción.
  - IV.3.e. Percepción, almacenamiento y manipulación de materiales y equipo.
    - IV.3.e.1. Recepción.
    - IV.3.e.2. Almacenamiento.
    - IV.3.e.3. Manipulación.
  - IV.3.f. Puesta en obra, inspección y ensayo del concreto.
    - IV.3.f.1. Verificación de los procesos de construcción.
    - IV.3.f.2. Inspección y ensayo del concreto durante la ejecución de los trabajos.
    - IV.3.f.3. Protección de los materiales.
    - IV.3.f.4. Equipo de medición, de mezclado y de transporte.
  - IV.3.g. Preparativos a la puesta en obra del concreto.
  - IV.3.h. Puesta en obra del concreto.
    - IV.3.h.1. Curado.
    - IV.3.h.2. Acabado y reparación.
  - IV.3.i. El ensayo del concreto durante la ejecución de los trabajos.
    - IV.3.i.1. Requisitos relativos a los ensayos durante la ejecución de los trabajos de colocación del concreto.
    - IV.3.i.2. Inspección y ensayo del armado del acero de refuerzo.

#### IV.4. El problema de la calidad del concreto.

- IV.4.a. Composición del concreto y secuencia en la construcción.
- IV.4.a.1. Relación agua-cemento.
- IV.4.a.2. Contenido de cemento.
- IV.4.a.3. Agregados.
- IV.4.a.4. Aditivos.
- IV.4.a.5. Curado y protección.
- IV.4.a.6. Temperatura de colocación.
- IV.4.a.7. Misceláneos.
- IV.4.b. Procesos operativos.
- IV.4.c. Producto terminado.
- IV.4.d. Pruebas de laboratorio.
- IV.4.e. Inspección.
- IV.4.f. Programa de aseguramiento de la calidad en la producción del concreto.
- IV.4.g. Aseguramiento de la calidad durante la construcción.

#### V. CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES.

##### APENDICES.

- I. Figuras.
- II. Cuadros.

##### BIBLIOGRAFIA.

# Capitulo I

## INTRODUCCION

## I.1. Las Necesidades Mundiales de Energía.

El desarrollo de la civilización y el consiguiente crecimiento de la población en el mundo son el resultado de una mayor explotación de los recursos energéticos por el hombre. Disponer de energía ha sido siempre un requisito previo y esencial para atender las necesidades básicas del hombre, prolongar su esperanza de vida y estimular el mejoramiento de su nivel. La energía es necesaria para el desarrollo económico, para el progreso técnico, agrícola e industrial, y para contribuir al proceso de industrialización y urbanización.

La humanidad ha ido evolucionando desde el hombre primitivo hasta llegar a la actual sociedad tecnológica. En esta evolución, el consumo humano de energía ha aumentado en un factor de más de 100, como se muestra en la Fig.1. Este aumento del consumo de energía ha permitido sustentar una población en constante crecimiento. Para un futuro próximo se espera una expansión demográfica todavía más rápida (véase la Fig.2a). Esta población en crecimiento llegará a ser la fuerza impulsora de un correspondiente aumento de la demanda de energía.

En la Fig.3 aparece la población de 1980, el consumo de energía per cápita y el consumo total de energía en diversas partes del mundo, así como las proyecciones para 1990 y el año 2000. En lo que respecta a la demanda de energía, es posible que la tasa de crecimiento sea más lenta en algunos países altamente industrializados, e incluso que disminuya en otros, pero ello queda más que compensado por el aumento de las tasas de crecimiento de los países en desarrollo.

El 90 % del crecimiento demográfico global proyectado entre 1975 y 2030 tendrá lugar probablemente en las regiones en desarrollo de América Latina, África y Sudeste de Asia, Oriente Medio, China y otros países asiáticos de economía de planificación centralizada. Estas regiones, en que según las proyecciones el crecimiento demográfico será rápido, tienen el menor consumo per cápita de energía. En la actualidad, el 77 % de la energía total producida en el mundo la consume el 28 % de la población mundial que vive en los países industrializados; el consumo medio de energía per cápita en los países en desarrollo es de hasta una décima parte del de los países industrializados.

Si estas diferencias se reducen mediante un proceso de nivelación, la combinación del rápido crecimiento demográfico con el aumento de la demanda energética de estos países para conseguir un nivel de vida más alto ejercerá una presión muy considerable sobre todos los recursos disponibles de energía.

Los promedios que aparecen en la Fig.3 no revelan los cambios actuales resultantes de la urbanización rápida, particularmente en los países en desarrollo. La gente emigra a las ciudades desde las zonas rurales pobres para buscar el mejor nivel de vida que creen van a encontrar allí: ingresos más elevados, regímenes de

alimentación más sanos, asistencia médica, enseñanza y mayores oportunidades laborales y recreativas. Este éxodo prosigue a pesar de los aspectos negativos del chabolismo, hacinamiento y altos niveles de contaminación. En la Fig.2b y en el Cuadro J se ve el volumen de esta corriente migratoria a las ciudades.

Los problemas ambientales y energéticos planteados por la urbanización se agudizarán al máximo en las enormes aglomeraciones que se están formando actualmente en los países en desarrollo. Para el año 2000, se prevé que la Ciudad de México tenga más de 30 millones de habitantes, y esto implica una mayor demanda de energía.

No es seguro, desde luego, que la urbanización continúe al ritmo actual durante los próximos 20 años. Ahora bien, en la medida que tenga lugar, acelerará la demanda de energía en los sectores de la población mundial que crecen más rápidamente. Con esta densidad de uso, las necesidades energéticas se pueden satisfacer únicamente mediante un suministro concentrado en el que desempeñe un papel sustancial un sistema centralizado de electricidad. El empleo de combustibles fósiles en unidades domésticas individuales daría origen a niveles inadmisibles de contaminación atmosférica. Las fuentes renovables de energía, como la solar y eólica, serían demasiado difusas para atender las necesidades de los asentamientos de más de 100 000 personas.

Se necesita energía con muchos fines: para la alimentación o para la producción de alimentos, para la calefacción o la refrigeración doméstica e industrial, para la generación de electricidad, para el transporte y para muchos otros procesos o servicios en la industria, la agricultura o la vida ciudadana. La energía se puede usar en forma blanda cuando no se necesite alta densidad energética (por ejemplo: en zonas rurales), pero ha de ser altamente concentrada para la tecnología dura en la mayoría de los procesos industriales y para permitir la vida en zonas urbanas densamente pobladas.

Hay que distinguir entre varias formas de energía: por energía primaria se entiende la energía en forma natural (por ejemplo: estiércol de vaca, madera, carbon, petróleo, gas natural, viento, energía hidráulica, uranio natural, energía solar), mientras que las formas de energía secundaria son todas aquellas en las que la energía primaria puede necesitar transformarse para su distribución o consumo entre los usuarios, por ejemplo: la electricidad y la gasolina. En muchos países, la demanda de electricidad crece con velocidad más rápida que la de energía primaria, ya que la sociedad moderna prefiere los beneficios derivados de esta forma de energía. Por consiguiente, se espera que la participación de la electricidad en la energía total aumente del 31 % en 1980 al 46 % en el año 2000 en los países industrializados. Para los países en desarrollo, que parten de una base más baja, el ritmo de crecimiento será más rápido, duplicando la proporción de electricidad, que pasará del 16 % al 32 % durante el mismo período de tiempo. (véase la Fig.4b).

Esto significaría que la potencia instalada total de generación de electricidad en el mundo subiría de la cifra actual de 2700 gigavatios (GW(e)) a una cifra de 5900 GW(e) en el año 2000. La instalación y explotación de tales potencias son actividades industriales gigantes, y son evidentes sus consecuencias sobre el financiamiento, la construcción y el suministro de combustible. Suponiendo que las centrales tuvieran, cada una, una potencia de 1 GW(e), habría que construir y poner en explotación en un periodo de doce años 3200 centrales, es decir unas 267 por año.

## I.2. Aspectos Sobre el Consumo de Energéticos en México.

México depende fundamentalmente de los hidrocarburos para satisfacer sus demandas de energéticos. En el balance energético correspondiente a 1978, publicado por La Comisión de Energéticos, se indican las aportaciones de las distintas fuentes de energía primaria, expresadas como porcentaje de la energía primaria total (94 652 kW·a):

F U E N T E	%
Petróleo y gas natural	64.40 + 23.15 = 87.55
Carbón	5.25
Hidroelectricidad	6.94
Geotermia	0.26
TOTAL	100.00

La tasa media anual de crecimiento del consumo de energía en México ha sido del orden del 7 %, lo que significa que el consumo de energía se duplica cada diez años. De acuerdo con la proyección del consumo de energía realizada por La Comisión de Energéticos, considerando que se conserva la tasa histórica de crecimiento, y suponiendo que la población de México para el año 2000 sea de 120 millones de habitantes, se tendrá un consumo anual per cápita de 3.9 kW·a, es decir ligeramente inferior al consumo actual de Japón y los países de Europa Occidental y menos de la mitad del actual consumo de Estados Unidos de América.

El Plan Nacional de Desarrollo Industrial presentado en 1979 por La Secretaría de Patrimonio y Fomento Industrial, planteaba la necesidad de incrementar la tasa de crecimiento histórica del consumo de energía para satisfacer las demandas, también crecientes, de empleo de energía, por lo que una suposición de 7 % anual es escasa. México podrá satisfacer sus necesidades energéticas hasta fin de siglo mediante las reservas de energéticos actualmente probadas. Esta situación puede propiciar una actitud de excesiva confianza que conduzca a desentenderse de

los problemas que inevitablemente se presentarán durante la primera mitad del próximo siglo, debido al agotamiento de los recursos energéticos no renovables actualmente conocidos.

El problema, en el caso de México, puede resumirse con esta pregunta ¿Cuanto va a durar el petróleo?, las reservas probadas de hidrocarburos en 1980, estimadas en 45 000 millones de barriles se agotarían en el año 2005 contemplando el consumo interno y las exportaciones; las reservas potenciales se agotarían en el año 2029 sin considerar exportación. Todo lo anterior demuestra que nuestra generación tiene que hacer un uso racional de los energéticos existentes e iniciar la sustitución de los no renovables por nuevas fuentes de energía; la experiencia muestra que dicha sustitución se ha realizado de forma lenta y ha estado condicionada por factores económicos y tecnológicos.

En el estado actual de la tecnología energética, la energía nuclear de fisión aparece como una solución de transición inevitable. Teniendo en cuenta la perspectiva a largo plazo podría ser conveniente que en México se desarrolle prudentemente un programa nuclear mínimo que permita sentar las bases para implementar al término del siglo un programa más importante de acuerdo con las necesidades nacionales.

De acuerdo con un estudio de la proyección de la oferta energética al año 2000 el consumo de energía primaria como porcentaje del total (445 418 kW·a) sería como se indica a continuación:

FUENTE	%
Petróleo y gas natural	15.1 + 61.0 = 76.10
Carbon	8.60
Nuclear (fisión)	5.00
Hidráulica y geotérmica	9.30
Solar	1.00
TOTAL	100.00

En esta proyección, para el año 2000 el 5 % de energía generada mediante la fisión atómica en reactores de potencia nuclear equivale al 90 % del consumo industrial de energía en México en 1978 que equivale a 22.27 MW·a.

### 1.3. Repercusiones de las Fuentes Primarias de Energía Sobre la Salud y el Medio Ambiente.

Habrà que intensificar la explotación de todas las fuentes de energía primaria, disponibles hoy día económicamente, para hacer frente a la demanda futura de energía. Ha habido cambios en la estructura del suministro energético, ya que las necesidades mundiales se han atendido sucesivamente con la madera, el carbón y el petróleo (véase la Fig.4a). A medida que estas fuentes pierdan importancia, el gas natural, la energía nucleoelectrónica, la energía solar y otras energías alternativas atenderán una fracción cada vez mayor de la demanda total de energía. La tendencia histórica hacia la disminución del consumo de madera y carbón pudiera quizá invertirse, gracias al nuevo interés por la madera como biomasa y por el carbón como fuente de combustible líquido. Se espera que la energía nucleoelectrónica satisfaga una parte importante de la demanda de energía primaria en un futuro no demasiado distante.

Las cifras medias mundiales ocultan muchos problemas con que han tropezado los diversos países o regiones al atender su demanda energética. El desarrollo de las economías nacionales y las políticas energéticas conexas de los países están influidos por muchos factores, como el costo de la energía, la disponibilidad de recursos nacionales, la idoneidad y fiabilidad del suministro del combustible y tecnología procedentes de fuentes extranjeras, y la consiguiente balanza de pagos, el éxito de las medidas de conservación de la energía, y las consecuencias sobre el medio ambiente, la salud y la seguridad.

La producción y uso de la energía puede tener efectos significativos sobre el medio ambiente. Las consecuencias ambientales pueden ser de tal magnitud que limiten el uso de ciertas fuentes energéticas o incluso el crecimiento en el consumo de energía. Por otro lado, el hecho de satisfacer las necesidades energéticas en pro del desarrollo económico y del bienestar social puede exigir que se acepten algunas consecuencias ambientales, pero hay que reconocer que éstas son únicamente uno de tantos factores determinantes.

La experiencia de la industrialización demuestra que la debida protección del medio ambiente y la gestión racional del mismo son necesidades socioeconómicas. Las evaluaciones de las repercusiones ambientales las emplean cada vez más las autoridades nacionales para seleccionar las opciones energéticas adecuadas o las combinaciones de las mismas. La buena gestión del medio ambiente tiene la finalidad de evitar a corto y a largo plazo daños al medio ambiente y a la salud pública, reduciendo al mínimo la contaminación y deterioro de la tierra y de los valores biológicos y recreativos, al mismo tiempo aprovechando racionalmente los recursos naturales.

Las repercusiones ambientales asociadas con la producción de energía son de corta a larga duración, o irreversibles. Revisten



interés local o global, y pueden plantear problemas transnacionales de importancia internacional. Las repercusiones son perjudiciales o benéficas. Los conocimientos y la situación actual de la tecnología no permiten a menudo sino evaluaciones cualitativas de las consecuencias ambientales, y tan sólo en unos pocos casos es posible determinar cuantitativamente estas consecuencias. En el pasado, limitadas como estaban por los conocimientos disponibles, las evaluaciones ambientales y sanitarias se centraban en aspectos a corto plazo como las repercusiones inmediatas sobre la salud de los trabajadores y sobre la población de las cercanías de una instalación, y también en los efectos físicos evidentes sobre el medio ambiente y la calidad de la vida. En la actualidad se tiende cada vez más a analizar también las consecuencias socioeconómicas y ambientales a largo plazo. Al parecer, la energía nuclear ha pasado a desempeñar un papel destacado en el enfoque sistemático de problemas a corto y a largo plazo. Este tipo de análisis es también importante para otras fuentes energéticas y actividades industriales.

Al evaluar las consecuencias sobre el medio ambiente y la salud pública asociadas con la producción y uso de la energía, hay que tener en cuenta evidentemente El Ciclo del Combustible en su totalidad, desde la extracción de materias primas, pasando por el transporte, tratamiento, almacenamiento y uso del combustible para la producción de energía, hasta la gestión de los desechos generados por todas las fases de la cadena. La evaluación comprenderá lógicamente análisis que deberán normalizarse ajustándose a una unidad de producción energética (para la electricidad, por ejemplo, la generación de 1 GW-a de energía eléctrica), y comprenderán los siguientes aspectos:

- cantidades y tipos de contaminantes producidos y liberados al medio ambiente, su dispersión ambiental en el ecosistema, daño real y potencial para la salud pública, la biosfera y otros bienes;
- perturbación y compromiso a largo plazo del suelo;
- requisitos, seguridad y posibilidad de accidentes graves;
- requisitos de transporte;
- aprovechamiento de recursos.

Cada clase de energía posee claramente sus propias ventajas e inconvenientes, incluidas las repercusiones ambientales, y no hay manera directa de comparar cuantitativamente las repercusiones ambientales de las fuentes alternativas de almacenamiento energético; no obstante, pueden delimitarse bien los problemas. El Cuadro II ofrece una visión de conjunto de las principales fuentes de energía, reservas estimada y potencial probable de recursos y algunas de sus ventajas e inconvenientes más importantes.

### I.3.a. Combustibles Fósiles.

Los combustibles fósiles -petróleo, carbón y gas- proporcionan actualmente la base energética de casi todos los países. Estas reservas son, relativamente, bien conocidas pero se hallan muy desigualmente distribuidas por el mundo. Son muy variadas las repercusiones sobre el medio ambiente y la salud asociadas con la extracción de los diferentes combustibles de los yacimientos, con su transporte y transformación en forma utilizable, y con su uso.

Las consecuencias dependen de las condiciones y situaciones de los yacimientos, el contenido de las impurezas y el potencial de accidentes durante la extracción, minería y transporte. Los combustibles han de quemarse para que produzcan energía. Los contaminantes y el dióxido de carbono producidos durante la combustión son emitidos al aire, y además se consume oxígeno. A la larga, esto puede causar graves problemas de contaminación del medio ambiente.

El petróleo es una fuente de energía, de fácil obtención y bajo precio, ha desempeñado durante los últimos decenios un papel decisivo en el desarrollo económico de muchos países. En la actualidad es en muchos países la fuente principal de energía primaria. Se admite generalmente que, incluso con las rigurosas medidas de conservación puestas en práctica en los países industrializados, las crecientes necesidades de combustibles líquidos pueden sobrepasar la producción de los actuales campos petrolíferos en explotación. A medida que en el próximo siglo se agoten esos campos petrolíferos, habrá que recurrir a petróleo de mayor costo procedente de yacimientos más pobres que requieran técnicas más difíciles y costosas de recuperación en plataformas continentales y en zonas polares, a fin de explotar yacimientos de petróleo pesado mucho más difíciles de aprovechar. El uso de este petróleo, más caro, tenderá a limitarse a los sectores esenciales, por ejemplo: combustible para motores y materias primas para productos químicos, para el cual no hay actualmente ningún sucedáneo obvio. En 1975, el 64 % aproximadamente del combustible líquido total se empleaba con estos fines. El porcentaje aumentará cuando el petróleo se encarezca demasiado para quemarlo con fines de generación central de electricidad.

Con el precio del petróleo, los problemas relativos a la balanza de pagos imponen una carga cada vez mayor a muchos países importadores de petróleo. Estos países tratan de desarrollar fuentes nacionales de energía, en la medida de sus posibilidades, y perfeccionar la conservación de la energía a fin de garantizar un grado mayor de independencia energética. El incremento en los costos de la energía constituirá un incentivo mayor para aplicar medidas de ahorro energético. La presión ejercida para la conservación de la energía se puede considerar como un aspecto positivo (al lograrse un mejor aprovechamiento de la misma), pero sus consecuencias pueden también ser negativas, las de tener que desarrollarse con menos. Predominarán los aspectos positivos en los países industriales que son altamente consumidores de

energía, mientras que los negativos pesarán más gravemente sobre los países en desarrollo, que por ser más pobres no podrán permitirse pagar precios elevados por la energía.

Las repercusiones ambientales y sanitarias relacionadas con la producción, transporte y uso del petróleo pueden ser importantes. Tienen lugar derrames en los buques petroleros durante las operaciones normales y de limpieza, así como en el caso de accidente; estos derrames son fuente importante de contaminación marina. La descarga a la atmósfera de petróleo residual, componentes sulfúricos y otros vestigios contaminantes presentes en los crudos, contribuye de manera significativa al nivel actual de contaminación ambiental en numerosos lugares. Asimismo, las lesiones profesionales y los accidentes mortales durante la producción, almacenamiento y transporte del petróleo son superiores a los que ocurren en muchas otras actividades industriales.

Reservas sustanciales de carbón y recursos potenciales permanecen todavía sin explotar. Se cree que el uso de carbón aumentará en lo sucesivo, con lo que volverá a aumentar la tasa de producción de carbón en algunos países. Es probable que, en el futuro, más de la mitad del carbón extraído de las minas se convierta en combustible líquido, más valioso. Se plantean problemas de carácter ambiental y de otra índole asociados con la mayor producción y combustión de carbón. El aumento en el comercio internacional del carbón exigiría la construcción de grandes cargueros de material a granel y nuevos puertos con instalaciones para su manipulación y distribución.

El carbón es abundante, pero su distribución desigual en las diversas regiones y países es un obstáculo importante que se opone a su mayor empleo. Hay en el mundo unos 2100 yacimientos de carbón. Sólo once sobrepasan el potencial de recursos de 200 000 millones de toneladas de carbón equivalente; los once yacimientos más grandes están en sólo tres países (URSS, EUA y RFA).

El desarrollo de la sociedad industrial y el comienzo de la revolución técnica se basaron en el carbón como principal fuente de energía. Son de sobra conocidas las consecuencias sobre el medio ambiente y la salud de la extracción, transformación y uso del carbón. Las minas subterráneas de carbón suponen notables riesgos profesionales; la minería a cielo abierto de mineral puede originar considerables trastornos en el suelo y cambios hidrológicos. Hay riesgos y peligros ambientales asociados con el transporte de grandes cantidades de combustible. La descarga de gases de combustión es fuente importante de contaminación atmosférica, y en la combustión se originan grandes cantidades de cenizas y otros productos de desecho. Igualmente, se liberan en la atmósfera cenizas volantes, dióxido sulfúrico, metales tóxicos, mutágenos y carcinógenos orgánicos, y sustancias naturalmente radiactivas que originan graves daños al medio ambiente y a la salud, lo cual es motivo de preocupación incluso a grandes distancias del punto de descarga. Por ejemplo: las lluvias ácidas originadas por las descargas de dióxido de azufre

pueden cruzar las fronteras nacionales. Se está progresando en la reducción de las descargas de cenizas volantes y de contaminantes gaseosos, para ajustarse a las normas de protección ambiental y proceder al reciclado de los productos de desecho, pero es empresa costosa lograr que el carbón no perjudique al medio ambiente y sea fuente limpia de energía.

Se espera que la producción de gas natural aumente a ritmo moderado en un futuro previsible. Hay en el mundo recursos considerables de gas natural; el problema es distribuirlo económicamente donde se necesita. El gas natural, como el petróleo, es un recurso valioso, y se considera un despilfarro el quemarlo en gran escala para generar electricidad.

Desde el punto de vista medio ambiente, el gas natural es una fuente muy atractiva de energía, pero es muy importante el riesgo asociado con su extracción y transporte, particularmente en forma licuada.

### **I.3.b. Uranio y Torio.**

Se dispone actualmente de energía nuclear basada en la fisión térmica, con uranio y torio como combustible primario, y esta energía puede ser una fuente energética cada vez más importante para su uso industrial en gran escala. La energía nuclear está asociada inevitablemente con la producción de grandes cantidades de materiales artificialmente radiactivos cuyo control se impone. Así, el desarrollo nucleoelectrónico ha suscitado cierto número de cuestiones complicadas de orden político, técnico, institucional, ambiental e incluso ético. Estas preocupaciones se reflejan en las medidas específicas utilizadas para salvaguardar los materiales nucleares a nivel nacional e internacional, y en la gran importancia que se presta a la seguridad nuclear y a la protección radiológica, así como también a la gestión de desechos radiactivos.

A menudo se han expresado opiniones contradictorias sobre el uso de la energía nuclear o sobre su necesidad. A este respecto, es necesario tener en cuenta que actualmente en algunos países no existen otras alternativas capaces de sustituir a la energía nucleoelectrónica como medio de satisfacer la demanda futura de energía. Por tanto, la cuestión de recurrir a la energía nuclear dependerá de cada país.

### **I.3.c. Fuentes Renovables de Energía.**

A medida que se reconoce la posibilidad de que escasee la energía, por el agotamiento de combustibles no renovables, se siente considerable interés por el desarrollo de fuentes energéticas renovables o naturales. Entre las fuentes de energía cabe citar:

- la energía hidráulica,
- la energía de los océanos (energía undimotriz y maremotriz, conversión de la energía térmica del océano),
- la biomasa,
- la energía geotérmica,
- la energía solar,
- la energía eólica.

Las fuentes renovables de energía, exceptuando la hidráulica, han experimentado un desarrollo muy lento, por requerir inversiones muy elevadas. Por tanto, se utilizan poco en la actualidad y seguirán creciendo lentamente hasta que puedan reducirse los gastos de producción. Entre otras limitaciones importantes que se oponen a su uso figuran la distribución geográfica y la baja concentración de la energía. Estos factores exigen elaborar nuevos sistemas colectores y distribuidores de energía primaria, antes de que sean rentables para atender las necesidades de zonas densamente pobladas. La interrupción de su disponibilidad (especialmente, con respecto a la energía eólica y la solar) es también un problema.

En los últimos años se creía que la energía solar tendría mayores aplicaciones a fin de siglo, pero su uso no se ha desarrollado con la rapidez esperada. Esta energía podría servir teóricamente, en el futuro, para la producción local de electricidad; pero en la actualidad se viene usando cada vez más para la calefacción de viviendas familiares, más bien que para la producción de electricidad. Se necesitan fuentes energéticas con mayor concentración de energía para la generación económica de electricidad en gran escala. Por ejemplo para generar la misma cantidad de energía eléctrica producida durante un año en una unidad central de 1 GW(e) que funcione con un factor de planta de 75 % se requerirían de una de las siguientes cantidades de combustible:

FUENTE	CANTIDAD
Uranio	30 toneladas
Carbón	2.1 x 10 <sup>6</sup> toneladas
Combustible	10 x 10 <sup>6</sup> barriles
Gas Natural	1800 x 10 <sup>6</sup> m <sup>3</sup>
Celdas Solares	101.25 km <sup>2</sup>
Desperdicios	6.2 x 10 <sup>6</sup> toneladas

El ulterior desenvolvimiento de la energía hidroeléctrica está limitada a aquellas zonas geográficas en que existen condiciones para construir embalses; incluso en algunas zonas, la ruptura ambiental puede ser grave, y los fallos de las presas son un riesgo constante.

En 1980, la energía hidroeléctrica contribuyó aproximadamente con un 5 % de la energía primaria, pero la contribución de otras fuentes renovables no ha sido importante. Incluso con el empleo creciente de fuentes renovables de energía, se cree que la totalidad de esas fuentes aportarán únicamente para el año 2000, el 6 % del consumo mundial de energía primaria.

Como se indicó anteriormente (véase el Cuadro II), las reservas potenciales de petróleo y gas no bastan para atender las necesidades de producción de electricidad durante mucho tiempo. El petróleo y el gas natural contribuyen actualmente con un 70 % al consumo mundial de energía.

Teniendo en cuenta todas estas consideraciones, podemos concluir que:

- En un futuro histórico próximo -durante el próximo siglo- habrá que sustituir parcialmente los combustibles fósiles por fuentes nuevas de energía. Las disponibles con este fin son la energía nuclear y las formas renovables de energía, como la energía solar, eólica, la geotérmica, la hidráulica y la biomasa.
- Ahora bien, la mayoría de las fuentes renovables de energía no proporcionan densidades energéticas altas, y, sin nuevos sistemas colectores, dichas fuentes no serán adecuadas de manera uniforme. Por tanto, pueden no ser capaces de atender las principales necesidades de generación continua de electricidad y producción de calor para zonas industriales y urbanas.
- Existe el riesgo de un temprano agotamiento de muchas de las más valiosas materias primas, como los crudos y el gas. Es urgente retrasar la hora de su agotamiento hasta que dichas materias puedan ser sustituidas por otros combustibles.
- La energía nuclear con el desarrollo de los reactores, es una fuente centralizada de energía que puede contribuir a satisfacer durante un largo periodo de tiempo la demanda de electricidad y calor.

La conservación y mejor aprovechamiento de la energía va recibiendo cada vez más atención con el encarecimiento de la energía: esta alza aumenta la cantidad de reservas recuperables económicamente, y la conservación reduce la demanda. Como resultado, se alarga la vida útil de los correspondientes recursos.

#### I.4. Papel de la Energía Nuclear como Fuente Energética.

Actualmente, la energía nuclear basada en la fisión térmica del uranio ha demostrado ser ya una eficaz fuente industrial de generación eléctrica. El Cuadro III enumera los países con reactores de potencia en explotación o en construcción. Al fin de 1981, se hallaban en explotación en 23 países 272 reactores nucleares que generaban más del 8 % de la electricidad mundial. Actualmente se encuentran en construcción en 26 países, otros 236 reactores. Así que se espera que la potencia nuclear genere el 15.5 % de la electricidad mundial para el año 2000. Algunos países con pocos recursos energéticos tradicionales, como Bélgica, Bulgaria, Finlandia, Francia, Japón, Suecia y Suiza, han recurrido ya notablemente a la energía nuclear. En estos países, la participación de la energía nucleoelectrica en la generación de electricidad llega a superar el 30 % y es posible que alcance el 75 % en el año 2000. Es posible que el creciente uso de la energía nuclear para la generación de electricidad sea el cambio más significativo en las estructuras de suministro de fuentes de energía.

Se espera que el continuo desarrollo y empleo de reactores reproductores rápidos conduzca en el futuro a un papel mucho más importante de la energía nucleoelectrica, ya que este tipo de reactores prolonga mucho la vida útil de los recursos de uranio.

La energía nucleoelectrica puede usarse también como fuente directa de calor. El calor de baja temperatura recuperado de las descargas de las turbinas de las centrales, ya sean nucleares o de combustible fósil, sirve para la calefacción por distritos y como fuente de vapor para procesos industriales. Otra ventaja es la de reducir la descarga de calor residual al medio ambiente.

Se han propuesto y diseñado o se hallan en construcción reactores concebidos con la finalidad específica de producir calor. Las primeras plantas nucleares grandes destinadas únicamente a la producción de calor entraron en funcionamiento en las ciudades de Gorki y Voronezh, en la Unión Soviética.

El calor de altas temperaturas (hasta 900°C), puede generarse en reactores refrigerados por gas que usen helio como refrigerante, y se han elaborado ya planes teóricos a fin de usar éstos reactores para la gasificación de carbón y otros procesos químicos. Con ulteriores perfeccionamientos, se alcanzarán temperaturas de hasta 1200°C para su empleo en la reducción directa del mineral de hierro y en otros procesos metalúrgicos y químicos. Por eso a plazo más largo, el uso de la energía nuclear no tiene porque limitarse únicamente a la producción de electricidad.

## I.5. Algunas Apreciaciones en Torno a las Fuentes Energéticas.

El uso del carbón como combustible en el siglo XIX y a principios del XX entrañaba riesgos serios para los mineros, amén de la considerable contaminación a que daba lugar la combustión de ese material. Con el ulterior progreso de la ciencia y de las técnicas médicas creció la preocupación por estos riesgos, y se fijó el objetivo social de aumentar la seguridad y contener la contaminación.

Se desarrollaron luego fuentes de energía, nuevas y más limpias, como la energía hidráulica, el petróleo, y el gas natural. Cada una de estas fuentes ofrecía ventajas como la de menor contaminación y mayor facilidad de transporte. Lo malo es que cada una de ellas creaba nuevos riesgos: la hidráulica, la rotura de presas; el petróleo y el gas, el de que durante las operaciones de transporte, debido a la energía almacenada, se produjesen incendios y explosiones. La energía hidráulica es muy limpia, y el gas puede serlo también, por lo que respecta a los vertidos de efluentes en el medio ambiente. En cuanto al petróleo, la reducción de su contenido de azufre y la eliminación de los contaminantes en las chimeneas lo han convertido también en una fuente energética relativamente limpia. Prosiguen sin cesar los esfuerzos encaminados a aumentar la seguridad y reducir la contaminación. Se ha desarrollado tecnología, que aun puede perfeccionarse más, para hacer que el carbón sea más seguro y contamine menos el medio ambiente. Esto no obstante, la demanda mundial de energía está agotando la disponibilidad de lugares apropiados para las instalaciones hidroeléctricas; y los combustibles fósiles, al escasear más, suben mucho de precio. Por eso en los últimos tres decenios se han redoblado los esfuerzos para desarrollar nuevas fuentes de energía que sean limpias, seguras y económicas. A este respecto, la energía nuclear y las múltiples formas de recursos energéticos renovables constituyen adelantos primarios.

El crecimiento demográfico y la mayor opulencia general han provocado el aumento de los usos de los combustibles fósiles. La necesidad de transportar energía eficazmente a los usuarios ha hecho que se idearan e instalaran amplios sistemas de distribución de energía eléctrica y de gas natural. Al contar con instalaciones para el almacenamiento y el transporte de grandes cantidades de petróleo, gas licuado y carbón, se ha hecho posible transportar estos combustibles a grandes distancias, por agua y por tierra, con lo que se han creado importantes mercados internacionales para los combustibles. Cada uno de estos sistemas de distribución entraña riesgos peculiares. Se necesita contar con un suministro continuo de combustibles; y, si éste se importa, la logística del suministro y los problemas de balanza comercial que su pago plantea entrañan riesgos de desorganización y de inflación, respectivamente. En muchos casos, estos últimos son más graves que los de transporte. Como quiera que sea, se trata siempre de reducir los riesgos eficazmente y de reforzar la seguridad del abastecimiento.



### **I.5.a. Comparación de Riesgos de las Fuentes Energéticas.**

El empleo de las diversas fuentes energéticas entraña muy variados riesgos (tecnológicos, ambientales, sanitarios, económicos, etc.), incluidos los relacionados con la seguridad de abastecimiento continuo; y esa variedad dificulta sumamente las comparaciones. Las consideraciones de tipo general acerca del riesgo y en torno a la importancia relativa de las repercusiones sanitarias y ambientales pueden aportar antecedentes informativos que resultan de utilidad para comparar las diversas fuentes de energía disponibles. Ahora bien, lo que se requiere concretamente para una comparación determinada depende más de parámetros correspondientes específicamente al emplazamiento y a los puntos de vista del país de que se trate que de estimaciones generales de los riesgos. El aporte de energía no es, de por sí, un beneficio comparativo. Las consideraciones referentes a la continuidad del abastecimiento, a la balanza de pagos y a las disponibilidades de recursos del país son otros tantos ejemplos de otras clases de factores de beneficio o de riesgo que han de sopesarse. Procede, pues, que estos análisis sean efectuados, para cada emplazamiento y para cada caso por separado, por los poderes públicos.

En cada fuente de energía se advierten algunas propiedades tan evidentes que bien pueden arrojar luz sobre ciertos aspectos cualitativos de la problemática general. La intensidad de repercusión guarda muy estrecha relación con la magnitud y la índole de los recursos utilizados y de los desechos producidos.

La generación de energía nucleoelectrónica tiene la ventaja de que, en el ciclo del combustible, sólo se necesita tratar pequeñas cantidades de uranio. Se requieren unas 30 toneladas de combustible de uranio para un año de funcionamiento de una central de IGW(e) (reactor de agua ligera), mientras que una central de esa capacidad alimentada con combustibles fósiles requiere unos dos millones de toneladas de antracita, o diez millones de barriles (millón y medio de metros cúbicos, aproximadamente) de petróleo. Las cantidades de materiales que han de moverse, el uso de terrenos, y el número de horas-hombre que requieren las operaciones de extracción son aproximadamente el 10-15 % de los que se requieren en el caso del carbón, a pesar del bajo contenido en uranio de la mena. Una vez extraído el uranio de la mena, las cantidades que han de manipularse son pequeñísimas en comparación con las correspondientes a los combustibles sólidos.

#### **I.5.a.1. Extracción del Combustible.**

La minería (para la obtención de carbón, de uranio o de otros recursos) es una actividad industrial con más riesgos que muchas otras. Es sabido que la neumocosis y el cáncer del pulmón son riesgos propios del trabajo en las minas de carbón y de uranio.

La minería afecta también al uso de la tierra, especialmente en el caso del laboreo a cielo abierto, aun cuando la bonificación y reutilización de los terrenos sea practicable. Además, la minería origina desagües ácidos que han de regularse debidamente para impedir la degradación ambiental de las corrientes donde se descarguen. Los riesgos profesionales de la minería del carbón y la del uranio pueden considerarse similares, en general, pero la pequeñez de las cantidades de materiales que han de tratarse en el ciclo del combustible nuclear se traduce directamente en menos lesiones y fallecimientos de origen profesional por unidad de energía generada.

Los trabajos de exploración y de producción de petróleo y gas, particularmente en las operaciones submarinas, crean riesgos elevados para un pequeño número de trabajadores de ciertas categorías especiales. Otra causa de preocupación son los vertidos de petróleo, ya procedan de las torres de la producción o de descargas, normales o accidentales, de buques petroleros.

La producción de petróleo a partir de pizarras o de arenas bituminosas requiere grandes cantidades de agua. Si para extraer el petróleo se utilizan instalaciones de superficie, se echan a perder grandes extensiones de terreno y se origina mucho material de desperdicio.

La conversión del carbón en combustible sintético gaseoso y líquido produce efluentes y desechos que pueden contener carcinógenos en concentraciones significativas.

#### **I.5.a.2. Transporte y Almacenamiento.**

Durante el transporte y el almacenamiento pueden producirse incendios y explosiones, tanto en el caso del petróleo o del gas natural, como en el caso de los combustibles sintéticos o del petróleo obtenido de pizarras o de arenas bituminosas. El transporte del combustible nuclear, y en particular el del combustible agotado, requiere de precauciones debido a la radiactividad. En ferrocarril, por carretera o por mar se transportan grandes cantidades de petróleo y de carbón, transporte en el que el riesgo de accidente (choques, etc.) es superior al que plantean los materiales requeridos en el ciclo del combustible nuclear, cuyo volumen es mucho menor. Hay que adoptar precauciones para el transporte de todos los combustibles conforme a la clasificación que les corresponda entre las mercancías peligrosas.

#### **I.5.a.3. Generación de Energía.**

Inevitablemente, la producción de energía nucleoelectrónica lleva aparejada la de grandes cantidades de materiales radiactivos que hay que controlar, y que son controlables. En esta esfera, la

preocupación principal es la de evitar que en las centrales ocurran accidentes que pudieran ocasionar la liberación de grandes cantidades de materiales radiactivos en el medio ambiente. La generación de energía hidroeléctrica entraña la posibilidad de rotura de los embalses.

Toda central térmica, sea cual fuere el combustible, ha de descargar calor residual en el medio ambiente. Una de las mayores desventajas de los recursos energéticos renovables es que, debido a su baja densidad de potencia, hay que utilizar mucho terreno por unidad de potencia producida.

#### I.5.a.4. Desechos y Efluentes.

En la combustión del carbón se desprenden dióxido de azufre, óxido de nitrógeno y partículas que pasan a la atmósfera. También la combustión de petróleo ocasiona la liberación de cantidades menores de dióxido de azufre y de óxido de nitrógeno. Las emisiones de dióxido de azufre originan una lluvia ácida que ocasiona daños en los edificios, en los ecosistemas terrestres, en los cultivos agrícolas y forestales, en los sistemas acuáticos, además de los efectos sobre la salud pública.

Todos los combustibles fósiles producen dióxido de carbono cuando se queman. En estos últimos años se ha expresado frecuentemente el temor a que el aumento del contenido de dióxido de carbono en la atmósfera pueda llegar a afectar el clima mundial al modificar el equilibrio de la radiación térmica (efecto de invernadero). Los más recientes estudios sobre el clima mundial efectuados con modelos parecen indicar que si se duplicara la concentración del dióxido de carbono en la atmósfera, la temperatura media de sus capas inferiores aumentaría en promedio 2.4°C, y la temperatura de las capas superficiales de la tierra en latitudes elevadas se duplicaría o triplicaría. Si se mantiene el actual ritmo de aumento del uso de los combustibles fósiles, que es del 4 % anual, estos efectos podrían producirse de aquí a 40 años. A plazo corto, esa elevación de la temperatura podría ocasionar un desplazamiento de zonas climáticas con cambios del régimen de lluvias que pudieran afectar significativamente a la producción alimentaria mundial y desertizar ciertas zonas. A la larga, se teme que la elevación de la temperatura en latitudes altas pudiera ocasionar la fusión de los mantos de hielo de la Antártida Occidental, con lo cual el nivel de los océanos subiría en unos seis metros y se inundarían muchas de las grandes ciudades hoy radiadas a nivel del mar. Finalmente, la fusión del hielo de los casquetes polares elevaría el nivel del mar en unos 70 metros. El empleo de la energía nuclear descarga pequeñas cantidades de materiales radiactivos en la atmósfera y en el medio acuático, pero no dióxido de carbono ni, virtualmente, ninguno de los contaminantes que se desprenden al quemar combustibles fósiles.

El aislamiento a plazo largo de los desechos ocasionados por el

uso de la energía nucleoelectrónica causa casi tanta preocupación como la prevención de accidentes. Aunque el volumen de los desechos de alta actividad que han de aislarse de la biosfera es muy pequeño, se trata de material que conserva un elevado nivel de radiotoxicidad durante varios siglos y un nivel reducido durante mucho más tiempo todavía.

El uso del carbón se traduce en la producción de grandes volúmenes de ceniza volante que puede contener, en concentraciones bajas, metales tóxicos. Esa ceniza volante ha de tratarse de modo tal que la descarga de tales materiales a corrientes superficiales quede reducida a niveles aceptables.

#### I.5.a.5. Riesgos para la Salud.

Hay estadísticas relativas a enfermedades profesionales y a la frecuencia de los accidentes industriales, incluidos los mortales que ocasionan las actividades de extracción, transporte, almacenamiento de combustible y las de generación de electricidad. Las consecuencias que para la población en general tienen las descargas radiactivas debidas al ciclo del combustible pueden deducirse partiendo de los conocimientos actuales, pero las de las descargas ocasionadas al quemar combustibles fósiles se conocen menos, y se han documentado menos. Se ha procurado efectuar estudios comparativos de los riesgos para la salud de los trabajadores de estas industrias y para la población en general, pero la información disponible muestra diferentes niveles de variabilidad, escalas de medición sin relación entre sí y diferentes grados de objetividad. Estos informes permiten llegar a una conclusión cualitativa en el mejor de los casos: la de que "dentro de los límites obvios de estas estimaciones, los sistemas nucleares adecuadamente emplazados, construidos y mantenidos no entrañan más riesgos, y probablemente menos, que los centrados en la combustión de petróleo o de carbón, teniendo siempre en cuenta el ciclo completo del combustible. Con todo, los niveles de seguridad no son un concepto estático. En la mayoría de las industrias, ocupaciones y actividades se pone constante empeño en reducir el riesgo de accidente y sus consecuencias.

## Capítulo II

# LAS CENTRALES NUCLEARES Y EL MEDIO AMBIENTE

## II.1. La Energía Nucleoeléctrica y su Ciclo del Combustible.

Las centrales nucleares generan electricidad por el calor originado en la desintegración de núcleos atómicos de materiales pesados. Las reacciones nucleares producen calor que se aprovecha para producir vapor y mover las turbinas para generar electricidad. El uranio es el principal combustible que se usa en las centrales nucleares de hoy día. El uranio se encuentra en la naturaleza, y es extraído mediante técnicas mineras tradicionales, luego, se somete a tratamiento hasta darle forma adecuada para utilizarlo como combustible de un reactor nuclear. El uranio natural contiene dos isótopos principales: U-238 y U-235. Únicamente los núcleos de átomos de U-235 son fácilmente fisiónables, es decir, susceptibles de escisión de manera más eficiente ante la energía de los neutrones térmicos; pero el U-235 representa tan sólo un 0.7 % del uranio natural. Algunos reactores usan como combustible uranio natural, pero la mayoría emplean actualmente uranio ligeramente enriquecido, en el que la proporción de átomos de U-235 ha sido aumentada. Por tanto, la mayor parte de uranio tratado se somete a enriquecimiento antes de ser transformado en elementos combustibles destinados a un reactor.

Dentro del reactor, el combustible es irradiado y tiene lugar la fisión nuclear. Los átomos de U-235 se dividen para formar elementos más ligeros, conocidos como productos de fisión, algunos de los cuales son altamente radiactivos. Algunos átomos de U-238 se transforman en elementos más pesados que son también radiactivos. El más importante de ellos es el Pu-239, un isótopo del plutonio, que lo mismo que el U-235 es fisiónable y, por tanto, puede usarse como combustible. Desde luego, parte del plutonio experimenta también la fisión y libera energía mientras el combustible permanece dentro del reactor. En un reactor nuclear que utiliza combustible de uranio, hasta una tercera parte de la energía liberada procede de la fisión del plutonio.

Quando el combustible irradiado se retira del reactor, es posible disolverlo y procesarlo químicamente ("reelaboración"), para extraer de él el uranio y el plutonio no usados, con estos materiales pueden fabricarse nuevos elementos combustibles. La reelaboración del combustible irradiado y el reciclado de los materiales fisiónables recuperados podrían reducir el consumo de recursos uraníferos en un factor de 2 aproximadamente.

La corteza terrestre contiene uranio en una concentración media de dos a cuatro gramos por tonelada. Se estima que esta base de recursos podría apoyar la producción de 1.9 millones de GW<sub>a</sub> de energía eléctrica, en el supuesto de que se empleen reactores reproductores rápidos con reciclado de U-Pu.

## II.1.a. Fabricación del Combustible.

El combustible que se usa en las centrales nucleares es normalmente dióxido de uranio (UO<sub>2</sub>) de gran pureza. Para la mayoría de los reactores de agua ligera el combustible consiste en uranio enriquecido en el cual se ha aumentado la concentración del isótopo fisiónable U-235, pasando de su valor natural del 0.7 al 3.5 % aproximadamente.

En la mayor parte de los reactores térmicos, el dióxido de uranio (UO<sub>2</sub>) se transforma en pastillas y se carga en tubos de aleación de circonio o de acero inoxidable para producir vainas de combustible. Para el uranio enriquecido, las pastillas de 1 cm de diámetro y de 1.5 cm de longitud se sintetizan hasta alcanzar la densidad requerida.

Las vainas ofrecen una barrera de contención ante los productos volátiles de fisión que pudieran difundirse desde las pastillas cuando el combustible experimenta la fisión en el reactor. Las vainas ya terminadas se ensamblan en dispositivos fijos para obtener un elemento combustible o conjunto combustible (véase la Fig.5).

Un conjunto típico para un reactor de agua a presión de 1 GW(e) de potencia tiene unos cuatro metros de longitud y contiene 264 agujas de combustible dispuestas en un retículo cuadrangular o hexagonal. El núcleo del reactor, a plena carga, comprende unos 157 conjuntos combustibles con 4 500 agujas de combustible, las cuales contienen a su vez unos 11 millones de pastillas, con un total de 72.5 toneladas de uranio. Durante la explotación, se sustituye una tercera parte aproximadamente de los conjuntos que se hallan en el núcleo del reactor durante cada operación de recarga, la cual se efectúa normalmente una vez al año. La producción media de energía térmica es aproximadamente de 33 gigavatios·día (GW·d) por tonelada de uranio.

## II.1.b. Centrales Nucleares.

El sistema de suministro de vapor en una central nuclear es equivalente al de las calderas de una central tradicional. En estas últimas, el calor se produce por reacción química: el quemado de un combustible fósil. En un reactor, el calor se genera por reacción nuclear: la fisión térmica de núcleos de materiales fisiónables (uranio y plutonio).

En ambos casos el calor se extrae mediante un refrigerante que, directa o indirectamente, genera vapor para impulsar el turbogenerador, para producir electricidad.

Actualmente se hallan en explotación diversos tipos de reactores térmicos, que se basan en seis componentes principales que constituyen el núcleo de un reactor térmico:

- El combustible: contiene los nucleidos que se fisurarán. Con cada fisión hay desprendimiento de calor, se generan neutrones que aseguran el automantenimiento de la cadena de fisiones y, por tanto, una fuente continua de calor.
- El moderador: material que reduce, por colisión, la energía de los neutrones de alta velocidad generada por la fisión. Los neutrones son moderados hasta el nivel de energía térmica en el que son capturados por un núcleo fisurable y causan su fisión.
- El refrigerante: medio utilizado para extraer calor del núcleo y generar vapor.
- El reflector: devuelve al núcleo del reactor los neutrones que tienden a salir del sistema.
- El blindaje: cuya función es proteger contra las radiaciones a toda persona y al medio ambiente que se encuentre en el área próxima al edificio del reactor.
- Las barras de control: regulan la producción energética del reactor nuclear.

En la Fig.6 se muestran los esquemas de diversos tipos de reactores.

#### II.1.b.1. Reactores Refrigerados por Gas (GCR).

Los primeros diseños usaban uranio natural, moderador de grafito y refrigeración por gas de dióxido de carbono. Posteriormente se implementó el uso de vainas de acero inoxidable y combustible de UO<sub>2</sub> poco enriquecido; sin embargo, la densidad de potencia es menor que la de otros diseños de reactores.

#### II.1.b.2. Reactores de Agua Ligera (LWR).

Estos reactores emplean agua ordinaria como moderador y refrigerante. Hay dos diseños básicos de LWR: el reactor de agua en ebullición (BWR) y el reactor de agua a presión (PWR). El BWR es un reactor de ciclo directo. El agua de refrigeración circula por el núcleo del reactor y se convierte en vapor dentro de su vasija de presión. Este vapor se usa para impulsar una turbina. El condensado vuelve a enviarse de regreso a la vasija de presión, por ser de ciclo directo. El reactor instalado en la nucleoelectrónica de Laguna Verde es tipo BWR. El PWR es un reactor de ciclo indirecto. El agua circula en un circuito primario a través de un generador de vapor, produciendo vapor en un circuito secundario que alimenta la turbina.



### II.1.b.3. Reactores de Agua Pesada (HWR).

Emplean agua pesada (agua en la que el hidrógeno ligero ha sido sustituido por su isótopo más pesado, el deuterio) como moderador y como refrigerante. La baja absorción neutrónica del agua pesada permite usar como combustible UO<sub>2</sub> natural. La resultante baja densidad de potencia en el núcleo exige que la unidad tenga grandes dimensiones para alcanzar una potencia adecuada, lo que aumenta los gastos de inversión.

### II.1.b.4. Reactores Reproductores Rápidos (FBR).

En contraste con los reactores térmicos descritos anteriormente, el reactor rápido utiliza neutrones "rápidos" de alta energía para originar más fisiones en los nucleidos fisiónables. El combustible está formado por una mezcla de óxidos de plutonio y uranio. Las dimensiones del núcleo son mucho más pequeñas que las de un reactor térmico de la misma potencia. Por tanto, la densidad específica de potencia en el núcleo será mucho más elevada que la de un reactor térmico. Esto requiere un refrigerante de alta capacidad y conductibilidad térmica, por esta razón se usa casi siempre un metal líquido, de ordinario el sodio.

En condiciones de fisión rápida, se emiten más neutrones por reacción de fisión que en el caso de energía térmica. Rodeando el núcleo con una zona fértil de uranio natural o empobrecido, el exceso de neutrones puede ser absorbido por U-238 para formar plutonio. El combustible se procesa por vía química para recuperar el plutonio, que se recicla como combustible. Esto conduce al concepto consistente en la "reproducción" de U-238 "fértil" para obtener plutonio fisiónable. Puesto que puede "quemar" uranio empobrecido, es capaz de convertir en valiosa fuente de energía las colas de uranio procedentes del proceso de enriquecimiento y de la reelaboración de combustible, que pueden contener menos U-235 que el uranio natural, de otra manera, este material habría que considerarlo como desecho.

### II.1.c. Gestión, Desechos y Transporte.

El combustible ha de retirarse del reactor cuando la acumulación de productos de fisión lo transforme en un absorbente neto de neutrones. Esto ocurre después de un periodo de tres a cinco años en un reactor de agua ligera (LWR). Aunque el combustible irradiado aparece sin cambio alguno a la vista, es altamente radiactivo y sigue generando calor por la desintegración radiactiva. Tiene que ser protegido por un blindaje y refrigerado, y su ulterior tratamiento ha de planearse cuidadosamente. Hay varias opciones para la gestión del combustible irradiado: reelaboración; almacenamiento provisional

hasta que se decida reelaborarlo o evacuarlo; evacuación del combustible como desecho en un cementerio después de su debido acondicionamiento; transferencia del combustible: una empresa eléctrica o un país pueden decidir quizá transferir su combustible agotado y sus derechos sobre él a otro país, el cual ha de decidirse entonces por una de las tres opciones mencionadas anteriormente.

En general, los LWR están diseñados para poseer una capacidad de almacenamiento. Esto proporciona un almacenamiento intermedio entre las operaciones de recarga de combustible y las de transporte a instalaciones de almacenamiento situadas fuera del emplazamiento del reactor, como son: plantas de reelaboración, almacenes en emplazamientos de evacuación en los que el combustible irradiado se guarda antes de depositarlo en un cementerio permanente de desechos.

Los desechos procedentes de las operaciones de extracción y tratamiento de mineral contienen sólo bajas concentraciones de materiales radiactivos naturales, pero se producen en grandes cantidades.

La explotación de las centrales nucleares produce desechos radiactivos de actividad baja e intermedia. La elaboración del combustible irradiado genera, desechos de alta actividad, en volumen muy pequeño.

Hay tres enfoques fundamentales para la gestión de los desechos radiactivos según las cantidades y características de los radionucleidos contenidos en dichos desechos. Los desechos pueden ser:

- concentrados y contenidos (aislados de la biosfera) durante un tiempo que sea lo suficientemente largo para asegurar que cualquier emisión subsiguiente no se traducirá en exposición de los seres humanos a las radiaciones por encima de los niveles admisibles;
- retenidos en el almacenamiento y se deja que se desintegren antes de su tratamiento o de su emisión al medio ambiente;
- diluidos y dispersados inmediatamente en el medio ambiente, si están presentes en niveles que estén por debajo de los límites autorizados de emisión que se fijan normalmente. En la medida de lo posible, los materiales radiactivos se concentran, y se impide que alcance el medio ambiente.

El acondicionamiento consiste en transformar los desechos en formas adecuadas para el transporte, almacenamiento y/o evacuación. Las operaciones incluyen la conversión de los desechos en formas más estables, el envasamiento y el embalado adicional. Los concentrados o residuos pueden inmovilizarse incorporándolos a una matriz de concreto, asfalto, plástico o metal.

El transporte de materiales es parte esencial del ciclo del combustible nuclear, ya que frente al reducido número de instalaciones clave: minas, plantas de enriquecimiento, de fabricación de combustible y de reelaboración, hay muchos reactores en cierto número de países. La mayoría de estos materiales son radiactivos y algunos de ellos entrañan riesgo de criticidad; por eso, hay que adoptar precauciones adecuadas de seguridad para el transporte de dichos materiales.

Para transportar el combustible irradiado a un almacén central de combustible o a una planta de reelaboración se requieren contenedores especialmente diseñados, y a menudo, vehículos especiales. El principio de seguridad que debe regir es que los contenedores han de diseñarse y construirse de tal manera que se evite la criticidad y que proporcione el blindaje y la resistencia necesarios para resistir accidentes graves, en particular, choques frontales e incendios, sin que se desprendan sustancias radiactivas.

#### II.1.d. Evacuación de Desechos, Clausura de Instalaciones.

Los muchos tipos de desechos radiactivos, su tratamiento y acondicionamiento para el almacenamiento y la evacuación forman parte del sistema general de gestión de desechos, cuyo objetivo es impedir la descarga en el medio ambiente humano de cantidades inaceptables de radionucleidos contenidos en desechos procedentes del ciclo del combustible nuclear. La seguridad con que deben manipularse los desechos nucleares se viene subrayando en mayor grado que en el caso de otros tipos de desechos tóxicos (por ejemplo: amianto, arsénico, plomo) resultantes de otros procesos industriales.

Para la gestión y evacuación de los desechos de actividad baja e intermedia se aplican ya métodos seguros y bien fundamentados. Un emplazamiento debe tener características climáticas, geológicas e hidrológicas que aseguren que mientras los desechos conserven su toxicidad, los radionucleidos no escapan del emplazamiento de evacuación en cantidades inaceptables. En algunos casos, cuando los niveles de actividad son elevados, los desechos pueden disponerse en el interior de estructuras de concreto para proporcionar una barrera adicional contra la migración de radionucleidos.

El vertimiento en el mar esta prohibido para "desechos de alto nivel radiactivo", y exige que una autoridad nacional competente expida un permiso especial con relación a cualquier operación con desechos que no sean "de alto nivel radiactivo".

Para la evacuación de los desechos de alta actividad, lo que se requiere es aislarlos de la biosfera durante periodos de tiempo muy largos. El concepto de evacuación de mayor aceptación general aplicable a los desechos de alta actividad es el del emplazamiento acondicionado en formaciones geológicas estables a

gran profundidad. Este sistema natural proporcionaría, junto con las barreras tecnológicas dispuestas en los propios desechos y en su derredor, múltiples barreras capaces de impedir la migración de radionucleidos desde el cementerio a la biosfera.

Un emplazamiento geológico para la evacuación de desechos radiactivos debe estar situado en una región de escasa actividad tectónica, como terremotos y volcanismo. La zona debe ser muy poco prometedora en cuanto a la futura explotación de petróleo, gas natural o minerales. Abundan las formaciones que permanecen física y químicamente estables desde hace millones de años, y las necesidades de terreno para la evacuación de desechos radiactivos no son grandes.

Se entiende por clausura de una planta industrial el hecho de poner fin a su funcionamiento y cerrarla definitivamente. Al término de su vida de explotación, una planta nuclear contiene materiales, estructuras y equipos desgastados parcialmente radiactivos. La mayor parte de una planta (más del 80 %) nunca llega a ser radiactiva, y puede desmantelarse o reutilizarse sin restricción alguna. En el caso de una central nuclear una vez retirados el combustible nuclear irradiado y el agua de refrigeración, más del 95 % de la actividad restante queda situada en la vasija del reactor e inmediatamente en torno a la misma. Se puede dejar que esa radiactividad inducida se reduzca por desintegración natural, desmantelar el equipo y las estructuras activadas, y eliminar las capas superficiales del concreto del interior del blindaje.

El desmantelamiento total puede designarse como de clausura en fase 3. Entraña este método la eliminación de todo el material que contenga radiactividad de nivel superior al aceptable, de manera que las restantes partes de la planta y el emplazamiento puedan reutilizarse sin ulterior control. En este caso, los niveles aceptables son comparables a los que existían antes de que se construyese la instalación nuclear. En algunos casos puede resultar más práctico aplicar clausura en fase 2, (clausura tipo tumba), por el que se sellan, para confinarlas, las partes de la planta en que persisten los más altos niveles de radiactividad y se deja que prosiga la desintegración. Las partes menos radiactivas se descontaminan y se retiran. Muchos reactores nucleares se han puesto ya en clausura en fase 1, conforme al cual todos los materiales radiactivos de fácil acceso se retiran, pero se dejan intactos: la maquinaria, los componentes y las estructuras. En este caso, queda en la instalación personal de mantenimiento y vigilancia; este método sólo es adecuado provisionalmente, y antes de la clausura definitiva.

## **II.2. Radiobiología, Fuentes de Exposición de la Población a las Radiaciones y sus Efectos sobre la Salud.**

Para analizar los efectos observados en el hombre a partir de las propiedades físicas y químicas conocidas de un nucleido

radiactivo liberado en el medio ambiente, se procede en tres etapas:

- conocida la cantidad de sustancias radiactivas liberadas y la transferencia de estos nucleidos al hombre siguiendo diferentes vias, es posible estimar
- la dosis de radiación absorbida, debido tanto a la exposición interna como a la externa, y la dosis equivalente efectiva, que se utiliza en ese caso para evaluar
- las consecuencias biológicas que aparezcan ya sea en los individuos expuestos (efectos somáticos) o en sus descendientes (efectos hereditarios).

Para una estimación aproximada del daño probable a cualquier individuo, o el daño total a la población causado por la descarga de materiales radiactivos en el medio ambiente, es necesario en primer lugar evaluar las vias por las que se distribuirán en el medio ambiente, para entrar en el aire que la gente respira, en el agua que bebe y, en ciertos casos, en los alimentos que ingiere. Dichos radionucleidos pueden provocar en el hombre una exposición externa debido al paso de penachos o a superficies del suelo contaminadas, y una exposición interna consecuente a la inhalación o ingestión de alimentos y agua contaminados.

La segunda operación consiste en convertir la actividad de las sustancias liberadas que llegan al hombre en dosis cuantificables de radiación, energía transmitida por la radiación ionizante a tejidos corporales. La dosis de radiación absorbida se expresa en grays (Gy); la dosis equivalente y la dosis equivalente efectiva se expresan en sieverts (Sv), véase el Cuadro IV.a.

Diferentes nucleidos pueden penetrar en diferentes órganos y tejidos del cuerpo por vias metabólicas específicas en función de sus propiedades químicas y de su estado físico. La Fig.7 ofrece ejemplos de lugares de exposición y de depósito de partículas y gases en el cuerpo humano.

El daño radioinducido por unidad de energía absorbida varía para diversos tipos de radiación según la densidad de ionización en el tejido. Las partículas alfa tienen una alta densidad de ionización, y para la misma dosis absorbida puede causar hasta 20 veces más daños que los rayos X. Para tener cuenta de este hecho, a los fines de la protección radiológica, se convierte la dosis equivalente para calcular la probabilidad de que cause "efectos sobre la salud". Para ello, se multiplica la dosis absorbida expresada en Gy, por un factor de calidad (Q) que es 1 para los rayos X, los rayos gamma y los rayos beta, y 20 para las partículas alfa. Como los diversos órganos o tejidos corporales presentan diferentes sensibilidades a la radiación, el "daño" radioinducido depende igualmente del hecho de que se irradie uniformemente todo el cuerpo o que se irradie selectivamente un determinado órgano. Mediante la inclusión del factor de peso para tener en cuenta este fenómeno, se puede expresar la dosis como

equivalente efectiva (Cuadro IV.b). Esto se consigue evaluando la dosis equivalente procedente de todas las fuentes, multiplicando por los respectivos factores de ponderación correspondientes al tejido y sumando los resultados. El resultado se expresa en Sv.

## II.2.a. Efectos Biológicos de las Radiaciones.

La etapa siguiente consiste en evaluar el daño causado por una dosis determinada de radiación. A pesar de que los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes son por lo general bien conocidos, no se han podido explicar todavía todos los mecanismos de acción. En términos muy amplios, es sabido que interviene una serie de procesos cuando se deposita energía radiactiva en los tejidos vivos. Las reacciones primarias se producen a brevísimo plazo en la estructura celular y son el resultado ya sea de la acción física directa causante de la ionización y/o la excitación de moléculas (importante desde el punto de vista biológico, especialmente cuando se trata de moléculas portadoras de información genética de la célula), o de la acción indirecta, con la producción por ionización de radicales libres sumamente reactivos, que pueden a su vez provocar lesiones en dichas moléculas.

### II.2.a.1. Efectos Somáticos.

En términos generales, estos efectos se deben a la inactivación de un gran número de células en tejidos irradiados. Esto puede resultar finalmente en una pérdida de elementos tisulares que deben desempeñar funciones específicas y en la aparición de síntomas clínicos por pérdida de dichas funciones.

Para la exposición parcial del cuerpo, los síntomas se pueden presentar en la epidermis (eritema, descamación, úlceras, depilación), en gónadas (causa de esterilidad temporal o permanente), en el tracto gastro-intestinal (descamación de las células mesentéricas, diarrea, pérdida de fluidos), en la médula ósea (pérdida de plaquetas y diversos tipos de leucocitos, con hemorragia, infección, etc.). También es sabido que las cataratas del cristalino del ojo constituyen un efecto somático a largo plazo de la radiación. A pesar de la reaparición y la repoblación de los diversos tejidos, pueden persistir por largo tiempo ciertos daños después del tratamiento.

Cada tejido se caracteriza por un valor bien definido de su dosis con respecto a todo efecto, y el daño a cada tejido ocurre en un tiempo bien definido a partir de la absorción de la dosis. Para dosis de hasta algunos Sv el principal síndrome es el de la médula ósea, en el que predominan los síntomas hematológicos. A partir de dosis de 10 Sv aproximadamente se observa el síndrome gastro-intestinal con síntomas debidos a los daños al intestino. A dosis todavía más altas, aparece el síndrome cerebral. Es

sabido que dosis de cerca de 3 Sv, suministradas en forma aguda a todo el cuerpo, resultan, en ausencia de todo tratamiento, en una probabilidad de muerte de 50 % a causa del síndrome de la médula ósea, en tanto que la muerte es poco probable con dosis inferiores de 1 Sv.

Como las células son particularmente sensibles en el momento de su división activa y como la tasa de renovación celular es elevada en el individuo en desarrollo, la irradiación del embrión y feto humano pueden igualmente dar lugar a daños somáticos. Además del observado en el individuo adulto, un tipo especial de efecto puede observarse en el organismo en desarrollo consistente en varios tipos de malformación.

#### II.2.a.2. Efectos Somáticos Estocásticos.

Estos se caracterizan por el hecho de que únicamente su probabilidad es función de la dosis, en tanto que su gravedad no cambia con la dosis, que ya es máxima. Los efectos comprenden enfermedades malignas tales como la leucemia y tumores sólidos, efectos tardíos que aparecen años o decenios después de la exposición cuyo origen se debe al parecer al daño a una célula o a un reducido número de células. Se han observado efectos somáticos que comprenden cánceres de pulmón, óseos, de tiroides y diversos tipos de tumores.

#### II.2.a.3. Efectos Hereditarios.

Los efectos hereditarios son también estocásticos por su carácter y se presentan en la progenie de las personas irradiadas, como consecuencia de daños al material genético de las células germinales.

Con respecto a sus mecanismos de inducción, los efectos hereditarios se clasifican por lo general como mutaciones cuando afectan a uno o a algunos caracteres genéticos, o como aberraciones cromosómicas cuando implican una reorganización de grandes secciones de los cromosomas, que son el soporte de dichos caracteres. En su aspecto clínico puede ser relativamente inofensivo, por ejemplo, el daltonismo; o ser de tal gravedad que resulte incompatible con la vida o provoque enfermedades sumamente graves como el mongolismo.

#### II.2.b. Efectos Ambientales de las Radiaciones.

Aunque, con las actividades de control de efluentes y de gestión de desechos radiactivos se procura contener en lo posible los materiales radiactivos, puede ocurrir que, durante el funcionamiento normal de las instalaciones, pequeñas cantidades

de esos materiales pasen al medio ambiente, con el consiguiente impacto radiológico para la población general y otras consecuencias radiológicas para el medio ambiente. También puede haber descargas accidentales. Estas repercusiones pueden ser los efectos nocivos para la salud que cabe estimar.

No hay duda de que la descarga de calor residual en aguas públicas puede modificar el ambiente acuático. Esta posibilidad ha ejercido ya marcada influencia en la elección de emplazamientos para las centrales y de métodos de refrigeración. La cuestión estriba en determinar si esa modificación es perceptiblemente nociva o benéfica; y si afecta de modo significativo al uso del agua. Una temperatura desfavorable puede influir sobre la reproducción, desarrollo y supervivencia de los seres larvales, jóvenes y adultos que integran la biota, así como sobre todos los procesos biológicos que la mantienen saneada.

Del mismo modo que muchas especies de peces dan muestra de un comportamiento evasivo al enfrentarse con temperaturas letales, también tienden a congregarse en aguas que se encuentran a su temperatura preferida. Es interesante observar la existencia de una correlación positiva entre la adaptación a las condiciones térmicas o aclimatación y una temperatura preferida en el caso de determinadas especies de peces. En las centrales eléctricas se ha observado la concentración de peces en las aguas más calientes de los canales de descarga durante la estación fría.

Una serie de estudios ecológicos de carácter amplio y continuo han puesto de manifiesto que la descarga de calor por las centrales puede ser planificada y llevada a cabo sin ocasionar cambios de gran alcance en el medio ambiente. El interés que actualmente suscitan las posibilidades que a la piscicultura comercial ofrece el empleo de agua caliente procedente de centrales nucleares, a fin de acelerar el crecimiento de los peces, y acerca del crecimiento de vegetales en invernaderos alimentados con esas descargas, han puesto de manifiesto que una instalación que origina descargas térmicas puede causar efectos ventajosos en la economía local.

#### II.2.b.1. Afectación de Recursos.

La demanda de agua dulce aumenta en el mundo entero, y la agricultura necesita ingentes cantidades de agua. Si bien la adición de calor al agua de riego puede ser ventajosa, los aportes de compuestos químicos procedentes del tratamiento de efluentes o de los circuitos de refrigeración han de regularse con todo rigor, porque la sensibilidad de los vegetales a cualquier aumento de la carga salina puede afectar a los rendimientos desfavorablemente.



### II.2.b.2. Detrimento.

El concepto de detrimento se utiliza para identificar y, cuando corresponda, cuantificar los numerosos tipos de efectos perjudiciales de las radiaciones. Además de los efectos sobre la salud, existen otros tales como la necesidad de limitar la utilización de ciertas zonas y el consumo de algunos productos.

### II.2.b.3. Exposición de la Población a las Radiaciones.

El hombre ha estado siempre expuesto a las fuentes naturales de fondo de radiaciones ionizantes, de los rayos cósmicos de origen extraterrestre, y de las sustancias radiactivas presentes en la corteza terrestre, en los materiales de construcción, en el aire y en los alimentos. Además, de la radiación natural, el hombre está expuesto a fuentes de radiación creadas por él mismo, por ejemplo: los rayos X y otros tipos de radiaciones con fines médicos; las precipitaciones radiactivas causadas por ensayos con explosivos nucleares; la exposición profesional en la industria nuclear y otras industrias que emplean radiaciones ionizantes; y los materiales radiactivos liberados en el curso de la producción nucleoelectrónica. La Fig.8 muestra la contribución de las diferentes fuentes a la dosis anual media que recibe la población del Reino Unido. La proporción de las diversas fuentes a las que está expuesta la población en otros países será algo diferente, pero la contribución mayor es siempre la aportada por la radiación natural de fondo (hasta el 70 % o más), y los usos médicos de la radiación (hasta el 30 %). La contribución de la energía nuclear, es bastante pequeña; en 1980, la dosis anual media debida a las descargas de efluentes radiactivos procedentes de procesos nucleoelectrónicos en el Reino Unido, en el que un 12 % de su electricidad es de origen nuclear, fue de alrededor del 0.1 % de la dosis total.

Las radiaciones que penetran en la atmósfera terrestre desde el espacio extra-atmosférico, reciben el nombre de rayos cósmicos. Las tasas de dosis al hombre dependen en gran medida de la altitud y en un grado mucho menor de la latitud. Al nivel del mar, la dosis anual debida a los rayos cósmicos se calcula en unos 0.3 milisieverts (mSv) en las latitudes medias y en un 10 % menos en el ecuador. La tasa de dosis se duplica a cada 1.5 Km de elevación sobre el nivel del mar en los primeros kilómetros.

Los grupos de población que viven a gran altitud o en regiones que poseen elevada radiactividad natural reciben dosis de radiación externa muy superiores. Existen zonas de altos niveles de radiación natural en la India, Brasil, Irán, Tíbet y Nigeria, en donde la tasa de dosis equivalente efectiva de la exposición externa a la radiación terrestre corresponde a 11 mSv por año.

Cierto número de grupos de población se encuentra expuesto a altas dosis absorbidas internas, por ejemplo, los que consumen

carne de caribú o de reno (a causa de que esta cadena alimentaria provoca una fuerte ingestión de polonio 210), o los que viven en casas de ventilación deficiente (debido a la exposición al radón).

Varios adelantos tecnológicos han modificado la exposición a las fuentes de radiación natural, ejemplo de ellos son los viajes aéreos, el empleo de gas natural en la cocina o la calefacción, y el hecho de vivir en las cercanías de las centrales eléctricas alimentadas con carbón. Los habitantes de edificios están también sujetos a una exposición tecnológicamente "modificada" ya que tanto las dosis de radiación externa como interna son más altas en el interior que al aire libre.

El carbón contiene vestigios de radionucleidos presentes en la naturaleza, y su combustión libera en el medio ambiente algunos de dichos radionucleidos. La principal vía de exposición de las poblaciones que viven en las cercanías a centrales eléctricas alimentadas con carbón son la inhalación y la ingestión de sustancias radiactivas descargadas a la atmósfera.

Las rocas fosfáticas contienen por lo general concentraciones relativamente altas de nucleidos radiactivos. Uno de los principales productos es el fertilizante fosfatado; además, se obtiene yeso, que se emplea como material de construcción.

Los pasajeros de aeronaves están más expuestos a los rayos cósmicos que en tierra firme. Las tasas de dosis recibidas durante los vuelos varían en función de la altitud y, en menor medida, de la latitud y de la actividad solar. El gas natural en la cocción de alimentos o en la calefacción puede ser una fuente de radón 222 en los edificios, que puede causar daños al epitelio bronquial.

La utilización de ciertos materiales de construcción que contienen concentraciones superiores a la media de radionucleidos naturales aumenta de modo sustancial el nivel de exposición dentro de los edificios. Dichos materiales de construcción pueden ser piedra pómez (RFA y URSS), concreto (Suecia) y granito siempre. A veces son también subproductos de procesos industriales, como el yeso fosfórico, los desechos de las fábricas de aluminio, y las escorias de altos hornos, subproducto de la fabricación del hierro.

Las concentraciones del radón en los edificios pueden ser particularmente importantes en condiciones de ventilación deficiente, ya que amplía la magnitud de la exposición. En países de clima frío, el régimen de ventilación renueva el aire sólo una vez cada cinco horas, con lo que los pulmones pueden recibir una dosis anual importante de radiación alfa.

#### II.2.b.4. Fuentes Artificiales.

Muchos artículos de consumo contienen sustancias radiactivas incorporadas intencionalmente con una finalidad concreta. Entre ellos cabe citar relojes de esfera luminosa, dispositivos antiestáticos y detectores de humo, así como artículos de cerámica, vidrio y aleaciones que contienen uranio o torio. Los receptores de televisión generan rayos X a causa de la aceleración que se debe impartir a los electrones para producir la imagen.

En el pasado se llevaron a cabo intensos programas de explosiones nucleares en la atmósfera que dieron por resultado la exposición de la población mundial a la precipitación radiactiva que alrededor de 1962 alcanzó la tasa máxima. Ya se ha emitido alrededor del 10 % del compromiso de dosis para la humanidad a causa de todas las explosiones efectuadas, en tanto que el resto lo será en el futuro. Los trabajos que implican el uso de sustancias radiactivas en aplicaciones industriales pueden acarrear una radioexposición profesional. Se ha estimado este tipo de exposición de los trabajadores y la dosis equivalente efectiva colectiva es pequeña.

La exposición con fines médicos aporta las dosis de radiación más altas per cápita de origen artificial. Los usos médicos de las radiaciones provocan altas tasas de dosis instantáneas, así como las más altas dosis a determinados órganos debido a exposiciones cortas o accidentales. En cierto número de países industrializados se ha descubierto que la frecuencia de exámenes de diagnóstico con rayos X es en promedio 600 exámenes por mil habitantes por año. En los países en desarrollo, esta frecuencia es unas diez veces menor.

#### II.2.c. Planes y Preparativos para Casos de Emergencia.

A pesar de que en las centrales nucleares se cuenta con medidas de seguridad perfeccionadas, se preparan también planes para casos de emergencia con vistas a proteger al personal de la central, la población en general y el medio ambiente en el caso, poco probable, de que se produzca un accidente grave. Uno de los fines de estos planes de emergencia es identificar los diversos organismos que quedarían involucrados y determinar con claridad sus respectivas esferas de competencia, responsabilidad y actuación.

En general, la responsabilidad de las medidas de emergencia en el emplazamiento, incumbe al explotador de la planta. También le incumbe la responsabilidad de la evaluación inicial del accidente y de la notificación de ésta a los organismos públicos competentes radicados fuera del emplazamiento. En cambio, la responsabilidad de la respuesta de emergencia fuera del emplazamiento ha de corresponder a las autoridades públicas

competentes que, con asistencia de la organización explotadora, tomarán medidas para paliar cualesquiera peligros potenciales para la población en general.

Al formular planes de protección de la población en general debe tenerse en cuenta que, en algunos tipos de accidentes, el peligro inmediato más importante pudiera provenir de la exposición directa a la radiación ocasionada por el paso de una nube radiactiva. El refugiarse dentro de los edificios puede ser, en tales casos, la mejor medida a corto plazo, si la descarga es breve. Cerrando las ventanas pudiera reducirse la dosis inhalada potencial, y el edificio podría, según su construcción, proporcionar un blindaje sustancial contra la radiación directa. Podría ser necesario evacuar una zona limitada, si la descarga pudiera prolongarse mucho tiempo, y hay que planear por anticipado la manera de hacerlo.

El depósito de sustancias radiactivas como consecuencia del paso de un penacho puede ocasionar un problema de contaminación por plazo largo. En tales casos, cabe tomar la decisión de evitar la ingestión de alimentos y de agua que se hayan contaminado y limitar el acceso a las zonas contaminadas, si se considera que la situación lo justifica.

#### II.c.1. Apoyo de las Organizaciones Internacionales.

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), cuenta con un plan de acción conforme al cual puede prestar asistencia a cualquier Estado Miembro que lo solicite, a raíz de un accidente en el que intervengan sustancias radiactivas. Procede, no obstante, señalar que lo que determina la respuesta a una emergencia no es tanto la disponibilidad de expertos internacionales como las disposiciones y medidas que se adoptan en el plano local. En general, una de las 20 personas de la lista de oficiales de servicio puede estar disponible en el puesto de control de emergencia del OIEA antes de que transcurra una hora desde la solicitud inicial. Se han adoptado disposiciones especiales para que las solicitudes de asistencia formuladas por télex y teléfono reciban atención inmediata. También se dispone de la asistencia que presta La Organización Mundial de La Salud mediante su sistema de Centros de Colaboración en la esfera de la radiopatología humana.

Sobre la base de lo que se ha dicho acerca de la indole de los efectos de las radiaciones, es razonable enunciar los objetivos de la protección radiológica como sigue:

- prevenir la aparición de efectos estocásticos perjudiciales, ello se puede lograr estableciendo límites de dosis a niveles muy inferiores a los del umbral mínimo requerido para que se produzcan;
- reducir la frecuencia de los efectos estocásticos a niveles lo

suficientemente bajos para que sean considerados aceptables por las personas, los grupos de población o la población en general expuestos, con respecto a otros riesgos que se pueden encontrar en medios comparables de trabajo o de vida.

Las estimaciones de riesgo adaptadas por La Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR) a los fines específicos de la protección contra las radiaciones, constituyen pues los fundamentos científicos del sistema de limitación de dosis. El Cuadro V resume los factores de riesgo de defectos hereditarios y casos de cánceres tardíos fatales con respecto a diversos tejidos y órganos establecidos por la CIPR.

### II.3. Seguridad Nuclear y Protección Radiológica.

El principal objetivo de la seguridad nuclear es mantener la exposición del público y de los trabajadores a las radiaciones de las instalaciones nucleares al valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse, tanto durante el funcionamiento normal como en el caso de un accidente. Debido al carácter particular de las instalaciones nucleares, los objetivos de la seguridad nuclear con respecto a los posibles accidentes consisten, en el sentido más amplio en: reducir la posibilidad de accidentes, reducir a un mínimo el escape de materiales radiactivos en caso de accidente, y reducir a un mínimo la exposición de la población en caso de emisión de materiales radiactivos.

Para lograr estos objetivos, las instalaciones nucleares se diseñan, construyen, explotan y mantienen en conformidad con elevados niveles de calidad a fin de reducir a un mínimo la probabilidad de un fallo, posible causa de escape de cantidades importantes de materiales radiactivos. Cuando se escoge el emplazamiento de las instalaciones nucleares, se tienen en cuenta la distribución de la población alrededor de la central, así como las condiciones meteorológicas predominantes; el emplazamiento se elige de manera que se reduzca a un mínimo las consecuencias de posibles fugas de materiales radiactivos.

Para lograr la seguridad de una instalación se combinan cuatro aspectos diferentes: la seguridad tecnológica en el diseño y la construcción, la seguridad del emplazamiento, la seguridad de la explotación y el mantenimiento y los planes y preparativos de emergencia. En todos estos aspectos se aplican medidas de reglamentación, control, aseguramiento de la calidad y supervisión, recurriéndose también a la investigación de la seguridad y de la experiencia.

#### III.3.a. Seguridad de las Centrales Nucleares.

Los problemas particulares de seguridad de un reactor nuclear de potencia se deben al hecho de que los procesos de fisión producen

materiales sumamente radiactivos dentro del combustible situado en el núcleo de pequeño volumen y alta densidad de potencia del reactor. En los elementos combustibles del núcleo del reactor se genera intenso calor, que es transferido al refrigerante en circulación y, con frecuencia a alta presión. El motivo principal de preocupación es la posibilidad del escape de grandes cantidades de materiales radiactivos. Los materiales radiactivos del núcleo pueden escapar en caso de daños de la vaina del combustible y de fusión de este último por sobrecalentamiento. Por lo tanto, las funciones de seguridad más importantes son las que se refieren al control constante de la radiactividad en el núcleo y de su refrigeración para evacuar el calor hasta alcanzar condiciones seguras.

El sobrecalentamiento del combustible puede tener lugar a causa de dos clases de accidentes:

- Pérdida de Refrigerante. Los accidentes con pérdida de refrigerante (LOCA), pueden ocurrir por daños al sistema de refrigeración del reactor y sobrecalentamiento del combustible a menos que se aplique al núcleo la refrigeración de emergencia.
- Transitorios. El sobrecalentamiento del combustible puede ser igualmente resultado de fenómenos transitorios si la potencia del reactor aumenta por encima de la capacidad de eliminación del calor por parte del sistema de refrigeración, o si dicha capacidad de eliminación del calor baja a causa de una disminución del caudal del refrigerante.

El principio del diseño del reactor es la defensa en profundidad; existen dos aspectos: uno consiste en establecer barreras que debería atravesar sucesivamente el material radiactivo para escapar de la central, la Fig.9 ilustra en forma esquemática estas barreras en un reactor de agua a presión; el otro aspecto es el de prevenir las rupturas de las barreras. Esto exige elevadas normas de calidad del diseño de los componentes y del sistema. Comprende la selección de materiales y la fabricación de componentes, la construcción de la central, la elaboración de procedimientos de mantenimiento y de ensayo de la central, la explotación de la central por personal altamente calificado, la utilización de experiencia de explotación y el establecimiento de márgenes de seguridad adecuados para permitir un funcionamiento fiable de manera que sea poco probable toda desviación con respecto al funcionamiento normal.

En caso de que se violaran las condiciones de funcionamiento normal, el mismo sistema podrá: establecer y mantener un régimen de estado subcrítico del reactor, eliminar el calor residual del sistema de refrigeración del reactor y mantener la integridad del sistema de refrigeración del reactor y una alimentación adecuada del refrigerante del reactor.

Si los dispositivos de seguridad incorporados en el diseño de la central no hubieran controlado adecuadamente el funcionamiento

defectuoso, el sistema deberá atenuar las consecuencias de accidentes que puedan causar daños importantes al combustible. En el caso de reactores refrigerados y moderados por agua, ésta es la finalidad del edificio de contención, dotado de sistemas que garantizan el cierre automático de todas las aberturas de la contención, el control de la presión y la temperatura, el control de los gases del combustible y la eliminación de la radiactividad aerotransportada.

Las principales funciones de algunos de estos dispositivos de seguridad tecnológica para los reactores de agua ligera, que aparecen en la Fig.10.a, son los siguientes:

- Parada del reactor (RS), mediante la inserción automática de barras de control.
- Refrigeración de emergencia del núcleo (ECC), de manera que el combustible no se sobrecaliente y dañe las vainas.
- Eliminación de radiactividad después de un accidente (PARR), estos elementos se separan por aspersión y filtración.
- Eliminación del calor después de un accidente (PAHR), y de la sobrepresión del sistema de refrigeración del reactor o de la contención para reducir a un mínimo el daño al núcleo.
- Integridad de la contención (CI), para evitar que se disperse en el medio ambiente la radiactividad retenida en el edificio de contención.

Se refuerza la fiabilidad general mediante equipo diversificado y/o redundante. En la medida de lo posible, se diseña en conformidad con el principio del fallo sin riesgo.

### II.3.a.1. Seguridad del Emplazamiento.

En la elección del emplazamiento para una central nuclear se tienen en cuenta diversas interacciones de la central con el medio ambiente. La vida presunta de un reactor de potencia es de unos 30 años, durante este periodo las necesidades de terreno no pasarán en ningún momento de unas 40 hectáreas para un reactor de 1 GW(e). A título de comparación, cabe indicar que para una central de 1 GW(e) abastecida con carbón se requieren destinar hasta 1600 hectáreas al año para el laboreo a cielo abierto. Las consideraciones comprenden factores tales como densidad de población, meteorología, hidrología, geología y sismología. También se tienen presentes los servicios situados fuera de la central, tales como alimentación de electricidad y vías de acceso, así como la protección al público. Desde el punto de vista de la seguridad se considera aceptable un emplazamiento si:

- no puede ser afectado por fenómenos contra los cuales no es posible protegerse mediante el diseño;

- no es demasiada alta la probabilidad y la gravedad de los fenómenos destructivos contra los cuales se puede proteger la central (sismología);
- las características del emplazamiento (distribución demográfica, meteorología, hidrología, etc.) que tienen influencia en la gravedad de las consecuencias de posibles accidentes son tales que resulten suficientemente pequeñas y sean aceptables.

Las características geológicas y tectónicas determinan el riesgo potencial de que una central pueda ser afectada por un fenómeno destructivo importante, tal como la presencia de una falla superficial, erupción volcánica, subsidencia del terreno, etc. Se deben tener igualmente en cuenta los movimientos del terreno producidos por los sismos. Resulta posible diseñar una central de manera que resista a los terremotos si se pueden excluir la licuefacción o condiciones de asentamiento diferencial.

Las centrales nucleares situadas en el litoral marítimo tienen que estar protegidas contra ondas de tempestad, tsunamis y olas producidas por el viento. Ciertas instalaciones en las que se manipulan materiales peligrosos y lugares tales como aeropuertos, minas e instalaciones militares pueden constituir riesgos para un emplazamiento situado en su cercanía a causa del peligro de explosiones de productos químicos, de la deriva de una nube de gas tóxico o explosivo, o de accidentes de aeronaves. Si el riesgo de los sucesos imputables al hombre fuera elevado, la central deberá ser protegida convenientemente, y por lo general es más práctico evitar tales emplazamientos. Durante el examen del emplazamiento, se evitan los lugares en que las condiciones de dispersión no son favorables.

Se ha elaborado un enfoque, que utiliza el análisis de fiabilidad, basado en la construcción de "árboles de sucesos" y "árboles de fallos". Un árbol de sucesos individualiza la serie de sucesos que pueden conducir a un fallo, comenzando con el suceso desencadenante y continuando hasta determinar el posible resultado de tal suceso. Examina luego la serie de todos los sucesos siguientes, comprendido el uso de los dispositivos de seguridad del sistema. Un árbol de fallos hace intervenir la probabilidad de éxito o de fracaso de cada uno de los diferentes componentes o sistemas presentes en la trayectoria del árbol de sucesos.

Además del fallo de equipo y de componentes, en la evaluación de seguridad se toma también en cuenta la eficacia de los operadores. Considerando de esa manera el sistema global, es posible calcular la probabilidad y el funcionamiento del sistema total, así como las consecuencias de los diversos accidentes potenciales. El valor de tales estudios reside en que indica las esferas en las que las actividades para reducir la probabilidad de accidentes se pueden aplicar con mayor utilidad y las que se deben investigar más a fondo.

Estudios continuos de la seguridad del reactor han demostrado



que:

- el empleo de técnicas de evaluación de riesgos ofrece una valiosa percepción de los posibles "eslabones débiles" del concepto de defensa,
- el error humano es una de las más importantes causas que contribuyen al riesgo general,
- en comparación con las evaluaciones primitivas, es mayor la probabilidad de un accidente que suponga daño al combustible, aunque las consecuencias sobre la salud y la seguridad de tal accidente son menores,
- para la sociedad, los riesgos derivados de la explotación de centrales nucleares parecen ser bajos y comparables con otros riesgos a los cuales está expuesta la humanidad.

### II.3.b. Protección Radiológica.

La actitud adoptada con respecto a la protección radiológica es notablemente uniforme en todo el mundo. Esto se debe en gran medida a la amplia aceptación que los gobiernos y órganos internacionales acuerdan a las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR), organización científica autónoma que publica recomendaciones para la protección contra las radiaciones ionizantes desde hace más de medio siglo. Organizaciones internacionales tales como el OIEA y la OMS, han publicado normas basadas en las recomendaciones de la CIPR. Los gobiernos evalúan dichas recomendaciones y normas y las aplican de manera apropiada en cada país.

Los criterios de protección radiológica de la CIPR se basan en los siguientes principios principales:

- justificar cada fuente de exposición en relación con sus beneficios o con los que ofrece cualquier otra fuente disponible;
- mantener toda la exposición necesaria al valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse;
- las dosis equivalentes recibidas no deben exceder los límites especificados;
- tener en cuenta los adelantos futuros.

En principio, estos requisitos se aplican a todas las fuentes de radiación, aunque en la práctica, nada pueda hacerse para modificar los niveles de las fuentes naturales de radiación. El empleo de radiaciones en medicina es una cuestión que depende del juicio clínico, y no es apropiado especificar límites de dosis individuales. Sin embargo, se deben tomar en consideración los

requisitos fijados por la CIPR. Pero en la práctica, los últimos son aplicables en su totalidad sólo a la radiexposición profesional de los trabajadores, así como a la exposición del público.

Se supone que toda radiexposición implica ciertos riesgos. Por consiguiente, el principio capital de la CIPR es que se deberían limitar las exposiciones al valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse, cuenta habida de los factores económicos y sociales. Para determinar lo que es razonablemente alcanzable, se deben ponderar los beneficios resultantes de la reducción de dosis por debajo de los límites recomendados contra el aumento de los costos que origina esta reducción. De esta manera es posible optimizar el costo de la protección radiológica. (Fig.10.b).

### II.3.b.1. Limitación de las Dosis Individuales.

Al recomendar dichos límites, la CIPR distingue dos categorías de personas: adultos expuestos en el curso de su trabajo, e individuos del público. Establece esta distinción porque los trabajadores expuestos profesionalmente constituyen una población numéricamente pequeña y que acepta voluntariamente el trabajo, y los riesgos a los cuales pueden estar expuestos son previsibles y los trabajadores son objeto de vigilancia y de control individual para asegurarse de que no se excedan los límites de dosis autorizados. Por otra parte, el público constituye una población mucho mayor que, por consiguiente, puede acumular un número superior de efectos de las radiaciones. Los individuos de esta población pueden quedar expuestos contra su voluntad y no reciben ningún beneficio directo. Además, el público comprende niños y fetos, que son más sensibles a las radiaciones. Por estas razones, el límite de dosis anual recomendado para individuos del público es una décima parte del límite de dosis anual para los trabajadores profesionalmente expuestos a las radiaciones.

Según el límite recomendado por la CIPR para la protección de los trabajadores, la dosis equivalente efectiva anual a un trabajador cualquiera en un año no debería exceder 50 milisieverts (mSv) a fin de limitar la probabilidad de aparición de efectos estocásticos. Los límites de dosis no comprenden las exposiciones a fuentes naturales o a procedimientos médicos.

La aplicación del límite de 5 mSv a individuos del público correspondería a un riesgo de mortalidad del orden de  $10 \text{ E-}6$  a  $10 \text{ E-}5$  por año. Además, la rigurosa aplicación del principio de mantener todas las dosis al valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse resulta en una dosis equivalente media menor a 0.5 mSv en un año, inferior a las variaciones de la radiación natural de fondo. El aumento de la dosis anual procedente de la radiación natural de fondo para una persona que en Veracruz cambie su domicilio de Laguna Verde a Jalapa sería de 0.3 mSv, debido a la diferencia de altitud de esas regiones.

La vigilancia del medio ambiente es un componente importante del sistema de verificación para demostrar que el control de las descargas de sustancias radiactivas en el medio ambiente funciona como se habia previsto en las condiciones normales de trabajo. Se usa también a fin de obtener información en tiempo oportuno para adoptar decisiones o medidas destinadas a proteger al público en el caso de una descarga accidental de envergadura. Los programas de monitoraje tienen por finalidad vigilar las descargas de efluentes y el medio ambiente. Por consiguiente, a menudo se calculan las dosis a la población a partir de las descargas conocidas de materiales radiactivos y las vías críticas de contaminación al medio ambiente. El muestreo y los análisis permiten una evaluación más precisa de la situación. Un programa de vigilancia ambiental permite también comprobar independientemente el funcionamiento de una instalación para determinar si las descargas se mantienen dentro de los límites autorizados.

### II.3.c. Evaluación de Riesgos.

Ninguna estrategia energética es indiscutiblemente acertada o exclusivamente justificada, cada solución tiene sus inconvenientes y puede tropezar con los obstáculos de las distintas coaliciones de grupos de intereses. De momento ha habido constante incremento del debate público en relación con la puesta en servicio de nuevas plantas nucleoelectricas. Esto se ha debido adicionalmente a la mayor toma de conciencia mundial hacia los problemas ecológicos, pero por otra parte, también se ha sensibilizado al problema de que vivimos un mundo de recursos limitados, muy especialmente en el campo de los energéticos. A la fecha, cuando ya se tienen muchos años de operación de plantas de generación nuclear, los daños a la salud y a la vida humana son insignificantes comparados con los producidos en otras industrias o actividades de la sociedad. Un gran accidente recibe mucho más atención que una larga serie de accidentes aislados, y sin embargo, estos últimos causan muchos más fallecimientos año tras año. Análogamente, la controversia pública sobre la energía nuclear se centra en sucesos de grandes consecuencias, pero de mínima probabilidad.

Se aceptan riesgos cuando se considera que el beneficio reportado vale la pena. En la industria, a pesar de todos los esfuerzos por eliminar los riesgos, siempre existirá, aun cuando sea remota, la posibilidad de su ocurrencia. Aceptando riesgos nos ganamos la vida y producimos bienes que nos permiten individualmente y en comunidad una vida más cómoda.

Se han hecho tentativas, en particular durante los últimos años y debido al desarrollo de la Industria Nuclear, por utilizar métodos numéricos para asignar prioridades en las cuestiones de seguridad. Los Análisis de Riesgos representan un método totalmente nuevo pero eficaz para evaluar el nivel de seguridad de importantes sistemas tecnológicos. Aunque los márgenes de

incertidumbre de los resultados sean considerables, el análisis facilita valiosa información para implementar mejoras a los sistemas de las centrales nucleares. Estos estudios han sido muy cuestionados, sin embargo, de existir error sería necesario que éste causara una diferencia por un factor de 75 000 veces para que el riesgo de 100 plantas fuese similar al de los automóviles. Se muestran las estadísticas evaluadas para el riesgo de ciertas industrias y algunas actividades en los cuadros VI.a, VI.b, VII y VIII.a.

### Capitulo III

#### EL CONCRETO EMPLEADO

#### COMO ESCUDO CONTRA LAS RADIACIONES

### III.1. Antecedentes al Estudio de Blindajes.

A continuación se hace una breve reseña del desarrollo histórico que ha seguido el actual estado del conocimiento del blindaje ante radiaciones ionizantes.

El primer cuarto del siglo XX fue un periodo en el cual los daños de las radiaciones ionizantes se descubrieron gradualmente, y el uso de materiales pesados como el plomo, en forma de láminas y ladrillos tuvo lugar para proteger de los rayos X y los gamma. El conocimiento del blindaje de carácter elemental empezó a ser acumulado y ampliamente sintetizado en la forma de valores de "espesores medios" o simples factores exponenciales que involucran "coeficientes de absorción".

El segundo cuarto del siglo XX fue marcado por un rápido aumento en el conocimiento de los fundamentos de la interacción entre la radiación y la materia, siendo posible por el desarrollo de la mecánica cuántica como herramienta teórica. El descubrimiento del neutrón en 1930 inició la cadena de eventos que siguieron con el uso de fuentes emisoras de neutrones tales como los reactores y los explosivos nucleares. Este nuevo tipo de partícula fue rápidamente reconocida como el más significativo peligro, cuya protección podría requerir blindajes masivos.

Recientemente, la mayor parte de la información sobre blindaje fue desarrollado sobre bases científicas firmes, y dando una atención particular al problema como disciplina abstracta. Los médicos radiólogos, apoyados por físicos radiólogos, han desarrollado ampliamente sobre bases experimentales, datos sobre blindaje ante las radiaciones de rayos "X" y de los radioisótopos más comúnmente usados. El advenimiento de las armas nucleares demandaron nuevos programas para la protección radiológica en las bases militares y bases estratégicas para la defensa civil. Como resultado de un amplio trabajo experimental en la prueba de armas nucleares durante los 50's, complementadas por algunos trabajos teóricos sobre el transporte de las radiaciones gamma, fue desarrollada la tecnología para el blindaje de las radiaciones de las armas nucleares. En los 60's, se dio énfasis al estudio de la multiplicación de la radiación gamma y se desarrolló un sistema de análisis de blindajes que combina cálculos teóricos, trabajos de laboratorio y un amplio desarrollo de ingeniería.

El desarrollo de los reactores nucleares introdujo nuevas ideas y datos sobre el blindaje, especialmente contra neutrones. Los programas específicos que enfatizaron esos avances en blindaje incluyen los submarinos de propulsión nuclear, el de aviación de potencia nuclear, y el desarrollo de las plantas de generación eléctrica de potencia nuclear.

En los 60's el desarrollo de naves espaciales tripuladas trajo un incremento en el conocimiento del blindaje contra las partículas de alta energía encontradas en el espacio exterior. En los 70's, el rápido avance en los estudios de los reactores de fisión

permitió la investigación de los problemas en el blindaje debidos al depósito de calor, análisis de esfuerzos y producción de tritio dentro del reactor, que también sirve como escudo.

Es importante destacar que aunque se conocían los principios físicos básicos que gobiernan el transporte de la radiación (La Ecuación de Boltzmann) desde hace varias décadas, no fue sino hasta que se pudo emplear la computadora que se pudieron aplicar aquellos principios al blindaje de neutrones y rayos gamma en forma precisa. La ciencia del blindaje aun continúa desarrollandose. Aun no es posible garantizar con exactitud la predicción de los niveles de radiación dentro y alrededor de un blindaje, especialmente para neutrones. Algunas de las dificultades se relacionan con la deficiencia en el conocimiento de las probabilidades de interacción de la radiación con la materia. De igual manera, existen problemas para el desarrollo de métodos computacionales para el análisis del fenómeno de transporte de radiaciones, ya que el número de variables que se involucran lo ha obstaculizado.

Conceptualmente, se intenta emplear una descripción muy detallada del campo radiactivo con el propósito de especificar en cada instante la posición, dirección de trayectoria, energía y estado interno de cada partícula en el campo, sin embargo, semejante descripción a nivel microscópico, aun cuando fuera posible, difícilmente se llevaría a la práctica. Un analista de blindajes estaría inundado por la cantidad total de información acerca del campo radiactivo, que sería incapaz de usar los datos para el diseño del blindaje. Por lo anterior, los campos radiactivos se deben caracterizar mediante conceptos macroscópicos que presten por sí mismos mayor disponibilidad para su interpretación física y su aplicación. Entonces, es deseable reducir los datos a aquella información relacionada con el peligro contra el cual se está tratando de proteger, o con el fenómeno que se trata de cuantificar. En apariencia, se debe orientar la atención no tanto con el paso de partículas o energía a través de la región del material que está sujeto a peligro, como con la producción de ciertos efectos físicos en dicha materia. Estos efectos podrían ser: el depósito de energía, ionización del medio, inducción de desplazamientos atómicos, producción de cambios moleculares, u otros fenómenos.

### III.1.a. Blindaje.

Un blindaje es una entidad física que se interpone entre una fuente de radiación ionizante y un objeto que será protegido de tal forma que el nivel de radiación en la posición del objeto será reducido. La entidad protectora generalmente está compuesta por materia, pero bajo algunas circunstancias puede no tener naturaleza corpórea. El objeto que es protegido la mayoría de las veces es un ser humano, pero puede ser cualquier cosa que sea sensible a las radiaciones ionizantes.

El término blindaje puede emplearse para referir un sistema de escudos ensamblados con el propósito de proteger de una radiación específica. La división de radiaciones ionizantes en dos tipos tiene implicaciones de importancia en el estudio de blindajes. Las radiaciones ionizantes directas interactúan de manera intensa con el blindaje, por lo que son detenidas fácilmente. La radiación ionizante indirecta puede ser altamente penetrante, y el blindaje requerido puede ser bastante voluminoso y costoso. Las radiaciones ionizantes a las que generalmente se le da mayor atención son los neutrones y los fotones o también llamados rayos gamma.

### III.1.b. Variables que Influyen al Diseño del Blindaje.

Limitar las intensidades de radiación a niveles prescritos es el objetivo primordial en el diseño de blindajes; diversas combinaciones de materiales y sus configuraciones geométricas son aplicables. La combinación particular de materiales y su arreglo de acuerdo con el diseño definitivo de un blindaje está influenciada por muchos factores más, además de las propiedades de atenuación del escudo. Para alcanzar el diseño definitivo del blindaje se deben considerar los costos de los materiales y de la construcción, la resistencia de los elementos estructurales, el mantenimiento, la seguridad y las limitaciones de peso y espacio.

Las características físicas del medio ambiente también pueden influir en el diseño, por ejemplo: las altas temperaturas pueden imponer esfuerzos térmicos en los escudos o pueden causar una deshidratación inaceptable en el concreto empleado como escudo. Por estas razones, se deben conocer las propiedades térmicas del material empleado como blindaje. En forma similar, los aspectos de seguridad y mantenimiento de los escudos requieren que se prevengan y cuiden ciertas propiedades físicas y químicas de los materiales para el blindaje.

Aunque muchos escudos tiene por objetivo el blindaje biológico para minimizar la exposición de personas al ambiente radiactivo, otros escudos tienen la finalidad de proteger equipo altamente sensible. Un ejemplo importante de este último tipo de blindaje es el escudo térmico colocado alrededor del núcleo del reactor para reducir los posibles daños por radiación y esfuerzos térmicos a la vasija que está a presión. Entonces se deben cuidar tanto los efectos biológicos como aquellos que afectan a las propiedades de los materiales.

Muchos de estos factores que conjuntamente influyen el diseño final de un blindaje son tratados sobre la base de la experiencia de los analistas, o de la habilidad y conocimientos de expertos en materiales, estructuras, construcción, etc. Los analistas de blindajes con frecuencia tienen que interactuar con otros grupos de diseño, y entonces es importante que el diseñador tome en cuenta y cuide los problemas de diseño asociados y las bases empleadas para su análisis. Aunque una descripción detallada de



todos los factores que influyen está fuera del alcance de esta tesis, se pretende dar una introducción a los más importantes aspectos.

### III.1.c. Propiedades de Materiales como Criterio de Selección.

En un sentido muy amplio, la protección que permite un blindaje depende no tanto de la protección del material como de su espesor másico, (masa por unidad de sección de área transversal), entre la fuente y la persona u objeto protegido. Entonces, el mismo grado de protección podría ofrecerse mediante el empleo de un delgado blindaje de plomo, un blindaje más grueso de acero, o un blindaje todavía más grueso de concreto, o un blindaje mucho más grueso de agua. Si no hubiera restricciones de volumen o peso para el blindaje, la elección del material estaría basada sobre un balance entre los costos de materiales y construcción con las consideraciones pertinentes a los costos de mantenimiento y al valor de recuperación. Por otro lado, el volumen y peso del blindaje influyen muy a menudo en otros costos de instalación. Por ejemplo, el volumen y peso del blindaje biológico de un reactor nuclear influye en la cimentación donde se desplantará, así como en las dimensiones del edificio contenedor. Más aun, un blindaje puede tener además funciones estructurales, y esto representa tener la capacidad para resistir cuando menos su peso propio. Entonces, en el diseño de blindajes deben integrarse los otros aspectos de diseño, y construcción.

Las técnicas específicas de optimización aplicables al diseño de blindajes han recibido poca atención. La razón es que en el actual estado conceptual del diseño de blindajes hay generalmente insuficiente detalle como para justificar un estudio de optimización, ya que se han introducido un número excesivo de restricciones como resultado de factores no asociados directamente con el diseño de los blindajes.

### III.1.d. Fabricación, Mantenimiento y Seguridad Ocupacional.

Los costos de construcción o fabricación son un factor de gran importancia en la selección de un material de blindaje, pero los costos de mantenimiento no deberían ser pasados por alto. Un blindaje de agua, aunque es una opción atractiva desde el punto de vista del costo constructivo, puede requerir múltiples servicios de mantenimiento. Ni el valor de recuperación del blindaje debe ignorarse. La elección del plomo como escudo puede ser desfavorable desde el punto de vista costo de material, sin embargo, para requisitos relativamente bajos de blindaje, el valor de recuperación del plomo puede reducir el alto costo inicial. La seguridad y salud ocupacional, especialmente durante la construcción, son con frecuencia factores relevantes para la elección de los materiales. Si el empleo de plomo requiere de fundición y soldadura, su toxicidad, especialmente en su

presentación en polvo, debe tomarse en cuenta. El Uranio, el berilio y sus compuestos son tóxicos, mientras que el gráfito, la parafina y el uranio presentan peligro de inflamabilidad.

### III.1.e. Aspectos del Estudio para Diseño de Blindajes.

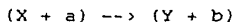
- Transporte de la radiación dentro del blindaje.
- Niveles de radiación en la vecindad del blindaje y medio ambiente que lo rodea.
- Dispersión de radiación alrededor del blindaje.
- Selección de materiales para el diseño del blindaje.
- Optimización de la configuración del blindaje.
- Economía en el diseño del blindaje.

### III.2. Conceptos de Física Nuclear.

Toda la materia esta compuesta de átomos, y estos últimos están formados de un núcleo, alrededor del cual giran las partículas llamadas electrones (con carga eléctrica negativa). Se sabe que el núcleo a su vez es una aglomeración de dos tipos de partículas diferentes: los protones (con carga eléctrica positiva) y los neutrones (sin carga eléctrica). Los electrones se encuentran en igual número que los protones por lo que la carga eléctrica del átomo es cero.

Todos los núcleos de un mismo elemento tienen igual número de protones, aunque puede variar el número de neutrones. A los núcleos de un elemento que tienen diferente número de neutrones se les llama isótopos, así por ejemplo, los núcleos atómicos del hidrógeno pueden tener cero, uno ó dos neutrones, y se les denomina hidrógeno, deuterio y tritio respectivamente. Los núcleos de uranio tienen 92 protones y existen dos isótopos naturales, el uranio 235 (con 92 protones y 143 neutrones), y el uranio 238 (con 92 protones y 146 neutrones) y se representan U-235 y U-238 respectivamente.

Una reacción nuclear es el proceso de transformación de todo núcleo al ser expuesto a un bombardeo de partículas o de una radiación electromagnética, y se expresa por la ecuación:

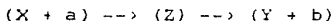


siendo:

- (X) el núcleo inicial,
- (a) la partícula incidente,
- (b) la partícula emitida y
- (Y) el núcleo final producido en la reacción.

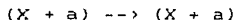
Existe una gran variedad de reacciones nucleares de acuerdo con la naturaleza del núcleo bombardeado, de la partícula incidente (protón, neutrón, alfa, rayos gamma, etc.), y la energía de ésta.

La partícula incidente puede ser capturada o no por el núcleo sobre el cual incide. En el primer caso, es decir, si el núcleo inicial absorbe a la partícula, se forma un núcleo compuesto inestable que se desintegra, originándose un nuevo núcleo y emitiéndose una nueva partícula según la reacción:

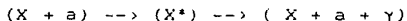


Si la partícula no es capturada por el núcleo, caben dos posibilidades:

a) **Dispersión elástica:** La partícula choca con el núcleo y sale despedida; no se modifica el estado interno del núcleo.



b) **Dispersión inelástica:** La partícula al chocar con el núcleo le cede parte de su energía; queda el núcleo excitado y pasa a su estado original al emitir un rayo gamma.



La reacción es exoenergética cuando durante la misma tiene lugar desprendimiento de energía, y endoenergética cuando se consume energía. En una reacción nuclear han de conservarse, junto a otras magnitudes, la masa y la energía.

### III.2.a. Fisión.

Una reacción que puede ocurrir en los núcleos atómicos es la fisión, que consiste en el rompimiento del núcleo de un átomo pesado en dos o más átomos ligeros. Cuando esto sucede, se libera una gran cantidad de energía. La forma más práctica en que se induce esta reacción es mediante el bombardeo con neutrones de ciertos átomos de número atómico grande, los más comunes son el Uranio-235 y el Plutonio-239; el primero es el único que se encuentra en la naturaleza.

Cuando un núcleo de U-235 bombardeado con neutrones llega a capturar un neutrón, se fisiónará en dos nuevos núcleos denominados productos de fisión emitiendo dos o tres neutrones extras. Esos dos o tres neutrones liberados podrán incidir en otros tantos núcleos de U-235 produciendo otras fisiones que a su vez resulten en la descarga de nuevos neutrones libres. Si este proceso se repite cíclicamente, se dice que existe una reacción en cadena. A cada ciclo de la reacción en cadena se le llama generación.

Si todos los neutrones emitidos al escindirse los núcleos atómicos produjeran nuevas fisiones, la reacción iría creciendo en forma exponencial. Esto último es lo que ocurre en la bomba atómica, en la cual la reacción no es controlada y en unos instantes se libera una cantidad enorme de energía. Es posible controlar la reacción al permitir que en promedio sólo uno de los neutrones emitidos en cada fisión produzca otra fisión, y esto se logra al obligar que cierta cantidad de neutrones escapen del sistema y que otros sean absorbidos por núcleos que no se fisioan.

El factor de multiplicación ( $K$ ), determina el cociente entre el número de neutrones liberados en una generación dada y el de la inmediata anterior. Si ( $K = 1$ ) la reacción será estable, es decir, el número de neutrones ni crece ni disminuye, y se tiene un estado crítico; si ( $K < 1$ ) la reacción disminuye pues en cada generación hay menos neutrones y se tiene un estado subcrítico; si ( $K > 1$ ) la reacción crece y se tiene un estado supercrítico.

La reactividad ( $\rho$ ) se define como el valor de  $(K-1)/(K)$ , de esta expresión se deduce que el estado crítico ( $K = 1$ ) tiene una reactividad igual a cero; el estado subcrítico ( $K < 1$ ) tiene una reactividad negativa, y para un estado supercrítico ( $K > 1$ ) la reactividad es positiva.

Generalmente los elementos combustibles de un reactor nuclear de potencia tienen una reactividad positiva. Si el reactor consistiera únicamente de elementos combustibles, exhibiría un régimen supercrítico, sin embargo, también están presentes las llamadas barras de control que tienen reactividad negativa. Estas barras de control se introducen al núcleo en la proporción requerida para que el valor neto de la reactividad sea cero, y con ello se logre un estado crítico. Si se requiere detener la reacción en cadena, basta introducir un mayor número de barras de control, con lo cual la reactividad llega a ser negativa, esto es, se presente un estado subcrítico y así se inhiba gradualmente la reacción.

En la fisión del U-235 hay una pérdida de masa, es decir, si se pesa el átomo de U-235 junto con el neutrón que se capturó, y se compara con el peso de los productos de fisión más los nuevos neutrones, se encontrará que se ha perdido una fracción de la masa. Sin embargo, Einstein dedujo que la masa es equivalente a la energía y viceversa, lo cual explica que la pérdida de masa en la fisión no es más que su transformación en energía.

El producto secundario más importante de la fisión nuclear es la energía que se desprende en forma de radiación y de calor. Esta energía tiene su origen en la diferencia de masas entre los productos iniciales y finales de la reacción. Por ejemplo: si los fragmentos producidos durante la fisión de un núcleo de U-235 provocada por un neutrón tienen masas de 95 y 139 respectivamente, la ecuación nuclear es:



siendo las masas antes y después de la fisión:

$$U-235 + n: \quad 235.124 + 1.009 \quad = 236.133 \text{ u.m.a.}$$

$$X-95 + Y-139 + 2n: \quad 94.945 + 138.955 + 2.018 \quad = 235.918 \text{ u.m.a.}$$

donde u.m.a. es la unidad de masa atómica, por tanto la masa transformada en energía es:

$$236.133 - 235.918 = 0.215 \text{ u.m.a.}$$

$$\text{dado que } 1.0 \text{ u.m.a.} = 931 \text{ MeV}$$

la energía liberada por un átomo de U-235 es:

$$931 \times 0.215 = 200.165 \text{ MeV}$$

La energía que se libera al fisionarse 1 gr de U-235 se obtiene determinando la cantidad de átomos que contiene:

$$\# \text{ átomos} = (6.023 \times 10^23) / (235) = 2.563 \times 10^21 \text{ átomos}$$

por lo que la energía liberada es :

$$E = 2.563 \times 10^21 \times 200.165 = 5.13 \times 10^23 \text{ MeV}$$

$$\text{dado que } 1 \text{ MeV} = 1.602 \times 10^{-13} \text{ joule,}$$

$$E = 2.283 \times 10^4 \text{ KWh}$$

### III.2.b. Desintegración.

La desintegración de un nucleido radiactivo (átomo inestable) se traduce en un cambio en la configuración de su núcleo atómico (# de electrones), de la masa atómica (suma de neutrones y protones), o de su estado energético. Colateralmente, durante el proceso de desintegración se emiten partículas atómicas (v.gr.: rayos X, rayos gamma). Se denomina actividad de un elemento al número de átomos que se desintegran por unidad de tiempo. La unidad que se emplea para medir la actividad es el Bequerelio, y equivale a la desintegración de un átomo por segundo. Las transformaciones que pueden sufrir los nucleidos radiactivos al desintegrarse se representan en un esquema de tipo general en donde el eje de las ordenadas se refiere al cambio del nivel energético de los núcleos, y en el eje de las abscisas, al cambio que experimenta el número atómico. Cada desintegración conlleva una cesión de energía, ver la Fig.11.a.

Las radiaciones emitidas por los isótopos radiactivos entran en colisión con los átomos del medio que atraviezan, originando en ellos una serie de modificaciones, a la vez que en ellas se producirán otros efectos que darán lugar, en definitiva, a una variación de energía, y eventualmente, a un cambio en sus direcciones de desplazamiento. La radiación en cada colisión, por una parte, cede energía a la materia, y por otra parte, ésta sufre modificaciones al absorber dicha energía. Las colisiones pueden tener lugar con los núcleos atómicos, o con los electrones orbitales, siendo diferentes en ambos casos los fenómenos derivados de la interacción. Es obvio que las interacciones dependen de la energía de las radiaciones y de la naturaleza de la materia.

Los elementos radiactivos naturales se agrupan en cuatro familias o series, éstas son: la de Uranio (U-238), del Actinio (U-235), del Torio (Th-232) y la del Neptunio (Np-237). Las tres primeras familias se desintegran hasta formar isótopos del plomo (Pb-206, Pb-207 y Pb-208 respectivamente), y la familia del Neptunio hasta bismuto (Bi-209).

### III.2.c. Ionización.

Cuando una partícula cargada atravieza un medio material cualesquiera, puede entrar en colisión con los electrones atómicos de éste, perdiendo en el choque una parte de su energía. Esta energía la reciben dichos electrones, y si uno de ellos absorbe una cantidad de energía superior a la que le mantiene unido al átomo, saldrá despedido, quedando el átomo con una carga positiva, es decir, convertido en un ion positivo. Este fenómeno recibe el nombre de ionización, y la energía necesaria para que tenga lugar la expulsión de un electrón se llama energía de ionización.

El número de colisiones por unidad de longitud de recorrido de las partículas es tanto mayor cuanto mayor es la densidad del medio material que atraviesan, y como consecuencia, las partículas van perdiendo energía y quedando frenadas. Muchos de los electrones expulsados del átomo tienen energía suficiente para, a su vez, producir nuevos pares de iones, es decir, para liberar electrones de otros átomos.

Así pues, el término radiación ionizante se usa para describir a fotones o partículas cargadas capaces de ionizar a los átomos y moléculas de la materia con que interaccionan. En base a esta definición, la radiación gamma, las partículas cargadas y aceleradas como los electrones y protones, las partículas alfa y los fragmentos de fisión son radiación ionizante. El efecto neto producido por la radiación ionizante en un material es principalmente función de la dosis, o sea de la cantidad de energía por unidad de masa del material absorbente.

#### III.2.d. Excitación.

Cuando la energía transmitida al electrón de un átomo es insuficiente para que pueda escapar del mismo, el electrón pasará a ocupar un nivel superior de energía pasando a una órbita más alejada del núcleo. Esta transmisión de energía se conoce bajo el nombre de excitación.

#### III.2.e. Sección Eficaz.

Cuando un haz de partículas incide sobre la materia, el número de ellas que interaccionan con los núcleos de ésta dando origen a reacciones nucleares es extremadamente reducido, debido por una parte al reducido tamaño de las partículas, y por otra parte, a que el volumen ocupado por el núcleo es insignificante respecto al ocupado por la materia. La probabilidad de que tenga lugar una reacción nuclear viene determinada por una magnitud llamada sección eficaz, entendiéndose por tal la sección o superficie que presenta el núcleo a la partícula que sobre él incide.

#### III.2.f. Poder de Frenado.

Se define como la pérdida de energía experimentada por la partícula por unidad de recorrido en la materia, es decir:

$$F(E) = -dE / dX,$$

donde E es la energía de la partícula, expresada en MeV, y X la unidad de recorrido, expresada en centímetros.

### III.2.g. Dosis Absorbida.

Si un elemento diferencial de volumen (dV) con masa (dM) recibe un incremento de energía ionizante (dE), la dosis absorbida (D) en el material dado se define como:

$$D = ( dE / dM )$$

La unidad estándar de dosis absorbida es el gray (Gy), siendo 1 Gy igual a la energía impartida de 1 joule por kilogramo. anteriormente la unidad empleada era el (rad) que se definía como 100 ergs por gramo, por lo cual 1 gray es igual a 100 rads.

El concepto de dosis absorbida es útil para efectos de blindaje:

- primero porque se muestra como un dato del incremento calorífico cuando se plantea el problema de transferencia de calor y distribución de temperatura dentro de un blindaje;
- segundo porque la energía impartida al tejido vivo es un parámetro directamente relacionado con el daño que ocasiona a los seres vivos, especialmente con partículas que mantienen su poder ionizante a través de su recorrido.

### III.2.h. Interacción de los Neutrones.

Por carecer de carga eléctrica y no estar sometido a las fuerzas repulsivas del núcleo, los neutrones han demostrado ser especialmente eficaces para producir transformaciones nucleares, pues son capaces de penetrar fácilmente en los núcleos. Los neutrones se clasifican corrientemente en función de sus energías, y se denominan según se indica en la tabla que a continuación se muestra:

Denominación	Energía Máxima (eV)
Frios	0.0050
Térmicos	0.0025
Epitérmicos	1.0000
Lentos	10 E 2
Intermedios	10 E 4
Rápidos	10 E 6
Ultra-rápidos	10 E 8

#### III.2.h.1. La reacción (n, $\alpha$ ).

Al bombardear núcleos ligeros con neutrones lentos, o al hacer



incidir neutrones rápidos sobre núcleos pesados, tiene lugar la captura de un neutrón por el núcleo atómico, y posteriormente, la liberación de una partícula alfa y energía calorífica.

### III.2.h.2. La reacción $(n,\gamma)$ .

Este es el proceso más frecuente que se produce debido al bombardeo con neutrones térmicos, y que producen la reacción que se presenta en los reactores nucleares, en la cual, después de la captura del neutrón por un núcleo atómico, sobreviene la fisión nuclear con la subsecuente liberación de radiación gamma y energía calorífica.

### III.2.i. Interacción de las Partículas Alfa.

En la desintegración alfa el núcleo radiactivo emite partículas que constan de dos protones y dos neutrones. Debido a lo elevado de su carga eléctrica y magnitud de masa, las partículas alfa producen una ionización específica muy elevada. Toda su energía la pierden en un recorrido muy corto, y por tanto, la densidad de los pares de iones producidos es elevada. A parte del fenómeno de la ionización, las partículas alfa también producen en la materia que atraviesan el de la excitación por colisiones sucesivas con los electrones de los átomos que encuentra durante su recorrido.

La protección contra las radiaciones alfa de las sustancias radiactivas es muy simple, ya que debido al escaso alcance de las partículas alfa, éstas quedan frenadas por una simple hoja de papel. El mayor peligro de este tipo de radiación lo constituye su incorporación o irradiación interna a causa del gran poder de ionización de la misma.

### III.2.j. Interacción de las Partículas Beta.

En la desintegración beta el radionucleido emite partículas que tienen masa igual a la de los electrones y que pueden poseer una carga positiva ó negativa. En los núcleos que tienen exceso de neutrones, uno de estos se convierte en un protón, y en aquellos núcleos con déficit de neutrones, tiene lugar la transformación de un protón en un neutrón. El signo de la partícula beta será aquel que permita estabilizar al átomo excitado. A causa de su gran velocidad y pequeña masa, las partículas beta tienen un poder de penetración mayor que el de las partículas alfa. Las partículas beta también pierden su energía por las colisiones que sufren con los átomos del medio que atraviesan, y en cada choque donde experimenten un cambio de trayectoria, o dispersión, que será tanto más frecuente e intenso cuanto más lenta se va haciendo la partícula. Debido a la gran velocidad de las partículas beta, su permanencia en la proximidad de un átomo es

menor, por lo que se producen menos pares de iones por unidad de longitud recorrida. Cuando la energía de las partículas beta es suficientemente elevada, puede llegar a interactuar con un electrón interno que saldrá despedido. El hueco producido será ocupado por otro electrón más alejado del núcleo, emitiéndose durante esta transición un rayo X. Cuando la dispersión es producida por el choque con el núcleo atómico, la partícula pierde energía emitiendo radiación electromagnética ( $\gamma$ ).

Las partículas beta se frenan, generalmente, en unos cuantos milímetros de un material ligero o en varios metros de aire. Los materiales que se utilizan para el blindaje de estas radiaciones son madera, vidrio o aluminio.

### III.2.k. Interacción de los Rayos Gamma.

Se producen tres tipos de fenómenos atómicos cuando las radiaciones electromagnéticas interactúan con la materia.

#### III.2.k.1. El Efecto Fotoeléctrico.

Que se presenta cuando los fotones interactúan con los electrones internos de los átomos del medio en que penetran, lo cual consiste en que el fotón incidente es absorbido totalmente, y si la energía absorbida por un electrón es mayor que la de su enlace, saldrá despedido del átomo, produciéndose ionización.

#### III.2.k.2. El Efecto Compton.

Que se presenta cuando la energía del fotón incidente es grande respecto a la energía de enlace de los electrones; este fenómeno se produce por la interacción de los fotones con electrones externos, alejados del núcleo, el efecto consiste en que el fotón incidente cede una parte de su energía a un electrón que es expulsado del átomo, y posteriormente dicho fotón experimenta una dispersión.

#### III.2.k.3. La Producción de Pares.

Que consiste en una interacción de los fotones con el núcleo atómico y se caracteriza porque el fotón incidente se convierte en un electrón y en un positrón, con el consiguiente cambio energético en la materia.

### III.2.1. Exposición.

La cantidad denominada exposición (X) se ha usado tradicionalmente para especificar los campos de radiación gamma y rayos X, y está definida como el valor absoluto de los iones producidos en el aire por el frenado total de todos los electrones que son liberados por la interacción de los fotones en un volumen diferencial de aire por unidad de masa de aire en dicho volumen, la unidad de exposición es el roetgen (R), que se define como  $2.58 \times 10^{-4}$  coulombs de carga por kilogramo de aire.

Tratándose del comportamiento de la materia biológica o de los organismos sujetos a radiación se requiere tomar en cuenta las variaciones de la sensibilidad de la materia biológica ante los diferentes tipos de energía radiactiva. Para este propósito los radiobiólogos han definido la eficiencia biológica relativa (EBR) para cada tipo de energía radiactiva como la relación de la dosis absorbida de una radiación determinada, que produce un cierto tipo y grado de efecto biológico, a la dosis absorbida necesaria de la radiación bajo consideración para producir el mismo tipo y cantidad de efecto. La EBR se determina normalmente en laboratorio y toma en cuenta todos los factores relacionados con la respuesta biológica en forma adicional a la dosis absorbida. La EBR depende de muchas variables: la naturaleza física del campo radiactivo, el tipo de materia biológica, la respuesta biológica particular a considerar, y aun el grado de la respuesta. Por lo anterior es muy complicado su empleo en la práctica, así que a partir de 1964 se propuso establecer algún concepto arbitrario pero más sencillo y que se denominó "factor de calidad"; para entender a este último se explicará el concepto de transferencia lineal de energía (TLE) que se define como la tasa de transferencia espacial de energía de una partícula cargada al medio en la vecindad de su trayectoria.

Dado que la densidad lineal de la radiación es un parámetro importante para explicar la variación de los efectos biológicos de las radiaciones de diferentes tipos y energías y dado que la densidad lineal de radiaciones es proporcional a la TLE, el factor de calidad se define primeramente en términos de la TLE. En particular, dado que los tejidos de los seres vivos tienen en su composición un gran contenido de agua y tiene un número atómico cercano al del agua, el factor de calidad generalmente se expresa como una función matemática de la fuerza lineal de frenado en el agua.

En conjunto el riesgo por radiación se considera estrechamente relacionado a la llamada dosis equivalente, que se define en un punto de tejido igual al producto de la dosis absorbida por el tejido en dicho punto y el factor de calidad de las partículas que fluyen por el tejido en cuestión. La unidad de la dosis equivalente es el sievert (Sv), y su símbolo H.

Por conveniencia no todas las radiaciones son de igual

importancia para cálculos del blindaje. Por ejemplo, las partículas cargadas en virtud su carga eléctrica, interaccionan fuertemente con los electrones atómicos de la materia a través de la cual pasan, perdiendo su energía rápidamente, por lo que pueden ser paradas en capas relativamente delgadas de material absorbedor. Los fragmentos de fisión, a pesar de llevar la mayor parte de la energía liberada durante la fisión, son parados en los mismos elementos del combustible. Una partícula alfa es parada en un material tal como el aire a una distancia no mayor de unos pocos centímetros. Bajo las mismas condiciones la distancia que recorre un protón es diez veces mayor, pero aun estas distancias son despreciables.

Dadas sus pequeñas masas, las distancias que recorren los electrones de una energía determinada son mucho mayores que las de las partículas pesadas. Un electrón recorre en el aire una distancia de 22 metros, pero sólo 0.33 cm en plomo. Siendo claro que aun con estas distancias resulta relativamente "barato" - en peso, volumen y costo- el parar a los electrones con las energías de interés en los reactores nucleares. Es importante hacer notar, que cuando los electrones pasan a través de un material que tenga alto número atómico, como el plomo, pierde su energía mediante la emisión de rayos X en el proceso conocido como bremsstrahlung. Esta radiación es más difícil de detener que los electrones emitidos, y la posibilidad de que se presente debe de ser cuidadosamente considerada en el diseño del blindaje.

En comparación con las radiaciones previamente discutidas, los neutrones y los rayos gamma proporcionan el principal problema para blindaje de un reactor nuclear. Aunque estas radiaciones interaccionan fuertemente con la materia, no lo hacen en un grado tal que puedan ser atenuadas satisfactoriamente con pequeñas cantidades de material absorbente. Aun más, en comparación con las partículas cargadas, hay una diferencia fundamental en la manera en la cual los neutrones y los rayos gamma son atenuados. Las partículas cargadas pierden su energía principalmente mediante colisiones con los átomos y moléculas de la materia y estos procesos continúan hasta que la partícula pierde toda su energía y es neutralizada. Es decir, la partícula cargada desaparece definitivamente a una distancia denominada "alcance", la cual depende del tipo de la partícula, de su energía inicial, y del medio.

En contraste, un neutrón o un rayo gamma puede sufrir cambios de energía pero no existirá una distancia para los neutrones y los rayos gamma (comparable al "alcance" para las partículas cargadas), más allá de la cual sean completamente absorbidos. De ahí, que la atenuación de haces intensos de neutrones y rayos gamma requieran grosores de materiales que deben ser varias veces mayores.

En resumen las principales fuentes de radiación que deben de ser consideradas para cálculos de blindaje de un reactor son: los rayos gamma y los neutrones rápidos, ya que los otros tipos de radiación serán absorbidos en los grosores de blindaje que se

calculan para estas radiaciones, por ser éstas las más penetrantes.

### III.3. Proceso Ionizante de las Radiaciones en la Materia.

Como se puede observar, un variado número de fenómenos físicos se pueden involucrar y serán cuantificados de diferente manera. Dosis no es un término preciso y es mejor usado en un sentido genérico para relacionar cualquier medida de un fenómeno físico que produzca efectos de radiación en los materiales. Existen algunas cantidades dosimétricas que han sido definidas y que son útiles para el análisis de blindajes. Para entender esas definiciones se debe considerar el proceso mediante el cual, la energía pasa desde una forma y localización inicial hasta una final. En general, ese proceso es el siguiente:

- 1.- Neutrones y rayos gamma (radiación "primaria") interactúan con los electrones o con los núcleos de los átomos de la materia a través de la cual pasan.
- 2.- Como resultado de las interacciones, se emiten de los átomos partículas "secundarias" cargadas con una energía cinética que depende de la partícula "primaria" y del tipo de interacción que las originó.
- 3.- Las partículas secundarias cargadas pierden energía al atravesar la materia ya bien por:
  - a) ionización y procesos asociados (excitación molecular y atómica y rearrreglo molecular),
  - b) o por la emisión de fotones bremsstrahlung.

La pérdida de energía no es un punto ajeno ó independiente del proceso descrito; baste decir que la energía removida de las partículas secundarias en su proceso ionizante y mecanismos asociados es distribuida a lo largo de su trayectoria, la mayoría de las veces en forma de energía calorífica.

- 4.- Las partículas primarias sin carga pueden producir a su vez nuevas partículas emitidas por dispersión u otros procesos. Este tipo de partículas también forma parte de la energía de las interacciones.

#### III.3.a. Cálculo del Flujo de Radiaciones a través de la Materia.

Los cálculos de la atenuación de los rayos gamma serían relativamente sencillos si los procesos de interacción fueran solamente de absorción, es decir, si cada colisión resultara en la desaparición de un fotón. Hay que aclarar que todas las

relaciones que se obtengan en este capítulo son válidas también para neutrones, ya que el factor de atenuación ( $\mu$ ) es equivalente a la sección eficaz macroscópica total ( $\Sigma$ ), para neutrones. Entonces, si se considera un haz monocenergético y monodireccional de fotones a través de una losa de material absorbente de espesor (a), como se muestra en la Fig.11.b, se puede obtener una expresión para la transmisión de dicho haz.

Si la fuente de radiación está emitiendo un flujo ( $D_0$ ), nos interesa conocer una expresión para el "flujo virgen" ( $D_u$ ), es decir, el flujo de radiación que no ha experimentado ninguna clase de colisión al atravesar el espesor (a) del blindaje. Consideremos que en el interior de la losa hay una placa elemental de espesor ( $dx$ ), paralela al plano de irradiación. En un punto cualquiera del medio, la pérdida de fotones que se produce en el espesor diferencial del material está dada por:

$$dD(x) = -D(x) \mu dx$$

$$dD(x) / D(x) = -\mu dx$$

donde ( $\mu$ ) es el coeficiente de absorción lineal del material, que depende de la energía de los fotones y del número atómico del material a atravesar, y expresa la probabilidad de interacción de los fotones, pudiendo escribirse:

$$\mu = \mu_c + \mu_f + \mu_p$$

donde ( $\mu_c$ ) incluye el proceso de dispersión por Efecto Compton, y ( $\mu_f$ ) y ( $\mu_p$ ) el proceso de absorción por Efecto Fotoeléctrico y de Producción de Pares respectivamente.

Integrando sobre todo el espesor del material absorbente tenemos:

$$\int \{1 / Dx\} dDx = -\mu \int \{dx\}$$

$$\ln Dx + C1 = -\mu x + C2$$

$$\ln Dx = -\mu x + C$$

$$\text{EXP} \{\ln Dx\} = \text{EXP} \{-\mu x + C\}$$

$$Dx = \text{EXP} \{-\mu x + C\}$$

$$\text{si } x = 0, \text{ entonces } Dx = D_0$$

$$D_0 = \text{EXP} \{C\}$$

$$\begin{aligned} \text{Ln } D_0 &= \text{Ln EXP } (C) \\ C &= \text{Ln } D_0 \\ D_x &= \text{EXP } (-\mu x + \text{Ln } D_0) \\ D_x &= \text{EXP } (-\mu x) \text{ EXP } (\text{Ln } D_0) \\ D_x &= D_0 \text{ EXP } (-\mu x) \\ \text{si } x &= a, \text{ entonces } D_x = D_u \\ D_u &= D_0 \text{ EXP } (-\mu a) \end{aligned}$$

la ecuación deducida se conoce como la Ley de Lambert para la absorción en un sólo material.

Por lo tanto, la Ley de Lambert en su forma más general estará dada por:

$$D_u = D_0 \text{ EXP } \{-\Sigma \mu_n \cdot a_n\}$$

donde el índice (n) se refiere a cada uno de los materiales presentes en el blindaje.

Expresiones similares se pueden obtener para otras geometrías de la fuente y, en todas ellas la característica esencial de la atenuación será determinada por un factor exponencial.

El flujo virgen obtenido supone que las partículas dispersadas desaparecen por completo del haz. Sin embargo, en la práctica, algunas partículas que hayan sufrido colisiones o dispersiones en el interior del blindaje pueden llegar al detector, y en este caso el flujo que llega al punto de observación es superior al flujo virgen. Para tener en cuenta el efecto de la radiación dispersada se ha introducido un factor de acumulación que considera la contribución de las partículas que han sido dispersadas.

En este caso, (Du) representa el denominado flujo virgen, es decir, el flujo de radiación que no ha experimentado ninguna clase de colisión al atravesar el blindaje de espesor (a).

Para una capa relativamente delgada de material atenuante, es decir, cuando se trata de un blindaje fino, la ecuación obtenida constituye una buena aproximación del flujo total; en cambio, cuando el blindaje es relativamente grueso algunas partículas que hallan sufrido colisiones en el interior del blindaje pueden llegar al detector después de múltiples dispersiones. En este caso, las partículas dispersadas no se han eliminado del haz, y el flujo en el punto de observación es superior al flujo virgen.

Para tener en cuenta el efecto de la radiación dispersada, se ha introducido el factor de acumulación, que es función del material integrante del blindaje, de su espesor, y de la energía de la radiación, así como de la magnitud concreta que está siendo observada. Una vez modificada, la ecuación de flujo virgen adopta la forma siguiente:

$$D_u = B \cdot u_a D_0 \text{ EXP } (-u_a)$$

donde  $(B \cdot u_a)$  es el factor de acumulación apropiado. Este último se expresa generalmente en función de  $(u_a)$ , puesto que  $(\mu)$  depende del material, de la energía de la radiación, y del espesor del blindaje.

Ahora bien, algunos blindajes están constituidos por capas alternadas de dos materiales diferentes. Así pues, la situación se complica bastante, debido a la incertidumbre respecto al factor de acumulación que ha de utilizarse, sobre todo cuando los números atómicos de los componentes del blindaje múltiple son sensiblemente distintos. La dificultad procede del hecho de que la distribución de la energía de los fotones varía con la penetración en el medio. La alteración del espectro es producida por la dispersión y la absorción de fotones, tanto dispersados como no dispersados. La distribución energética de los rayos gamma emergentes depende, en forma muy compleja, de la energía inicial del foton, de la naturaleza del medio y de su espesor. Una consecuencia de este hecho es que para el blindaje múltiple, constituido por capas de materiales ligeros y pesados, tanto el espectro energético de la radiación gamma como la atenuación dependerán de que el material ligero preceda al pesado o viceversa.

Para resolver esta situación se han propuesto diversas "reglas prácticas". Cuando los números másicos de ambos materiales no son demasiado diferentes, una buena aproximación consiste en sumar los valores de  $(u_a)$  correspondientes a las capas individuales. Luego se busca en las tablas el factor de acumulación que corresponde a cada componente; utilizando como parámetro el valor total de  $(u_a)$ , el factor de acumulación más alto de los dos hallados es el que se utiliza para los cálculos. Si uno de los materiales posee número másico muy superior al otro, el factor de acumulación depende del orden de colocación de las capas. En caso de que los fotones atraviesen primero el material ligero y después el material pesado, la mejor forma de aproximar el factor de acumulación combinado consiste en tomar el valor correspondiente al material pesado como si el otro material no existiera, ya que la radiación dispersada en el material ligero será prácticamente absorbida en el material pesado. Si se invierte el orden de las capas, el factor de acumulación viene dado por el producto de los valores del factor de acumulación correspondientes a los dos materiales.



### III.3.b. Atenuación de Neutrones Rápidos.

La principal dificultad que se presenta para atenuar a los neutrones rápidos, consiste en que no es posible absorberlos eficientemente, ya que las secciones eficaces de absorción son muy pequeñas a altas energías. Por lo tanto, lo primero que se debe hacer en este caso, es moderar los neutrones rápidos hasta energías térmicas, y entonces podrán ser absorbidos los neutrones térmicos que se han formado. Sabemos que los neutrones pierden en promedio un 50 % de su energía en colisiones elásticas con el hidrógeno (1), y por esta razón el hidrógeno es uno de los principales componentes del blindaje de los reactores. Entonces el agua con su alto contenido de hidrógeno, y otros materiales que contienen hidrógeno, como el concreto, son utilizados en el blindaje de un reactor.

### III.3.c. Longitud de Relajación ( $\lambda$ ).

El significado físico de  $\lambda$  es el espesor de blindaje capaz de reducir la corriente o el flujo de un haz radiactivo en un factor de  $(1/e)$ ;  $\lambda$  incluye una corrección aproximada por dispersión múltiple en blindajes gruesos correspondiente a la radiación particular que está siendo atenuada. Se observa en el Cuadro VIII.b la corta longitud de relajación de los neutrones rápidos en el agua frente a los valores mayores correspondientes a la radiación gamma. Esta es una base para afirmar que el agua es un buen material de blindaje para neutrones rápidos y no tan bueno para radiación gamma. El concreto es un material de blindaje global, puesto que las longitudes de relajación correspondientes a los dos tipos de radiaciones, cuya atenuación nos interesa, no difieren mucho. Los elementos pesados ocupan el otro extremo, son muy efectivos para la radiación gamma, pero poco satisfactorios para el blindaje de neutrones.

### III.3.d. Fuentes Secundarias.

Los neutrones rápidos se termalizan en pequeños grososres del blindaje, sin embargo, al tener colisiones de dispersión con los núcleos del blindaje se producen rayos gamma que se originan en el blindaje. Cuando un neutron térmico es capturado en el agua, por ejemplo, se producen rayos gamma que se emiten. Las dosis debidas a estos rayos gamma fuera del blindaje pueden ser muy importantes, por lo que deben tomarse en cuenta estas fuentes secundarias para calculos del blindaje.

De igual forma que se desarrolló la expresión para calcular la atenuación de rayos gamma procedentes de una fuente puntual y que cruzan por una placa plana de material absorbente, se han desarrollado expresiones equivalentes para fuentes de radiaciones esférica, lineal, circular, plana, cónica, cilíndrica, etc., ante

blindajes de diferente configuración. Cada caso tiene su aplicación en diversas partes de un reactor, su estudio queda fuera del alcance de esta tesis.

### III.4. Proceso Ionizante de las Radiaciones en el Concreto.

#### III.4.a. Interacción de Radiaciones Gamma y Neutrones.

La radiación interacciona con los elementos que componen el concreto, de tal manera que éstos la atenúan. Al producto de la sección eficaz total ( $\sigma_t(E)$ ) por la densidad atómica del elemento ( $N$ , átomos /  $\text{cm}^3$ ) se le conoce como sección eficaz macroscópica o coeficiente total de atenuación; sus unidades son  $1/\text{cm}$  y se le denota por la letra ( $\mu$ ):

$$\mu(E) = N \sigma_t(E)$$

Se define como coeficiente de atenuación másico al cociente del coeficiente total de atenuación entre la densidad física del elemento ( $\rho_0$ ); sus unidades son  $\text{cm}^2/\text{g}$ :

$$\mu(E) / \rho_0 = N \sigma_t(E) / \rho_0$$

Como el concreto es una mezcla, el coeficiente de atenuación másico puede también ser calculado mediante la ecuación:

$$\mu(E) / \rho_0 = \sum_{i=1}^n (W)_i (\mu(E) / \rho_0)_i$$

en donde:

$(W)_i$  representa el porcentaje en peso del elemento considerado en la mezcla de concreto, que se muestra en el Cuadro IX.b;

$(\mu(E) / \rho_0)_i$  representa el coeficiente de atenuación másico del elemento considerado en la mezcla de concreto; y,

$(\rho_0)$  representa la densidad del concreto en cuestión, dada en el Cuadro IX.a.

En la Fig.12 se muestran los coeficientes de atenuación másicos para los 4 tipos de concreto, considerando un intervalo de energía de los fotones incidentes ( $E$ ), entre 0.5 y 6.0 MeV sobre la pared de concreto. Estos valores se calcularon con un código

de cómputo elaborado en el Centro Nuclear de México.

Los neutrones son eléctricamente neutros, por lo que no los afecta la carga eléctrica que tiene el núcleo de un átomo, ni la de los electrones que rodean a dicho núcleo. Por consecuencia, pasan a través de la nube de electrones e interaccionan directamente con el núcleo del átomo. Las interacciones de mayor importancia son: dispersión y absorción. El término dispersión significa que al chocar un neutrón con el núcleo de un átomo será desviado de su dirección inicial; la palabra absorción denomina la captura del neutrón por el núcleo con el cual choco.

A la probabilidad de que un neutrón sea dispersado se le da el nombre de sección eficaz macroscópica de remoción. Sus unidades son  $\text{cm}^{-1}$ , y se le designa con ( $E_r$ ). Los valores de esta sección eficaz de remoción han sido determinados experimentalmente para varios elementos y compuestos. Existe una función empírica para determinar los valores intermedios de los datos experimentales. Esta función es:

$$E_r / r_0 = 0.125 z^{-0.565} ; z > 8$$

en donde:

Z = número atómico de la mezcla; y,

$r_0$  = densidad física de la mezcla.

La radiación cuya intensidad puede expresarse en unidades de dosis de un haz de rayos gamma o de neutrones, experimenta una atenuación que sigue una ley exponencial al pasar por un blindaje biológico, como se demostro anteriormente; para una haz colimado (radiación paralela) y monoenergético de rayos gamma o de neutrones rápidos son validas las siguientes ecuaciones:

$$D_u = D_0 \text{EXP} (-u x) \quad (\text{haz de rayos de gamma})$$

$$D_u = D_0 \text{EXP} (-E_r x) \quad (\text{haz de neutrones rápidos})$$

en donde:

$D_u$  = intensidad de dosis atenuada a una distancia ( $x$ ) medida a partir de la cara frontal del blindaje de concreto;

$D_0$  = intensidad de la dosis que llega a la cara frontal del blindaje;

$u$  = coeficiente total de atenuación del blindaje; y,

$E_r$  = sección eficaz de remoción del blindaje.

A partir de las últimas ecuaciones se puede obtener la razón de dosis atenuada ( $D_u$ ), a la dosis sin atenuar ( $D_o$ ), y expresarla por las ecuaciones:

$$D_u / D_o = B \text{ EXP } (-\mu x) \quad (\text{haz de rayos gamma})$$

$$D_u / D_o = B \text{ EXP } (-\Sigma_r x) \quad (\text{haz de neutrones rápidos})$$

En el Cuadro X.b se observan los valores de los coeficientes totales de atenuación de los 4 tipos de concreto para rayos gamma emitidos por una fuente de Cobalto 60.

Con cada uno de estos valores, incrementando el espesor de la placa de concreto a intervalos de 5 cm, y utilizando la ecuación para rayos gamma, se obtuvo la gráfica mostrada en la Fig.13.

Para el caso de los neutrones, en el Cuadro X.a, se muestran los números atómicos correspondientes a los diversos tipos de concreto, así como sus secciones eficaces de remoción.

Con los valores del Cuadro X.a, incrementando el espesor de la placa de concreto a intervalos de 5 cm, y utilizando la ecuación para neutrones rápidos se obtuvo la gráfica de la Fig.14.

Los resultados obtenidos para los diversos tipos de concreto se resumen en el Cuadro X.c, tales resultados muestran que el tipo de concreto más adecuado para atenuar la radiación es el que contiene agregado a base de Hierro-Fósforo debido a su mayor contenido de elementos pesados, como puede observarse en el Cuadro IX.a, sin embargo, existe una desventaja para su utilización ya que tiene un costo elevado.

Una alternativa para el uso de este concreto como blindaje en reactores nucleares es la de colocar una delgada placa del mismo alrededor del reactor, y en seguida la placa de concreto ordinario de mayor espesor. De esta manera se obtienen resultados satisfactorios y se abaten los costos.

Si se trata el problema de atenuar las radiaciones producidas en un reactor nuclear, la situación se complica, ya que es necesario involucrar la distribución de energía de los neutrones y de los rayos gamma, la geometría del reactor, la potencia del mismo, el enfriamiento de los lugares de mantenimiento, así como los ductos que pueden atravesar el blindaje del reactor; entonces podría procederse al cálculo de atenuación de radiación primaria y al de la intensidad de radiación secundaria y su atenuación. Para llevar a cabo este cálculo existen diferentes métodos, que se utilizan para optimizar el espesor del blindaje sin que sea excedida la máxima dosis de radiación recomendada por la Comisión Internacional de Protección Radiológica (CIPR), dependiente del Organismo Internacional de Energía Atómica.

### III.4.b. Blindaje de Losas de Concreto ante Neutrones.

De todos los materiales, el concreto es probablemente el más ampliamente empleado debido a su relativo bajo costo y a la facilidad con la que pueden ser construidos blindajes de gran tamaño y variadas formas, sin embargo, los cálculos para atenuación de neutrones para concreto son usualmente muy complejos, en parte como resultado de la variación en la composición elemental de los diferentes concretos; además el contenido de hidrógeno del concreto es, con frecuencia solamente marginal para la aplicación de la teoría.

Ciertos problemas específicos del blindaje mediante concreto se han estudiado extensamente; en situaciones similares, los resultados de esos estudios se pueden usar directamente en lugar de repetir tan laboriosos cálculos.

Un caso de particular importancia es el de una placa plana de concreto ordinario sobre la que actúa un haz monoenergético ancho de neutrones; este problema ha sido estudiado en detalle. Estos estudios dan resultados de las dosis equivalentes por unidad de flujo incidente ( $Sv \times cm^2$ ), tabulados como una función del espesor de la masa ( $x = \rho_0 x$ ) de la placa (en  $gr/cm^2$ ). Los valores tabulados de la dosis equivalente incluyen la contribución de los rayos gamma secundarios creados por la interacción de los neutrones con el concreto. Sobre el supuesto de que el hidrógeno está totalmente contenido en el agua, su porcentaje en peso es 5.5 %.

La tabulación como función del espesor de la placa ( $X$ ) permite la aplicación de esos resultados a placas de concreto sin tomar en cuenta su densidad. Por otra parte, si la proporción de agua del concreto cambia también cambiará su capacidad de atenuación, especialmente para blindajes delgados. Datos detallados se deben obtener en otras referencias, pero como un ejemplo, se puede mostrar que para una reducción en el contenido del agua de 5.5 % a 4.5 % requiere que los datos de dosis equivalente prescritos se multipliquen por un factor de 1.5 para los neutrones incidentes en el rango de energía de 1 a 15 MeV y para espesores de blindaje del orden de 400  $gr/cm^2$ ; una reducción a 3.5 % requiere un factor multiplicativo de 2.6 bajo esas circunstancias, y una reducción a 2.5 % implica un factor de 4.1 junto con la variación del contenido de agua; otro cambio de importancia en la composición del concreto ordinario es el uso de agregado a base de cuarzo ( $SiO_2$ ) en lugar de caliza.

El concreto a base de agregado silíceo permite una mayor dosis equivalente de penetración que la que permite una placa del mismo espesor a base de agregado calcáreo con el mismo contenido de agua; en general el concreto silíceo tiene las mismas propiedades de blindaje ante neutrones que el concreto calcáreo con un menor contenido de agua, del orden de 2 %. Finalmente, debe destacarse que los datos hasta ahora descritos no son aplicables a los concretos pesados, esto es, a concretos con minerales que

contienen elementos con numero atómico alto (Z), como parte de los agregados, ni a cualquier otro concreto cuya composición se desvie de las proporciones marcadas como ordinarias.

Existe información disponible para penetración de neutrones a través de placas de concreto ante incidencia oblicua. La Fig. 15 muestra la relación de dosis equivalente transmitida para placas de concreto de diferentes espesores y ángulos de incidencia; el agregado petreo es de origen calcáreo. Las dosis equivalentes resultantes que también incluyen la captura de rayos gamma, están normalizadas a un flujo unitario sobre la superficie de la placa; esto es, a un haz incidente que irradia cada centímetro cuadrado de la superficie con un solo neutron, sin tener en cuenta la dirección del haz. Cuando se normaliza de esta manera, la dosis equivalente transmitida para un espesor de placa dado se ha visto que decrece solamente por un factor entre 2 y 5 por el cambio de la incidencia perpendicular a una incidencia de 75 grados con respecto a la perpendicular y para un amplio rango de energías de neutrones incidentes. Un comentario final sobre esos datos es apropiado como medida preventiva; los datos tabulados están basados en la recopilación de resultados de cálculos teóricos, no hay verificación experimental disponible, especialmente para mayores espesores, un factor de seguridad de al menos 2 es recomendable.

#### III.4.c. Diferentes Tipos de Concreto en el Blindaje Biológico.

Existen diferentes tipos de concreto dependiendo de los diversos elementos que lo compongan y de sus porcentajes en peso en la mezcla; anteriormente se analizaron 4 tipos de concreto, véase el Cuadro IX.a. A los últimos tres tipos de concreto que aparecen en dicha tabla se les denomina concretos de alta densidad, su composición elemental se muestra en el Cuadro IX.b.

En el presente trabajo se analizan estos cuatro tipos de concreto con base exclusivamente en su función como material atenuante de la radiación, y de ninguna manera en su capacidad estructural, aunque conviene mencionar que es precisamente esta capacidad la que hace al concreto más adecuado que otros materiales atenuantes de radiación. Otras ventajas son su economía y la flexibilidad que posee en cuanto a la construcción de diversas geometrías del blindaje.

#### III.4.d. Concreto de Alto Peso Volumétrico.

Aun cuando una buena parte del concreto que se utiliza en la protección de radiaciones tiene peso normal, el uso de concreto de alto peso volumétrico es necesario cuando el espesor del escudo depende del espacio disponible. A fin de aumentar el peso volumétrico del concreto, se puede sustituir una parte o la totalidad del agregado ordinario por un material de peso

especifico mucho más alto, de un valor del orden de 4.0 ton/m<sup>3</sup> o más, (el peso específico del agregado ordinario es de 2.3 ton/m<sup>3</sup> aproximadamente).

Los agregados naturales de los concretos de alto peso volumetrico son de mayor tamaño que los de peso normal; por lo anterior son más pesados y más difíciles de mover; por otra parte, su forma es más irregular, más angulosa y en lo general, se disminuye la relación agua-cemento para lograr densidades mayores; todo esto redundando en una disminución apreciable de la trabajabilidad del concreto.

Uno de los agregados naturales más comunes es la barita (sulfato de bario). Tiene un peso específico de 4.1 y se encuentra en forma de roca natural con una pureza de 95 %.

Las baritas se comportan de manera muy semejante al agregado ordinario y no ofrecen problemas especiales en lo que se refiere a las proporciones de la mezcla. Sin embargo, este agregado tiende a romperse y pulverizarse, así que es preciso manejarlo y procesarlo con cuidado, además de que conviene evitar un mezclado excesivo. Es aconsejable hacer mezclas de prueba, ya que algunos agregados finos de barita causan demoras en el fraguado y el endurecimiento.

Aunque el concreto de barita no soporta bien la intemperie, esto tiene poca importancia en casi todas las aplicaciones del concreto de alto peso volumetrico. El modulo de elasticidad y la relación de Poisson del concreto de barita son aproximadamente iguales que en el concreto ordinario, pero la contracción se reduce en una proporción de 1/4 a 1/3. El coeficiente de dilatación termica del concreto, medido en el rango de valores de 4° a 38°C, viene a ser el doble del ordinario; el calor específico, la conductividad termica y la difusividad son considerablemente menores que los valores correspondientes al agregado ordinario.

El peso volumetrico del concreto varia ligeramente con las proporciones de la mezcla; se ha obtenido un valor de 3 700 kg/m<sup>3</sup> con una mezcla de proporción 1 : 4.6 : 6.4 y una relación agua/cemento de 0.58. La resistencia de este concreto, medida sobre cilindros estándar, ha sido determinada a los 28 días como (429 kg/cm<sup>2</sup>). Con una relación agua/cemento de 0.90 se obtuvo una resistencia de (246 kg/cm<sup>2</sup>). De ninguna manera debe haber aire incluido en la mezcla, por lo tanto, es necesario eventualmente utilizar un agente excluser.

Otro tipo de agregado pesado natural es el hierro; se han empleado magnetita, limonita, hematita, goethita y, como agregado fino, ilmenita. En general, los metales ferrosos tienden a soltar polvo y poseen un alto índice de absorción de agua, pero se pueden elaborar concretos satisfactorios con pesos volumetricos entre 3 000 y 3 900 Kg/m<sup>3</sup>. El agua de cristalización presente en la limonita y la goethita constituyen una infalible fuente de hidrogeno para atenuar neutrones, siempre y cuando la temperatura

no exceda de 200°C. Utilizando agregado fino y grueso de ilmenita o magnetita en mezclas con 490 a 580 kg de cemento por metro cúbico de concreto, una relación agua/cemento de 0.30 a 0.35 se ha obtenido una resistencia a los 28 días de 773 Kg/cm<sup>2</sup> con un peso volumétrico de 3 700 Kg/m<sup>3</sup>.

Los agregados artificiales pesados se utilizan también, sobre todo el acero, el ferrofósforo y, en ocasiones, el plomo. La munición de acero produce un concreto con peso volumétrico muy alto (hasta de 5 500 Kg/m<sup>3</sup>), pero este tipo de agregado es seis veces más caro que los agregados pesados naturales. Debido a la gran disparidad entre los pesos específicos del acero (utilizado como agregado grueso) y la arena ordinaria que suele emplearse como agregado fino, el concreto elaborado con munición de acero es bastante propenso a la segregación.

Los recortes de lámina y varilla de acero se usan también y resultan un poco más baratos que la munición, pero su forma presenta nuevas dificultades en el mezclado del concreto. Conviene recordar que el acero debe estar siempre libre de aceite, ya que este material interfiere en la adherencia.

No debemos olvidar que, además de sus funciones en relación con la radiación y la atenuación de neutrones, el concreto para escudos debe poseer también buenas propiedades estructurales bajo condiciones de operación a altas temperaturas.

#### III.4.e. Propiedades del Concreto como Blindaje Biológico.

El concreto se utiliza comúnmente como material aislante para protección contra rayos X de alta energía, rayos gamma y neutrones, porque combina sus propiedades de absorción de radiaciones con buenas características mecánicas, durabilidad y usos estructurales económicos. Una buena parte de estos concretos tienen alto peso volumétrico.

Los escudos de concreto para la radiación gamma son efectivos, sobre todo debido a su efecto de dispersión Compton en el cual los fotones se someten a una colisión elástica con un electrón atómico. Por lo tanto, la absorción de rayos gamma requiere un alto peso volumétrico del escudo. Además de absorber rayos gamma, los escudos de reactores tienen que atenuar neutrones que con las partículas pesadas de los núcleos atómicos. Por carecer de carga eléctrica estas partículas solo disminuyen su velocidad por colisiones con núcleos atómicos. En los escudos eficientes el material debe contener algunos elementos pesados (para disminuir la marcha de los neutrones rápidos), y algunas cantidades de hidrógeno (para disminuir la velocidad de los neutrones intermedios y absorber los neutrones lentos). Como al absorber neutrones lentos el hidrógeno emite rayos gamma, la presencia de boro (que es más efectivo), resulta aconsejable. Sin embargo, es necesario tener cuidado ya que los compuestos de boro solubles en agua reducen el desarrollo de resistencia del concreto; por otra



parte, la adición de compuestos de boro insolubles en agua provee la misma protección contra la radiación sin efectos adversos sobre las propiedades mecánicas del concreto. Por consiguiente, se concluye que la atenuación de neutrones y la absorción de rayos gamma requieren de la presencia de elementos distintos en el material del escudo. Gracias a su alto peso volumétrico y a su alto contenido de átomos de hidrógeno, el concreto satisface ambas condiciones.

El contenido de hidrógeno resulta satisfactorio aproximadamente a un 0.45 % en peso del concreto de peso volumétrico normal, y esto se logra con un contenido de agua que representa aproximadamente un 4 % del peso del concreto. Una porción de esta agua se combina químicamente en la pasta de cemento hidratado, otra puede ser agua libre y otra más puede estar en la forma de agua de cristalización en el agregado. El concreto completamente seco tiene un contenido de hidrógeno de aproximadamente 0.25 % en peso, de modo que casi la mitad del hidrógeno requerido tiene que encontrarse fuera del agua químicamente combinada. Por esta razón, la selección de un agregado adecuado puede ser importante. Debe observarse que el oxígeno ayuda a moderar el peso de los neutrones; algunos agregados como los silíceos contienen grandes cantidades de oxígeno y pueden, por tanto, ejercer influencia benéfica.

Por razones económicas, ningún cemento especial se usa en estructuras de protección contra la radiación, pero puede mencionarse que, debido a la baja cantidad de hierro que contiene, el cemento blanco posee la ventaja de una actividad reducida inducida por neutrones.

El agregado debe graduarse bien a fin de evitar la segregación: cualquier volumen de concreto con deficiencias de agregado tendrá un menor peso unitario y, por consiguiente, menos absorción de rayos gamma.

A medida que la energía absorbida de la radiación se convierte en calor, la atenuación de la radiación produce un incremento de temperatura en el concreto del escudo. La relación entre la elevación máxima de temperatura y el flujo incidente se muestra en la Fig. 16.a. Como la energía de absorción  $v$ , por lo tanto, el calor varían exponencial e inversamente con la distancia, la cantidad máxima de calor se genera en la parte del escudo más próxima a la fuente de radiación. Por lo anterior, la elevación de temperatura no es uniforme a través de todo el escudo, por lo que aparecen esfuerzos térmicos. (El problema se complica aun más por el enfriamiento forzado de las superficies del escudo). Para evitar fallas estructurales, o incluso daños locales, es preciso relacionar, por lo tanto, el máximo flujo de energía incidente con el esfuerzo de compresión o tensión tolerable en el concreto. (Véase la Fig. 16.b).

Un escudo con espesor de 1.4 m con acero de refuerzo para resistir esfuerzos térmicos puede absorber un flujo de energía incidente de 268 J/m<sup>2</sup>s, con una elevación máxima de temperatura

de 53°C cuando se enfria por aire tanto en la superficie interna como en la externa. Esta situacion es practicamente independiente de la naturaleza de la radiacion que puede ser de rayos gamma o neutrones. Un flujo de 33 J/m<sup>2</sup>s que produce elevaciones de temperatura de 9°C en concreto sin acero de refuerzo, conduce a la aparicion de grietas en la superficie externa. En las figuras 16.a y 16.b puede verse que una elevacion de temperatura de 64°C en el escudo en cuestion, produce esfuerzo de compresion de 7 MN/m<sup>2</sup> (70 kg/cm<sup>2</sup>).

La distribucion de temperatura no se ve afectada tan solo por la distribucion de la energia absorbida dentro del escudo, sino tambien por las propiedades termicas del concreto. Las propiedades termicas deseables del concreto para escudos son:

- alta conductividad termica, para minimizar las elevaciones locales de temperatura;
- bajo coeficiente de dilatacion termica, para minimizar las deformaciones diferenciales.

Los esfuerzos termicos no son la unica razon para limitar las elevaciones de temperatura en un escudo: a temperaturas elevadas, la resistencia del concreto puede verse adversamente afectada, puede aumentar la fluencia, y la atenuacion de neutrones tiende a reducirse, ya que el concreto pierde agua; se han observado reducciones hasta del 30 % en la atenuacion. Por estos motivos debe imponerse un limite de temperatura maxima en el proyecto, sin embargo, la efectividad del escudo solo se afecta ligeramente con temperaturas de 300°C y solo en algunos reactores se alcanzan temperaturas de 320°C.

Los esfuerzos tolerables en un escudo de concreto son invariablemente bajos, ya que es importante asegurarse de que ningun agrietamiento local o deterioro del concreto se produzcan.

#### III.4.f. Efectos de la Radiacion sobre la Resistencia del concreto.

Se ha comprobado que la irradiacion reduce la resistencia a la tension del concreto, pero los efectos de la irradiacion se consideraron en forma conjunta a los de alta temperatura. Despues de someter un especimen durante 6 meses a la exposicion de un flujo de  $10^{18}$  neutrones/mm<sup>2</sup>s a 50°C, la resistencia del concreto disminuyo a dos tercios de valor original, pero despues de tres años no se observaron nuevas perdidas.

#### III.5. Propiedades de Materiales Estructurales para Blindaje.

El diseño en donde los materiales sirven tanto para funciones de blindaje como de elemento estructural, debe tomar en cuenta

simultáneamente los efectos de la radiación sobre las propiedades mecánicas, así como el calentamiento y consecuentes esfuerzos térmicos debidos a la radiación. Estos conceptos son especialmente criticos en el diseño de vasijas de acero y blindajes biológicos de concreto de una planta nuclear. Los neutrones y las radiaciones gamma del núcleo de un reactor pueden causar severos gradientes de temperatura, que pueden inducir esfuerzos térmicos en la vasija como en el blindaje, así como deshidratar el concreto en el blindaje biológico. El diseño por radiación, especialmente aquel debido a los neutrones rápidos, puede fragilizar el acero estructural e incrementar la tendencia a una falla abrupta. Los efectos térmicos y las fallas por radiación son entonces aspectos importantes para un diseñador de blindajes al atender la protección de los materiales estructurales.

### III.5.a. Propiedades Mecánicas.

Las propiedades básicas de la tensión de un metal pueden ser descritas en términos de los resultados de la prueba de tensión uniaxial. Una barra es sujeta a tensión axial, y el esfuerzo y la deformación unitaria son graficados hasta el punto de falla del elemento. El esfuerzo nominal es la fuerza aplicada por unidad de área inicial de la sección transversal de la barra. La deformación unitaria ( $\epsilon$ ), es el cociente que resulta de dividir el incremento en la longitud del espécimen entre su longitud original. Diagramas representativos de esfuerzo - deformación unitaria para el acero se presentan en la Fig.17.a.

Inicialmente, la deformación de un espécimen es elástica, y el esfuerzo está dado por la siguiente expresión:

$$\sigma = \epsilon \times E$$

donde (E) representa el módulo de elasticidad de Young.

Más allá del límite elástico la deformación es plástica, y una deformación remanente se produce. El esfuerzo de cedencia  $\sigma_y$  es el esfuerzo correspondiente al límite elástico  $\sigma_e$ , si este último no está bien definido, se tomará el esfuerzo correspondiente a una deformación prescrita, usualmente 0.2 %. El máximo esfuerzo soportado por el espécimen es la resistencia última.

La resistencia ante compresión está caracterizada por el máximo esfuerzo aplicado, basado en el área original, y donde el material falla por aplastamiento. En la mayoría de los casos dicho esfuerzo debe definirse en términos de un grado específico de deformación.

La ductilidad se define como la capacidad de un material para deformarse plásticamente antes de llegar a la falla. Parámetros

de la ductilidad son la deformación alcanzada al punto de fallar y la deformación unitaria en el mismo punto.

La dureza, por el contrario mide la resistencia de un material a deformarse plásticamente, y está estrechamente relacionada con el esfuerzo de fluencia  $\sigma_y$ .

La tenacidad es la capacidad de un metal para absorber energía, y resistir plásticamente antes de fallar, y usualmente se mide en términos de la energía absorbida por un espécimen hasta el instante en que sobrevenga la ruptura.

La resistencia a la fatiga es el máximo esfuerzo que puede ser soportado ante un número específico de ciclos de carga sin falla.

La resistencia de flujo plástico es el esfuerzo que causaría una deformación por flujo plástico en un tiempo dado a temperatura constante.

En general, las propiedades mecánicas son sensibles a la temperatura del material y al estado de esfuerzos aplicados. Estos factores deben considerarse cuando se apliquen las propiedades mecánicas al diseño del blindaje.

### III.5.b. Propiedades Térmicas.

Estas son: la capacidad calorífica, que es la cantidad de calor que hay que suministrar a una sustancia para lograr un incremento en su temperatura; la conductividad térmica, que es la capacidad de transmisión de calor; y el coeficiente de dilatación térmica, que está definido como el cambio dimensional por unidad de cambio de temperatura en un material.

### III.5.c. Efectos Térmicos.

El calentamiento provocado en los blindajes o en los materiales constructivos por la irradiación de neutrones y rayos gamma es de gran importancia, no solo porque induce esfuerzos térmicos sino porque algunos otros daños se provocan a los materiales. Tal es el caso de la deshidratación que sufre el concreto a temperaturas superiores a los 90°C.

### III.5.d. Principios de Análisis de Esfuerzos Térmicos.

Considerese un espécimen de prueba de dos dimensiones con un tamaño unitario que experimenta un incremento uniforme de temperatura  $dT$ , el incremento diferencial de magnitud resultante es:  $\alpha \times dT$ , donde el coeficiente lineal de dilatación térmica es:

$$\alpha = (1/L) (dL/dT)$$

y L es cualquier dimensión de referencia del espécimen.

Cuando la dilatación térmica es producida por un cambio de temperatura  $dT$  en un cuerpo no confinado, no se generaran esfuerzos térmicos en el cuerpo.

Ahora, supongamos que el mismo incremento de temperatura  $dT$  ocurre cuando el espécimen de prueba está confinado contra expansión o contracción en todas las direcciones (ver Fig.17.b). los esfuerzos térmicos resultantes son:

$$\sigma_1 = \sigma_2 = \sigma_3$$

$$\sigma_1 = (-\alpha E dT) / (1-2\nu)$$

Cabe destacar que estos esfuerzos son de tensión en la superficie de los elementos y de compresión en su interior. Dado que el concreto es muy débil ante tensión, se requiere el acero de refuerzo para evitar la falla. La literal ( $\nu$ ) representa la relación de Poisson.

### III.6. Propiedades de los Principales Materiales de Blindaje.

#### III.6.a. Plomo.

Para blindaje de rayos gamma, el plomo disponible comercialmente (99.9 % de pureza) es comúnmente empleado. Sin embargo, el plomo puro tiene pobres propiedades estructurales y no es aplicable para condiciones de altas temperaturas. Para incrementar su resistencia se fabrica una aleación de plomo y antimonio. Los escudos de plomo son relativamente fáciles de fabricar, ya que el plomo puede ser fundido, extruido, rodado, maquinado y soldado. La fundición requiere especial cuidado ya que los vapores del plomo son tóxicos. El plomo es resistente a la corrosión química, y por su alta densidad es ampliamente usado como blindaje contra los rayos gamma cuando existen limitantes sobre el espesor del escudo, aun pensando que es un material relativamente caro. Las propiedades térmicas y mecánicas del plomo se dan en el Cuadro XI.a.

#### III.6.b. Uranio.

Por su alta densidad, el uranio agotado es un excelente material que se emplea como escudo contra los rayos gamma, a pesar de que es químicamente activo y se oxida al exponerlo al aire. Su fabricación es compleja y peligrosa por su naturaleza piroforica.

Las propiedades estructurales del uranio son similares a las que exhibe el acero, y a menudo se preparan aleaciones con elementos como el molibdeno. Su uso estructural es complicado debido al elevado coeficiente de dilatación térmica que presenta. Obviamente, los escudos de uranio no son admisibles cuando existe liberación de neutrones. Las propiedades del uranio se indican en el Cuadro XI.a.

#### III.6.c. Tungsteno.

Por su alta densidad (19.3 gr/cm<sup>3</sup>), y alta temperatura de fundición (3410°C), el tungsteno puro es un material de propiedades excelentes para blindaje ante rayos gamma de alta energía en ambientes de alta temperatura. Por su alto costo y dificultad de fabricación el tungsteno normalmente es usado en forma exclusiva para pequeños componentes del blindaje próximos a la fuente.

#### III.6.d. Acero.

El acero se usa ampliamente para el blindaje ante rayos gamma por sus excelentes propiedades estructurales, térmicas y químicas, su fácil fabricación, y sus favorables características de blindaje. Para el blindaje ante rayos gamma, pero no para el blindaje ante neutrones, las propiedades de atenuación del acero se pueden tomar como las del hierro puro (densidad de 7.87 gr/cm<sup>3</sup>). En el Cuadro XI.b. se enlistan las propiedades de los aceros más ampliamente empleados en la industria nuclear. Las aleaciones de aceros son representativas de los que se emplean como vasijas de presión; mientras que los aceros inoxidable son característicos de los usados para el revestimiento de las vasijas de presión y de combustible y para los componentes de los soportes del núcleo del reactor.

#### III.6.e. Metales Misceláneos.

El aluminio, el circonio y el berilio con frecuencia se emplean conjuntamente con otros materiales para blindajes contra las radiaciones, especialmente como componentes de los reactores nucleares. Sus propiedades físicas se dan en el Cuadro XII.a. Existe una aleación de aluminio que es ampliamente usada en la industria debido a su alta resistencia, soldabilidad y resistencia a la corrosión. Aleaciones de Zircalov se emplean usualmente como revestimiento para los elementos combustibles, debido a sus magníficas propiedades en ambientes de neutrones térmicos. El Berilio se emplea como un reflector, moderador o convertidor en una fuente de neutrones. El metal y sus componentes son altamente tóxicos.

### III.6.f. Concreto.

El concreto es el material de blindaje mas versatil y ampliamente usado. Es relativamente economico y de gran facilidad para formar blindajes de forma compleja, tiene buenas propiedades estructurales, y se puede usar como escudo contra neutrones y rayos gamma. El concreto se compone de una mezcla, en peso, de aproximadamente 13 % de cemento, 7 % de agua (incluida el agua en el agregado), y 80 % de agregado. Diferentes tipos de concreto se pueden preparar variando la naturaleza del agregado, ver Cuadro XII.b. Por ejemplo, para mejorar las propiedades de atenuacion ante rayos gamma, se puede incluir hierro junto con el agregado de grava y arena. La adición de boro en combinacion con el agregado puede mejorar ampliamente las cualidades de absorcion de neutrones termicos del concreto.

El contenido de hidrogeno en el concreto es de importancia por su capacidad de frenado de neutrones. Virtualmente todo el hidrogeno del concreto proviene del agua, la cual no solo se presenta como agua incluida (v.gr.: agua de hidratación en el cemento y agregado) sino tambien como agua libre en los poros del concreto. A temperaturas elevadas ambos tipos de agua pueden perderse, y por ello hay una gran reduccion en la capacidad del concreto para atenuar neutrones rapidos. A temperatura ambiental, el agua libre se puede perder lentamente por difusion y evaporación. Típicamente, el agua libre, en principio, oscila alrededor del 3 % en peso del concreto, y hasta se pierde por evaporación durante el curado de la mezcla. Dentro de un periodo de 20 a 30 años a temperatura ambiental, la mitad del agua incluida puede perderse; esta deshidratación es mucho mas rapida a altas temperaturas. Las bases de diseño generales para proteccion de concretos ordinarios, no solo contra la deshidratación, sino tambien contra los esfuerzos termicos son las siguientes:

#### Maximas Temperaturas Ambientales:

Blindaje de rayos gamma	149°C
Blindaje de neutrones	71°C
Serpentina	400°C

#### Maximas Temperatura Internas:

Blindaje de rayos gamma	177°C
Blindaje de neutrones	98°C
Serpentina	425°C

Maximo diferencial de calentamiento interno 6°C

Maximo gradiente de temperatura 1°C/cm

El concreto tiene buena resistencia a la compresion, sin embargo, es muy débil ante fuerzas de tensión y es necesario ahogar varillas de acero de refuerzo en el concreto para proveer resistencia a la tensión. El daño por radiación se traduce en la producción de gases producto de la disociación de agua y la reducción de la resistencia a compresion, todo lo cual, en general no es un problema de gravedad. La deshidratación y los esfuerzos térmicos resultantes de la absorción de radiación son generalmente mucho más restringidos. Propiedades físicas para varios concretos empleados como blindaje se dan en el Cuadro XIII.a.

### III.6.g. Suelo y Grava.

Quando el espacio no es una limitación pero los costos si, los blindajes de tierra o grava representan una alternativa ante los blindajes costosos. En ambientes de altos niveles de radiación, las propiedades de blindaje de los suelos y las gravas ante la acción de rayos gamma no son muy sensibles a su composición y contenido de agua, sin embargo, para el blindaje de neutrones, el contenido de agua es un factor muy importante. La composición es también importante desde el punto de vista de la activación y captura de rayos gamma. El Cuadro XIII.b indica: (1) la composición del suelo basado en la composición media de la corteza terrestre, y (2) un promedio de 28 análisis de Estados Unidos de America.

El agua en el suelo esta presente como agua de enlace (agua de hidratación), agua higroscópica, agua capilar y agua gravitacional (v.gr.: agua de lluvia antes de su flujo hacia un suelo seco donde puede ser capturada como agua capilar o higroscópica). El agua capilar es fácilmente evaporable y ordinariamente debería despreciarse en el diseño del blindaje. Los rangos representativos de la composición del suelo son los que a continuación se indican:

Componente	% Peso Seco
arena	0 a 10
limo-arenoso	5 a 20
limo	8 a 25
limo-arcilloso	10 a 30
limo-seco	14 a 30
arcilla	15 a 30

### III.6.h. Grafito.

El grafito de alta pureza es un buen material de blindaje para frenar neutrones rápidos, y cuando se impregna con boro se forma un medio efectivo para captura de neutrones. Debido a sus



excelentes propiedades ante temperaturas elevadas, el grafito es útil como blindaje para neutrones bajo tales condiciones; algunas emisiones de gases ocurren y el grafito generalmente inerte será oxidado por el aire, el vapor, o el bioxido de carbono. Bajo irradiación de neutrones, la energía de deformación debida al daño de los cristales del mineral se presentará, y si el grafito no está cuidadosamente templado, puede ocurrir una liberación de esta energía si se permite que la temperatura alcance niveles críticos.

El grafito, generalmente manufacturado por extrusión, es anisotrópico, y bajo radiaciones a temperaturas abajo de 300°C, el grafito se contrae a lo largo del eje de extrusión y se expande transversalmente a dicho eje; la contracción en todas direcciones ocurre a temperaturas de irradiación superiores a 300°C.

### III.6.i. Aire.

En muchas situaciones del blindaje las propiedades de atenuación del aire pueden despreciarse, esto es, el aire puede tratarse como si fuera un vacío, sin embargo, hay algunas situaciones donde esta suposición no es válida; esto es cuando el aire es el único medio de blindaje presente, y cuando las distancias involucradas son de unos cuantos metros.

En algunos blindajes y cálculos de dosisimetrías es necesario evaluar la densidad de la humedad del aire.

### III.6.j. Materiales de Blindaje para Objetivos Especiales.

Una amplia variedad de materiales con múltiples propiedades están disponibles para propósitos de blindaje. La mayoría son materiales convencionales dentro de los cuales están incorporados el boro para el blindaje de neutrones, o el plomo para blindaje de rayos gamma.

El carburo de boro es un material de blindaje ampliamente usado. Puede usarse como polvo (densidad de 1.2 gr/cm<sup>3</sup>); comprimido en caliente con densidad de 2.5 gr/cm<sup>3</sup>, o incorporado al grafito en concentraciones del orden del 4 % en peso. Los plásticos borados y materiales basados en la madera también son ampliamente empleados en aplicaciones a blindajes de neutrones.

El cadmio tiene una amplia sección transversal de captura de neutrones térmicos; por otra parte, el boro y el litio tienen, además de la cualidad anterior, la ventaja de producir isótopos estables o de vida corta, esto último permite que al parar la operación de un reactor para efectuar el mantenimiento no exista radiación en excedencia.

Ventanas de vidrio especial están comercialmente disponibles para

uso en blindajes, ellos son usualmente vidrios a base de sílice (densidad de 2.5 a 2.7 gr/cm<sup>3</sup>). La adición de plomo puede resultar en una densidad final de 6.2 gr/cm<sup>3</sup>.

### III.6.k. Daño por Radiación.

La protección de materiales estructurales o equipo sensible contra las radiaciones es a menudo un objetivo primordial en el diseño de blindajes. La radiación induce cambios en la mayoría de los materiales, sin embargo, la radiación no siempre es el factor determinante para el diseño del blindaje; por ejemplo: el criterio de irradiación para el concreto está determinado por el calor interno generado, más que el daño por irradiación que podría provocar desplazamientos atómicos y cambios a nivel molecular.

Los concretos sujetos a ciclos de cambio de temperatura exhiben una reducción en el valor de la resistencia ante esfuerzos de compresión, así como del módulo de elasticidad, ya que se presenta una ligera expansión debida en menor parte a la dilatación por temperatura, y primordialmente a la fracturación de la pasta de cemento por el efecto de los esfuerzos térmicos. Este problema se acentúa sobre todo en placas de concreto de gran espesor, ya que presentan mayores diferenciales de temperatura que los propios en placas delgadas. Los espacios resultantes del agrietamiento representan un alto riesgo por fuga de radiaciones.

Bajo irradiación de neutrones rápidos todos los aceros experimentan endurecimiento y pierden ductilidad, lo cual es especialmente importante para aquellos materiales que se encuentran en la vecindad del núcleo del reactor así como para la vasija y el contenedor de la vasija. Es en ese punto del análisis y diseño de la vasija y los contenedores donde los especialistas de blindaje deben interrelacionarse con los especialistas de diseño mecánico.

En resumen, se requiere que las propiedades que a continuación se indican estén asociados a los concretos empleados como blindaje, con el objeto de obtener un buen comportamiento estructural y como escudo:

- buenas propiedades de atenuación,
- alta conductividad para reducir la temperatura alcanzada por el proceso de atenuación; y que permita una alta tasa de transferencia de calor sin que se presenten grandes diferenciales de temperatura,
- bajo coeficiente de dilatación térmica para reducir las deformaciones y el riesgo de agrietamiento,
- bajo calor de hidratación para evitar la pérdida en exceso de agua de la mezcla.

- alta resistencia ante esfuerzos de compresion.
- alta trabajabilidad para asegurar la homogeneidad de la mezcla.

Cubiertos los puntos anteriormente indicados, se puede justificar el empleo del concreto dada su:

- eficacia como escudo ante radiaciones en condiciones de altas temperaturas.
- su mayor resistencia estructural, y
- su menor costo constructivo.

Es importante destacar la necesidad de aplicar métodos de control especialmente diseñados para los procesos de producción del concreto y construcción de las instalaciones nucleares, para asegurar que el concreto se haya elaborado de acuerdo a especificaciones estrictas que le provean de la composición, densidad y uniformidad requeridas para exhibir el comportamiento para el cual fue diseñado. El cuarto capítulo de esta tesis trata el tema del Aseguramiento de la Calidad Aplicado al Concreto Empleado en las Centrales Nucleares.

## Capitulo IV

### CONTROL DE CALIDAD

#### IV.1. El Concepto del Costo de la Calidad.

Cuando en la industria se determino que el costo de la producción con deficiencias en su calidad implicaba importantes riesgos de falla y pérdidas de capital, se oriento la atención al proposito de identificar los costos necesarios para obtener productos que satisficieran las demandas de calidad implícitas en normas y especificaciones.

Esta política permitió desarrollar grupos de especialistas y programas de regulación y control para, inicialmente, reducir las deficiencias de la producción, y posteriormente implementar sistemas de mejoramiento de la calidad. La evaluación de los costos de la calidad surge como una necesidad ante:

- el desarrollo de nuevos sistemas y productos de mayor complejidad, precisión y rentabilidad;
- las iniciativas gubernamentales de regular la calidad de los productos y los procesos asociados con su elaboración, así como de promover una política de presupuestación de contratos donde se efectuara un estricto escrutinio de los precios presentados, incluyendo entre otros los costes de la calidad;
- el desarrollo de productos de alta calidad y vida útil prolongada por parte de compañías externas.

Todos estos factores aunados a las iniciativas de los grupos de especialistas estimularon la evolución del concepto del costo de la calidad, de tal manera que dichos costos se pudieran evaluar, mejorar y controlar.

##### IV.1.a. Fases del Programa de Mejoramiento de la Calidad.

Inicialmente, se tendrá como objetivo estimar el costo de la calidad para justificar la implementación de un programa de mejoramiento de la calidad y así reducir los costos a ella asociados. Un programa de mejoramiento de la calidad consta de tres fases que interactúan:

- la primera fase tiene por objetivos la identificación de situaciones críticas que, económicamente, pueden mejorarse mediante la aplicación de medidas correctivas que han de plantearse;
- la segunda fase busca la estabilidad de las operaciones especificadas en la fase anterior;
- la tercera fase reúne información para aplicarla a estudios orientados a iniciar el mejoramiento de la calidad en un nivel superior.

ESTA TESIS NO DEBE  
SALIR DE LA BIBLIOTECA

#### IV.1.b. Descubrimiento del Valor Óptimo del Costo de la Calidad.

Para lograr la reducción del costo de la calidad se requiere que, primeramente, se identifiquen con claridad cuales son los costos que afectan al concepto de la calidad; se puede considerar la siguiente clasificación de las Categorías de los Costos de la Calidad:

**Costos Internos:** Desperdicio, reprocesamiento, inspección repetida, tiempo muerto del personal, equipo o material, etc.

**Costos Externos:** Reparación de productos o instalaciones defectuosas, devoluciones, venta de productos defectuosos a menor precio que su costo, etc.

**Costos de Evaluación:** Estos son los destinados a descubrir la condición del producto, sobre todo en la etapa de su desarrollo. Se incluyen: inspección de materiales, de muestreo y prueba de los productos, el mantenimiento de los equipos para pruebas y la evaluación del estado del producto en almacenes.

**Costos de Prevención:** Estos tienen como objetivo el mantener los costos de falla y evaluación en un valor mínimo. Se incluyen: planeación de la calidad, que considera: inspección, confiabilidad, registros, preparación de manuales y procedimientos; preparación de presupuestos para nuevos productos, así como la evaluación de nuevos diseños y prueba de los mismos; capacitación para obtener y mejorar el cumplimiento de la calidad; control de operaciones con el objetivo de crear actitudes y aptitudes de laboreo por convicción; la obtención y el análisis de información acerca de la calidad para identificar problemas que afectan a la calidad, así como estimular la búsqueda de soluciones; reportes de la calidad; y finalmente, propuestas para un nuevo mejoramiento de la calidad.

Se ha demostrado que el método de la Relación de las Categorías de los Costos de la Calidad permite determinar el valor óptimo del costo de la calidad. El modelo básico para mostrar este método se muestra en la Fig. 18.a, donde se observa la curva que relaciona los costos de la categoría de evaluación y prevención, con los correspondientes a la categoría de rechazos o fallas debidos a la producción defectuosa.

La curva del costo total de la calidad tiene un mínimo, este valor tiene un significado práctico. La aplicación del modelo se muestra en la Fig. 18.b, donde se aprecia la división de dicha curva en tres zonas. Esas zonas pueden identificarse por la relación de las categorías de los costos de la calidad según se describe:

- a) Zona del mejoramiento de la calidad, que implica la identificación de proyectos susceptibles de mejoramiento, y la propuesta de mecanismos para lograrlo.

b) Zona de perfeccionamiento de la calidad, que permite el descubrimiento de nuevos costos que son excesivos, ya que dan por resultado productos que superan los requisitos de la calidad, lo cual implica un mayor costo.

c) Zona del valor óptimo, que demanda la aplicación de un programa de control de las operaciones adoptadas para mantener el nivel óptimo alcanzado.

Se puede afirmar que la optimización de la totalidad de los costos de la calidad no es cuestión de optimizar cada categoría, sino que hay que considerar su interacción que es crítica.

Al aplicar un programa de mejoramiento de la calidad, se debe cuidar el no incrementar los costos totales, ya que el reducir los costos de calidad no es un fin, sino más bien, un medio para mejorar globalmente el resultado de la producción de un artículo o de la prestación de un servicio, que obligadamente redundará en la mejora de la economía del grupo responsable; así pues, finalmente el problema común es el de balancear el monto de los costos de calidad con el propio de los costos de no calidad en la interacción de la productividad y la calidad.

#### IV.1.c. Calidad y Aseguramiento de la Calidad.

Calidad es la capacidad de un producto terminado, para cumplir el propósito para el que fue pensado: física, funcional, ambiental y económicamente. Con base en lo anterior se puede decir que el aseguramiento de la calidad es un sistema global que trata de la planeación y obtención del nivel de calidad necesaria para que un producto terminado desempeñe las funciones y servicios necesarios a una situación particular.

El sistema global se divide en dos subsistemas: 1) factores sociales, 2) factores técnicos. Debe tenerse presente que en los subsistemas técnicos existen factores no técnicos, ya que el trabajo es efectuado por personas; en el pasado no se daba importancia a los factores sociales y, algunas veces, estos factores hacen imposible que se desempeñen con éxito los trabajos.

En las etapas de diseño y especificación, el aseguramiento de la calidad y el control de la calidad consisten esencialmente en procedimientos formalizados para garantizar que los conceptos de diseño se ajustan a las necesidades del proyecto, y en observaciones y verificaciones cruzadas para poder descubrir errores y corregirlos y estar seguros de que no ha habido omisiones.

En cuanto a las especificaciones, debemos añadir a lo anterior el conocimiento y la aplicación de las leyes de probabilidad. La razón de ello es la variabilidad que se encuentra en todos los procesos y operaciones con materiales. Mientras menor sea la

variabilidad deseada, mayor será el costo para lograrla, pero si se llega a un punto en que el costo de reducir la variabilidad se hace mayor que las ventajas logradas al reducirla, entonces no vale la pena seguir más allá. No obstante puede aprovecharse la variabilidad para producir especificaciones que alcancen un punto de equilibrio. El resultado de este trabajo será el poder reducir el costo y tiempo de terminación que se ajusten a los presupuestos y programas. A continuación se describen los aspectos que debe incluir un Programa de Aseguramiento de la Calidad.

#### IV.2.El Aseguramiento de la Calidad.

##### IV.2.a. Introducción.

##### IV.2.a.1. Consideraciones Generales.

El establecimiento y ejecución del programa para el aseguramiento de la calidad para una central nuclear revisten esencial importancia. Sin embargo, deberá tenerse siempre en cuenta que la responsabilidad fundamental del logro de la calidad en la ejecución de una tarea especial (por ejemplo, el diseño, fabricación, puesta en servicio, explotación) recae sobre quienes tienen asignadas esas tareas y no sobre los que tratan de comprobar, mediante la verificación, que la calidad ha sido conseguida.

El aseguramiento de la calidad es un aspecto esencial de la "buena gestión". La buena gestión contribuye al logro de la calidad por medio de análisis de las tareas que han de ejecutarse, de la determinación del grado necesario de conocimientos técnicos, de la selección y capacitación del personal apropiado, la utilización del equipo adecuado, el establecimiento de condiciones de trabajo satisfactorias en las que puedan desarrollarse tales actividades y, como va se ha indicado, el reconocimiento de la responsabilidad de la persona a quien incumbe la ejecución de la tarea. Dicho con pocas palabras, un programa de aseguramiento de la calidad deberá facilitar un método ordenado para todas las actividades que afectan a la calidad, incluso, cuando proceda, la verificación de que cada tarea se ha ejecutado satisfactoriamente y de que se han aplicado las medidas correctivas necesarias. También incluirá la aportación de pruebas documentales que demuestren que se ha logrado obtener la calidad exigida.

La manera de aplicar los principios descritos en este documento varía de una organización a otra. Estas variaciones se deberán a factores tales como el grado de especialización y de experiencia de las organizaciones técnicas que participen. En todo caso, nunca deberá perderse de vista la finalidad fundamental.



#### IV.2.a.2. Alcance.

Este Código enuncia los principios y objetivos para establecer y ejecutar un programa de aseguramiento de la calidad en las fases de diseño, construcción, puesta en servicio y explotación de estructuras, sistemas y componentes que revisten importancia para la seguridad. Su aplicación corresponde a todos los responsables de las centrales, diseñadores y suministradores de las mismas, ingenieros, constructores y explotadores, así como a toda organización que participe en actividades que pueden influir sobre los aspectos de la calidad de tales instalaciones.

#### IV.2.a.3. Responsabilidad.

Cumpliendo su cometido de velar por la salud y seguridad del público en general, los Gobiernos de los Estados Miembros de la OIEA establecen la normativa jurídica general necesaria. Uno de cuyos requisitos es el establecimiento de un programa general y efectivo de aseguramiento de la calidad.

La organización sobre la que recae la responsabilidad global de la central deberá ser también responsable del establecimiento y ejecución del programa general de aseguramiento de la calidad para toda la central. Esta organización puede delegar en otras la tarea de establecer y ejecutar la totalidad o parte del programa, pero deberá seguir siendo responsable de la eficacia del programa general, sin perjuicio de las obligaciones de los contratistas de sus responsabilidades legales.

#### IV.2.b. Programas de Aseguramiento de la Calidad.

##### IV.2.b.1. Consideraciones Generales.

Como parte integrante del proyecto de una central nuclear se deberá establecer un programa general de aseguramiento de la calidad en armonía con los requisitos que se exponen en este Código. El programa general deberá definir las modalidades de control de las actividades parciales en relación con una central nuclear, tales como el diseño, la construcción, la fabricación, la puesta en servicio y la explotación.

La gestión general y la de los sectores de actividad parcial deberán procurar la eficaz ejecución de los programas de aseguramiento de la calidad, ajustando dicha ejecución a los calendarios establecidos para las actividades del proyecto, incluida la adquisición de materiales.

Todos los programas deberán definir la estructura orgánica dentro de la cual han de planearse y ejecutarse las actividades de

aseguramiento de la calidad, y precisar con claridad la autoridad y responsabilidad de las diversas organizaciones y personal encargados de esas tareas.

Los programas contendrán disposiciones para asegurar la identificación y el cumplimiento de códigos técnicos, normas, especificaciones y prácticas reconocidos y apropiados.

Se identificarán los elementos, servicios y procesos a los que se apliquen los programas de aseguramiento de la calidad. Se asignarán a los elementos, servicios y procesos, métodos o grados de control y verificación adecuados, en la medida correspondiente a su importancia para la seguridad.

Todos los programas deberán incluir medidas necesarias para la ejecución, en condiciones convenientemente controladas, de las actividades que afecten a la calidad: es decir, las condiciones ambientales apropiadas, así como el equipo y los conocimientos apropiados para el logro de la calidad exigida.

Todos los programas deberán someterse a evaluaciones y actualizaciones periódicas.

#### **IV.2.b.2. Significado de la Calidad.**

Los elementos y servicios (el término servicios significa actividades realizadas tanto por un suministrador como por la propia organización responsable) para las centrales nucleares han de ser de una calidad especificada congruente con su importancia para la seguridad y con el uso a que se destinen.

La calidad de cada elemento o servicio viene determinada por características identificables y mensurables. En el caso de los elementos, las características de calidad pueden definirse en forma de propiedades (físicas, dimensionales, metalúrgicas, químicas), estado o condiciones (temperatura, presión, densidad) o comportamiento (velocidad, duración, rendimiento, consumo, esperanza de vida, exactitud, eficacia, precisión). En cuanto a los servicios, las características de calidad pueden definirse en forma específica para cada caso particular.

#### **IV.2.b.3. Aseguramiento de la Calidad.**

El aseguramiento de la calidad se define como todas aquellas medidas sistemáticas y preestablecidas necesarias para dar la debida seguridad de que un elemento de equipo o una instalación funcionaran satisfactoriamente una vez que se encuentren en servicio.

Esto significa que el aseguramiento de la calidad comprende:

- 1) Las actividades reales necesarias para conseguir la calidad adecuada del elemento de equipo o el servicio respectivo, por ejemplo, las de diseño, adquisición, fabricación, construcción y explotación.
- 2) Las actividades necesarias para hacer que se establezca y ejecute eficazmente un programa adecuado de aseguramiento de calidad y para verificar que todas las actividades se realicen correctamente y que se presente con tal fin una prueba objetiva de la calidad conseguida.

#### IV.2.b.4. Programa de Aseguramiento de la Calidad.

El conjunto total de actividades establecidas y ejecutadas para asegurar la calidad constituye el programa de aseguramiento de la calidad.

Dichas actividades son fundamentalmente de dos tipos:

- Las actividades programáticas son de índole administrativa y comprenden, por ejemplo: el establecimiento del programa y su gestión a través del diseño, adquisición, fabricación, construcción, puesta en servicio, explotación, y cierre definitivo de la central.
- Las actividades orientadas a los trabajos son de índole técnica y comprenden, por ejemplo: las de diseño, adquisición, fabricación, construcción, inspección, ensayo, puesta en servicio, explotación y cierre definitivo.

Para un determinado proyecto o parte de él, la combinación adecuada de actividades de ambos tipos programáticas y orientadas a los trabajos constituye un programa apropiado de aseguramiento de la calidad.

#### IV.2.b.5. Programa general y Programas Parciales de Aseguramiento de la Calidad.

El programa general está constituido por todas las actividades de aseguramiento de la calidad relacionadas con la central nuclear, y se establece y ejecuta por la acción combinada de todas las entidades que intervienen en alguna parte de la tarea de establecer y ejecutar un sector del programa de aseguramiento de la calidad.

La organización responsable deberá ejecutar las actividades del programa por sí misma o delegar la totalidad o parte de esta labor en otra entidad debidamente calificada, si bien seguirá siendo responsable de la eficacia del programa general. Los sectores del programa general se denominan programas parciales. Incluso las partes establecidas y ejecutadas directamente por la

organización responsable se consideran programas parciales. De modo análogo, la responsabilidad con respecto al establecimiento y ejecución de la parte del programa delegada a una entidad participante subordinada incumbe a esta entidad y constituye también un programa parcial. En este contexto, la parte del programa general establecida y ejecutada por cada una de las entidades participantes por sus propios medios se denomina programa de aseguramiento de la entidad participante y constituye un programa parcial.

En cumplimiento de sus deberes, la organización responsable supervisará la labor de los contratistas subordinados en la medida necesaria para asegurarse de que estos ejecutan adecuadamente las partes del programa de aseguramiento de la calidad que se les han asignado.

#### IV.2.b.6. Procedimientos Programáticos.

Las actividades que afecten a la calidad de una central nuclear deberán estipularse mediante procedimientos escritos adecuados. La amplitud de los detalles presentados depende de la experiencia y capacitación de las personas que realicen los trabajos, y los procedimientos deberán redactarse de tal modo que ofrezcan a una persona debidamente calificada la información necesaria para desempeñar sus funciones.

Los procedimientos programáticos representan un instrumento de gestión para dirigir la labor total de un modo planificado y sistemático, tanto en el seno de la entidad participante, como para coordinar sus actividades con las de otras entidades subordinadas.

Los procedimientos programáticos deberán ofrecer información y directrices detalladas para la realización de las tareas, por lo que conviene que se establezcan con arreglo a un orden lógico y a una forma de presentación normalizada. Una forma de presentación característica sería la siguiente:

- Finalidad: Se recomienda indicar de manera breve y concisa la finalidad que se persiga con el procedimiento.
- Alcance: Se recomienda precisar los límites del procedimiento.
- Definiciones: Se recomienda definir los términos técnicos usados en el texto que sean poco corrientes o tengan un significado específico para el procedimiento.
- Referencias: Fuentes de información adicional que pueden ser necesarias para conocer los antecedentes de acciones específicas, por ejemplo: conviene citar las interfaces de los procedimientos.
- Responsabilidad: Se recomienda determinar las responsabilidades

- principales en cuanto al éxito en la aplicación de los procedimientos. La responsabilidad en cuanto a las actividades concretas se fijara en el marco de las acciones.
- Acciones: Se recomienda indicar una por una de las acciones sucesivas a realizar para conseguir la finalidad del procedimiento.
  - Documentación: Se recomienda especificar los formularios y documentos a utilizar para comunicar instrucciones, información y resultados.
  - Registros: Registros que se han de elaborar y su clasificación. Se recomienda hacer referencia a otros procedimientos que rijan la clasificación, archivo y conservación de registros.

#### **IV.2.b.7. Planes y Programas de Trabajo.**

Deberán establecerse en documentos los planes y programas de trabajo que permitan determinar y programar las actividades, de forma que se tenga la certeza de que el trabajo se realizara de modo sistemático y expedito en todas las fases donde cada organización sea responsable. Los documentos básicos pueden adoptar la forma de diagramas de operaciones, programas u otros medios adecuados, según corresponda cuenta habida de las circunstancias, el tipo de actividades, los requisitos exigidos por la reglamentación y las practicas industriales.

#### **IV.2.b.8. Procedimientos, Instrucciones y Representaciones Gráficas.**

Todos los programas deberán estipular que las actividades que afecten a la calidad se lleven a cabo de conformidad con procedimientos e instrucciones de tipo apropiado a las circunstancias. En las instrucciones y procedimientos deberán figurar criterios apropiados de aceptación cualitativa v/o cuantitativa para determinar si las actividades importantes se han llevado a cabo satisfactoriamente.

Los procedimientos para ejecutar los programas de aseguramiento de la calidad sobre una base sistemática y planeada para las diferentes fases de un proyecto nucleoelectrico deberán ser establecidos y presentados documentalmente por las organizaciones que lleven a cabo las respectivas actividades parciales que lo constituyan. Esos procedimientos se deberán revisar y actualizar periódicamente según sea necesario a fin de asegurar el cumplimiento de los requisitos señalados para las actividades.

#### IV.2.b.9. Revisión por la Dirección de las Organizaciones.

Todos los programas deberán estipular una revisión a intervalos apropiados -llevada a cabo por la dirección de las organizaciones que participan en los mismos- del estado e idoneidad del sector del programa de aseguramiento de la calidad cuya responsabilidad les haya sido encomendada. Se adoptaran medidas correctivas si se descubren deficiencias del programa.

#### IV.2.c. Organización.

##### IV.2.c.1. Responsabilidad, Autoridad y Comunicaciones.

Deberá establecerse por medio de los documentos pertinentes una estructura orgánica que defina claramente las responsabilidades, las líneas de autoridad y las comunicaciones internas y externas relacionadas con la gestión, dirección y ejecución del programa de aseguramiento de la calidad. Al establecer dichas estructura orgánica y asignarse funciones deberá tenerse en cuenta que la ejecución de un programa de aseguramiento de la calidad incumbe tanto a los ejecutantes como a los verificadores y que no es, por consiguiente, la esfera exclusiva de un sólo grupo.

La estructura orgánica y las funciones que se asignen deberán ser de índole tal que:

- a) la obtención de los objetivos de calidad sea responsabilidad de aquellas personas a las que se ha encargado la ejecución de la tarea; esto puede exigir el examen, verificación e inspección de la labor por parte de las personas que la ejecutan;
- b) la verificación de la conformidad con los requisitos establecidos de calidad la llevan a cabo personas que no tengan una responsabilidad directa en la ejecución de dicha labor.

La autoridad y las funciones asignadas a las personas y organizaciones sobre quienes recae la responsabilidad de llevar a cabo y verificar el aseguramiento de la calidad se deberán definir por escrito. Las personas y organizaciones que se encarguen de las funciones de aseguramiento de la calidad relativas a:

- a) asegurar que se ha establecido y se ha ejecutado eficazmente un programa de aseguramiento de la calidad, y
- b) verificar que las actividades se han ejecutado correctamente.

deberán disponer de suficiente autoridad y libertad de organización para determinar los problemas de la calidad, para

iniciar, recomendar o facilitar soluciones, y cuando sea necesario, para iniciar la aplicacion de medidas para controlar la subsiguiente tramitacion, entrega o instalacion de un elemento que hubiera representado una disconformidad o deficiencia hasta que se haya subsanado la situacion.

Las personas y organizaciones que realizan las funciones relativas al aseguramiento de la calidad deberan tener acceso a personas de rango directivo lo suficientemente alto para asegurar que se cumplan los citados requisitos de autoridad y libertad en la organizacion, inclusive la adecuada independencia respecto de consideraciones de costo y programacion.

#### IV.2.c.2. Interrelaciones entre Organizaciones.

Cuando las disposiciones tomadas impliquen la colaboracion de varias organizaciones, debera establecerse la responsabilidad de cada una de ellas y asegurarse mediante medidas apropiadas las interrelaciones y la coordinacion entre las mismas. Debera procurarse la comunicacion necesaria entre las organizaciones y los grupos organicos que participen en las actividades que afecten a la calidad. La comunicacion de informacion esencial debera hacerse mediante documentacion apropiada. Debera señalarse la indole de los documentos y facilitarse una lista de distribucion de los mismos.

#### IV.2.c.3. Selección y Capacitación de Personal.

Deberan elaborarse planes para la seleccion del personal y para su capacitacion con miras a la ejecucion de las actividades que afecten a la calidad. Estos planes habran de tomar en cuenta el calendario de actividades, de modo que se deje tiempo suficiente para contratar y seleccionar el personal necesario, y para capacitarlo.

Todo el personal encargado de ejecutar actividades que afecten a la calidad debera ser competente y poseer, fundamentalmente, cultura general, experiencia y conocimientos profesionales en la medida exigida para llevar a cabo las tareas concretas que se le encomiendan. Se establezcan programas y procedimientos de capacitacion a fin de cerciorarse del logro y mantenimiento de la adecuada profesionalidad. Cuando se considere conveniente, el grado de capacitacion alcanzado y su mantenimiento se haran constar mediante un certificado u otro documento analogo.

Para cada proyecto de central nuclear debera establecerse por medio de los documentos pertinentes, y con la antelacion necesaria respecto del comienzo de los trabajos, una estructura organica que defina claramente las responsabilidades funcionales, las lineas de autoridad y el campo de aplicacion de esta, asi como las comunicaciones internas y externas relacionadas con la

gestión, dirección y ejecución del programa general de aseguramiento de la calidad, con el fin de tener la certeza de su ejecución eficaz.

La estructura organizativa para la aplicación del programa general deberá comprender todas las entidades a las que se ha delegado la labor de establecer y ejecutar cualquier parte del programa. Dicha estructura puede incluir varios niveles, con componentes horizontales y verticales. Estos componentes pueden ser dependencias de una misma compañía, corporación u organización oficial, o pueden consistir en combinaciones de los mismos. En cualquier caso, todas las entidades o sus dependencias participantes deberán estar coordinadas en una estructura con medios y recursos suficientes para ejecutar un programa general eficaz de aseguramiento de la calidad.

#### IV.2.c.4. Estructura de la Dependencia de Aseguramiento de la Calidad.

La dependencia de aseguramiento de la calidad puede estructurarse de diferentes maneras a fin de que pueda desempeñar las funciones a ella asignadas. Si la dependencia se encarga de actividades relacionadas con varios proyectos diferentes puede resultar eficaz establecer su estructura de manera que se ajuste a esos proyectos. Independientemente del tipo de estructura elegido, deberá existir una definición clara de las responsabilidades funcionales y líneas de autoridad de cada grupo, incluida la designación de la persona a quien incumbe la responsabilidad general del programa.

La dependencia de aseguramiento de la calidad deberá ubicarse en el organigrama en un nivel tal que su eficacia no se vea obstaculizada por intereses contrapuestos. La dependencia deberá tener acceso a personas de rango directivo lo suficientemente elevado de modo que disponga de la necesaria autoridad y libertad organizativa, incluida la suficiente independencia respecto de consideraciones de costo y calendario de actividades. Se recomienda que como mínimo, la dependencia se encuentre en un nivel tal que tenga acceso a un superior titular de un puesto en la dirección general.

#### IV.2.c.5. Estructura Orgánica de la Organización Responsable.

La Organización responsable se compone usualmente de varias dependencias o departamentos orgánicos (por ejemplo, de ingeniería, de adquisiciones, de suministros, de operación), y de una serie de grupos específicos para proyectos de centrales nucleares, que puedan comprender la ingeniería y la construcción en un emplazamiento determinado de una central nuclear. La responsabilidad de la gestión del programa general de aseguramiento de la calidad debería ser asignada a un solo



departamento, pero la ejecucion del programa puede distribuirse entre varios departamentos.

#### IV.2.c.6. Organización para el Aseguramiento de la Calidad del Diseño.

La Organización que ejecuta las actividades de aseguramiento de la calidad con respecto al diseño de una central variara ampliamente de tamaño y complejidad segun que la organización responsable diseñe la central con sus propios medios o delegue la labor de realizar el diseño a otra entidad. En este ultimo caso, las actividades de aseguramiento de la calidad ejecutadas por la organización responsable incluirán la gestion del programa y actividades para verificar que el diseño se esta realizando bajo un control eficaz y de acuerdo con los requisitos básicos. Ahora bien, si la Organización responsable realiza ella misma el diseño de la central, es necesario establecer un programa muy completo de control de aseguramiento de la calidad relativo al diseño, incluidos la gestion del programa y el control del diseño.

A los diseñadores de una central incumbe generalmente la responsabilidad de diseñar el conjunto de la central incluido el diseño de los sistemas de la parte no nuclear de la central y sus interconexiones con el sistema nuclear de suministro de vapor. Un diseñador puede también adquirir equipo y suministrarlo al constructor para su instalacion.

El programa de aseguramiento de la calidad del organismo diseñador de una central incluye actividades de gestion del programa, además de actividades del programa relativas al diseño, a las adquisiciones y a la manufactura. Ordinariamente, la entidad diseñadora de una central ejecuta por si misma las actividades de gestion del programa y las relativas al diseño y a las adquisiciones y delega en los suministradores de equipo la ejecucion de las actividades relativas a la manufactura.

#### IV.2.c.7. Organización para el Aseguramiento de la Calidad de la Construcción.

La Organización que ejecuta actividades de aseguramiento de la calidad con respecto a la construcción (veanse el Cuadro XIV y el Cuadro XV) puede estar constituida por una dependencia en el emplazamiento y una dependencia en el exterior del emplazamiento. Si la Organización responsable ha delegado la labor de construcción u otros servicios de construcción en otra entidad, entonces su propia dependencia puede ser relativamente pequeña, puesto que realizará principalmente actividades de verificación con respecto al trabajo de la otra entidad.

Ahora bien, si la Organización responsable ejecuta los trabajos de construcción, entonces la dependencia tendra mayor

envergadura puesto que se encargará tanto del control como de la verificación de sus actividades de construcción. Cuando exista una dependencia en el exterior del emplazamiento, ésta se encarga normalmente de establecer las prácticas y procedimientos para las actividades de aseguramiento de la calidad que ha de aplicar la dependencia en el emplazamiento. La dependencia del exterior del emplazamiento puede encargarse también de funciones de gestión del programa total y de la verificación de que las actividades del programa se ejecuten de modo aceptable.

En general incumbe al fabricante la responsabilidad del diseño de componentes y/o sistemas, y de la adquisición y fabricación de materiales y equipo. Análogamente incumbe al constructor la responsabilidad de la construcción de estructuras y de la instalación y ensayos del equipo y sistemas de la central. Las políticas, la finalidad, la filosofía, los objetivos y las actividades del aseguramiento de la calidad correspondientes a fabricantes y constructores son similares, y se recomienda que sean comunicados a todos los niveles de las respectivas organizaciones y que estos las ejecuten adecuadamente.

La estructura organizativa para ejecutar el programa de aseguramiento de la calidad puede adoptar diversas formas, según la índole y alcance de las actividades implicadas, la importancia de los elementos para la seguridad de la central, el tamaño y capacidad de la organización y en función de otras variables.

#### **IV.2.d. Control de Documentos.**

##### **IV.2.d.1. Preparación, Revisión y Aprobación de Documentos.**

La preparación, revisión, aprobación y expedición de documentos esenciales para la ejecución y verificación de las distintas tareas, tales como instrucciones, procedimientos y dibujos, deberán someterse a control. Las medidas de control deberán abarcar el establecimiento de una lista de todas las personas y organizaciones encargadas de preparar, revisar, aprobar y expedir documentos relativos a actividades que afecten a la calidad. La organización y las personas encargadas de la revisión y aprobación deberán tener acceso a la información en que se basa la revisión o aprobación.

Se considera que un sistema de documentación correctamente establecido y mantenido es uno de los medios que sirven de base para conseguir un grado apropiado de confianza en que las actividades concernientes a la calidad de una central nuclear se han desarrollado de conformidad con los requisitos correspondientes, y en que se ha alcanzado y se mantiene el nivel de calidad requerido. Se deberán establecer dos categorías de documentos: los permanentes y los no permanentes.

#### IV.2.d.2. Documentos Permanentes.

Los documentos permanentes serán conservados por la organización responsable, o en nombre de ella, por lo menos durante la vida útil del elemento de equipo de que se trate, es decir mientras esté instalado en la central o almacenado para su futuro empleo. Los documentos permanentes son los que tienen clara utilidad para alcanzar uno o más de los objetivos siguientes:

- a) Demostrar la capacidad de funcionamiento en condiciones de seguridad.
- b) Permitir mantenimiento, reelaboración, reparación, sustitución o modificación de un elemento de equipo.
- c) Determinar la causa de un accidente o del mal funcionamiento de un elemento de equipo.
- d) Proporcionar los datos de referencia necesarios para la inspección durante el servicio.
- e) Facilitar el cierre definitivo.

#### IV.2.d.3. Documentos No Permanentes.

Los documentos no permanentes son los que no hacen falta para cumplir los requisitos relativos a los documentos permanentes, pero son necesarios para demostrar que las actividades se han realizado de conformidad con los requisitos especificados.

#### IV.2.d.4. Publicación y Distribución de Documentos.

Se establecerá un sistema de expedición y distribución de documentos utilizando listas de distribución actualizadas. Se adoptarán medidas para cerciorarse de que cuantos participen en una actividad sepan cuales son los documentos correctos y adecuados para llevarla a cabo, y los utilicen.

#### IV.2.d.5. Control de la Modificación de Documentos.

Las modificaciones introducidas en los documentos deberán someterse a revisión y aprobación de conformidad con un procedimiento establecido documentalmente. Las organizaciones encargadas de la revisión y aprobación deberán tener acceso a la información en la cual basarán la revisión y aprobación, y deberán conocer adecuadamente los requisitos y la finalidad del documento primitivo. Las modificaciones de un documento las deberán revisar y aprobar las mismas organizaciones que llevaron

a cabo la revision y aprobacion inicial u otras expresamente designadas. Se transmitira prontamente a todas las organizaciones y personas afectadas la informacion obtenida oportunamente sobre la revision de un documento y su situacion real, a fin de evitar la utilizacion de documentos inapropiados u obsoletos.

#### IV.2.e. Control del Diseño.

##### IV.2.e.1. Consideraciones Generales.

Deberán establecerse medidas de control de manera que se traduzcan correctamente en especificaciones, representaciones graficas, procedimientos o instrucciones los requisitos concretos de diseño, tales como los correspondientes a las reglamentaciones, bases de diseño, códigos y normas. Estas medidas deberán incluir las estipulaciones necesarias para que los documentos relativos al diseño especifiquen e indiquen las normas de calidad aplicables.

Deberan controlarse las modificaciones y desviaciones respecto de los requisitos especificados de diseño y de las normas de calidad. Asimismo, deberán adoptarse medidas para la seleccion y revision, desde el punto de vista de su idoneidad, de cualesquiera materiales, piezas, equipo y procesos que sean esenciales para la funcion de la estructura, sistema o componente.

Deberán aplicarse medidas de control de diseño a actividades relacionadas con los sectores siguientes:

- proteccion radiologica,
- fisica.
- analisis de esfuerzos.
- analisis termicos.
- hidraulicos.
- sismicos.
- de accidentes.
- compatibilidad de materiales.
- accesibilidad para la inspeccion durante el servicio.
- mantenimiento y reparacion.
- descripcion de criterios de aceptacion para inspecciones y ensayos.

Las actividades relativas al diseño deberán documentarse de forma que los pueda evaluar adecuadamente el personal técnico distinto del que ejecuto el diseño original.

#### IV.2.e.2. Control de Interrelaciones en el Diseño.

Las interrelaciones externas e internas entre organizaciones y unidades organicas que realizan los diseños deberán determinarse por escrito, definiendo con suficiente detalle la responsabilidad de cada organización y cada unidad organica por lo que respecta a la preparación, revisión, aprobación, expedición, distribución y examen de los documentos que impliquen interrelaciones con referencia al diseño. Deberán establecerse métodos para comunicar información sobre el diseño -inclusive las modificaciones- a través de las interrelaciones correspondientes. La comunicación de la información debiera presentarse documentalmente y ser objeto de control.

#### IV.2.e.3. Verificación del Diseño.

Se estipularán medidas de control del diseño para verificar su idoneidad, que pueden consistir, por ejemplo, en revisiones de los diseños, en el uso de métodos alternativos de cálculo, o en la realización de un programa adecuado de ensayos. La verificación del diseño la ejecutarán personas o grupos que no sean los que han realizado el diseño original. Los métodos de verificación que se utilicen deberá determinarlos una organización que asuma esa responsabilidad y deberán exponerse documentalmente en la medida especificada los resultados de la verificación del diseño.

#### IV.2.e.4. Modificaciones del Diseño.

Debera establecerse documentalmente un procedimiento para la introducción de modificaciones en el diseño, inclusive las modificaciones durante las obras. Las modificaciones se someterán a las mismas medidas de control del diseño que el diseño original. La documentación relativa a las modificaciones deberán revisarla y aprobarla los mismos grupos u organizaciones que se encarguen de revisar y aprobar los documentos originales del diseño. La información relativa a las modificaciones se transmitira a todas las personas y organizaciones interesadas.

#### IV.2.f. Control de Suministros.

##### IV.2.f.1. Consideraciones Generales.

Se establecerán y se documentarán debidamente todas las medidas necesarias para cerciorarse de que los requisitos reglamentarios aplicables, las bases de diseño, las normas, las especificaciones y demás exigencias necesarias para obtener una adecuada calidad figuren en los documentos destinados a la adquisición de materiales y equipo y a la obtención de servicios. Entre los requisitos a los que se conformaran las actividades de adquisición con objeto de obtener una adecuada calidad deberán figurar las siguientes:

- a) Una descripción del alcance del trabajo a ejecutar por parte del suministrador.
- b) Los requisitos técnicos definidos con referencia a códigos, normas, reglamentos, etc., que describan las actividades o servicios que deban ejecutarse.
- c) Los ensayos, inspecciones y condiciones de aceptación requeridos, relativos a tales actividades.
- d) La estipulación del acceso a las instalaciones y registros del suministrador a efectos de inspección y auditoria.
- e) La determinación de los requisitos de aseguramiento de la calidad que sean de aplicación a los artículos o servicios obtenidos. No es necesario que se disponga de un programa de aseguramiento de la calidad que se ajuste a todas las estipulaciones del presente Código.
- f) La identificación de la documentación necesaria; por ejemplo, instrucciones, procedimientos, especificaciones, registros de inspección y ensayo y demás registros de aseguramiento de la calidad que hayan de prepararse y presentarse al comprador para su examen y aprobación.
- g) Las estipulaciones para la distribución, retención, conservación y disposición controladas de los registros de aseguramiento de la calidad.
- h) Los requisitos para informar sobre disconformidades y aprobar la forma de resolverlas.
- i) Las disposiciones que permitan aplicar los mismos requisitos establecidos en los documentos de suministro a otros subcontratistas y suministradores, incluyendo el acceso de los compradores a las instalaciones y registros.
- j) Las disposiciones para especificar las fechas de presentación de documentos.

#### IV.2.f.2. Evaluación y Selección de Suministradores.

Al efectuar la selección de suministradores deberá tenerse en cuenta, fundamentalmente, la evaluación de la capacidad del suministrador para proporcionar elementos o servicios de conformidad con los requisitos establecidos en los documentos referentes a la adquisición proyectada.

Dicha evaluación del suministrador deberá comprender, según proceda:

- a) La utilización de datos históricos sobre los resultados de suministros similares, desde el punto de vista de la calidad.
- b) La utilización de los registros corrientes de aseguramiento de la calidad del suministrador, respaldados por información documental de carácter cuantitativo o cualitativo que pueda evaluarse objetivamente.
- c) La evaluación en origen de la capacidad técnica del suministrador, así como de su sistema de calidad, y
- d) La evaluación mediante muestras selectivas de productos.

#### IV.2.f.3. Control de Elementos y Servicios Adquiridos.

Los elementos y servicios adquiridos deberán someterse al debido control para cerciorarse de que sus características correspondan a las descritas en los documentos de adquisición. Dicho control comprende medidas tales como las pruebas objetivas de la calidad suministradas por los contratistas, la inspección y la auditoría, así como el examen del producto, una vez entregado.

Antes de su instalación o utilización deberá disponerse en el emplazamiento de la central nuclear de pruebas documentales que evidencien que el material y equipo adquirido cumplen los requisitos exigidos en los documentos de adquisición.

#### IV.2.g. Control de Materiales.

##### IV.2.g.1. Identificación y Control de Materiales, Piezas y Componentes.

Deberán establecerse medidas apropiadas para la identificación y control de materiales, piezas y componentes, de conformidad con las necesidades durante los procesos de fabricación, edificación, instalación y empleo de los mismos. Dichas medidas garantizan que la identificación del producto se mantiene por medio de indicaciones tales como el número del lote, el número de la

pieza, el número de la serie u otros medios apropiados, ya sea en el producto mismo o en registros que permitan la identificación de dicho producto según se exija durante los procesos de fabricación, edificación, instalación y utilización. Deberá disponerse de la documentación requerida relativa a los elementos adquiridos según estos se vayan necesitando durante la construcción.

#### IV.2.g.2. Manipulación, Almacenamiento y Expedición.

Deberán establecerse y registrarse documentalmente las medidas apropiadas para el control de la manipulación, almacenamiento y expedición. Estas medidas incluirán la limpieza, embalaje y conservación de los materiales y equipo, de conformidad con las instrucciones, procedimientos o representaciones gráficas establecidas, a fin de evitar todo posible daño, deterioro o pérdida. Cuando sea necesario, en relación con elementos determinados, emplear embalajes especiales, equipo especial de manipulación y ambientes de protección especial, deberán especificarse y obtenerse, verificándose en lo sucesivo su existencia.

#### IV.2.h. Control de Procesos.

Los procesos que afecten a la calidad, tales como los empleados en el diseño, construcción, fabricación, ensayo, puesta en servicio y explotación de una central nuclear, deberán controlarse de conformidad con los requisitos previamente especificados. Cuando lo exijan los códigos, normas, especificaciones, criterios y otros requisitos especiales, deberán establecerse y documentarse las medidas apropiadas para tener la certeza de que los correspondientes procesos han sido realizados por personal competente, utilizándose para ello procedimientos y equipo que reúnan las características necesarias.

#### IV.2.i. Inspección y Control de Ensayos.

##### IV.2.i.1. Programa de Inspección.

A fin de verificar la conformidad con las instrucciones documentales y con los procedimientos, se deberá establecer y ejecutar un programa de inspección de productos y servicios y de las actividades que afectan a su calidad por la organización que ejecuta cada actividad. Llevarán a cabo la inspección personas ajenas a la realización de las actividades que sean objeto de dicha inspección. Se realizarán inspecciones de cada operación cuando se considere necesario para cerciorarse de la calidad.



Deberá planearse y ejecutarse un programa relativo a la inspección en servicio requerida de los sistemas, estructuras y componentes ya terminados, y se deberán evaluar los resultados comparándolos con los datos de base.

#### IV.2.i.2. Programa de Ensayos.

Deberá establecerse un programa de ensayos para asegurar la identificación, ejecución y documentación de todos los ensayos requeridos para comprobar que las estructuras, sistemas y componentes funcionaran de modo satisfactorio. El programa deberá abarcar todos los ensayos necesarios e incluir, según proceda, los ensayos de aceptación de procedimientos y de equipo, los ensayos preoperacionales, los de puesta en funcionamiento y los operacionales.

Los ensayos deberán ejecutarse de conformidad con los procedimientos establecidos documentalmente en los que se hallen incorporados los requisitos y los límites de aceptación especificados para garantizar que se han efectuado en condiciones ambientales adecuadas, por personal competente y con instrumentos debidamente calibrados. Los resultados de los ensayos deberán presentarse documentalmente y evaluarse, a fin de garantizar que se han cumplido los requisitos establecidos para los mismos.

#### IV.2.i.3. Indicaciones de los Resultados de Inspecciones, Ensayos y Funcionamiento.

El estado de cada elemento, parte o componente de las centrales nucleares desde el punto de vista de las inspecciones y ensayos deberán indicarse mediante el empleo de marcas, sellos, etiquetas, señales, hojas de ruta, registros de inspección, almacenaje en puntos determinados, u otros medios apropiados que sirvan para señalar la aceptabilidad o la disconformidad de tales productos, como resultado de los ensayos e inspecciones llevados a cabo.

#### IV.2.j. Control de las Disconformidades en la Calidad.

##### IV.2.j.1. Consideraciones Generales.

Se deberán adoptar medidas para controlar los materiales, piezas o componentes que no cumplan los requisitos establecidos, a fin de evitar que se instalen o se utilicen por inadvertencia. Para garantizar el control, los elementos que presentan disconformidad deberán distinguirse empleando, por ejemplo, marcas o señales y almacenándolos en un lugar determinado cuando esto sea posible.

Se deberán establecer documentalmente y ejecutar las medidas necesarias para controlar todo nuevo proceso, entrega o instalación de elementos defectuosos o disconformes.

#### IV.2.j.2. Revisión y Resolución de las Disconformidades en la Calidad.

Los componentes considerados disconformes deberán ser objeto de revisión y aceptados como estén, rechazados, reparados, o adaptados, de acuerdo con procedimientos escritos. La responsabilidad del examen en cuestión y la autoridad para tomar decisiones referentes a los componentes disconformes, deberán ser objeto de clara definición.

#### IV.2.k. Medidas Correctivas.

En el programa deberá preverse la adopción de medidas apropiadas para asegurarse de que se identifican y corrigen las condiciones que puedan perjudicar a la calidad, tales como fallos, defectos de funcionamiento, deficiencias, desviaciones, materiales o equipos defectuosos o incorrectos y otras disconformidades. En caso de existir condiciones que puedan perjudicar notablemente a la calidad, el programa deberá prever que se determine la causa de dichas condiciones y que se adopten medidas correctivas para evitar su repetición. Deberán establecerse documentalmente y comunicarse a los correspondientes niveles de la dirección, tanto las condiciones así determinadas que puedan afectar adversamente de manera importante a la calidad, como la causa de las mismas y las medidas correctivas adoptadas.

#### IV.2.1. Control de Registros.

##### IV.2.1.1. Preparación de Registros de Aseguramiento de la Calidad.

Deberán prepararse registros de aseguramiento de la calidad que sean adecuados para su utilización en la gestión del programa de aseguramiento de la calidad. Dichos registros deberán constituir pruebas objetivas de la calidad y comprender los resultados de las revisiones, inspecciones, ensayos, auditorías, control del desarrollo de actividades, análisis de materiales y registros de explotación de la central nuclear, así como los datos estrechamente relacionados con tales actividades, por ejemplo: la calificación del personal, procedimientos y equipo, las reparaciones necesarias y demás documentos apropiados. Todos los registros de aseguramiento de la calidad deberán ser legibles, completos e indicar claramente el elemento o componente a que se refieren.

#### IV.2.1.2. Recopilación, Archivo y Conservación de Registros de Aseguramiento de la Calidad.

Deberá establecerse y ponerse en práctica, de conformidad con procedimientos e instrucciones escritas, un sistema de registros de aseguramiento de la calidad. El sistema deberá prever la identificación, compilación, indicación, archivo, clasificación, conservación y eliminación de los registros, los cuales deberán archivarse de manera que se puedan localizar fácilmente y conservar en instalaciones que reúnan las condiciones apropiadas para reducir al mínimo todo riesgo de deterioro o daño, así como para evitar su pérdida.

Deberá hacerse constar por escrito el periodo de conservación de los registros de aseguramiento de la calidad, así como de las probetas o muestras y documentos relativos a los ensayos.

#### IV.2.m. Auditorías.

##### IV.2.m.1. Consideraciones Generales.

Se deberán adoptar medidas para verificar la ejecución y eficacia del programa de aseguramiento de la calidad. Cuando sea necesario, se deberá poner en práctica un sistema de auditorías internas y externas, debidamente planeadas y formuladas documentalmente, a fin de comprobar que se cumplen todos los aspectos del programa de aseguramiento de la calidad y para comprobar la eficacia de dicho programa. Las auditorías deberán llevarse a cabo de conformidad con procedimientos escritos o listas de comprobación. Las organizaciones encargadas de las auditorías deberán seleccionar y designar auditores competentes, quienes deberán ser completamente ajenos a toda responsabilidad directa relacionada con las actividades en que hayan de intervenir. Cuando se trate de auditorías internas, las personas que tienen la responsabilidad directa de ejecutar las actividades no deberán intervenir en la selección de auditores. Los resultados de las auditorías los documentarán los auditores y los revisarán las organizaciones que tengan responsabilidad en el sector auditado. Se adoptarán medidas para verificar si las deficiencias puestas de manifiesto por la auditoría se han corregido.

##### IV.2.m.2. Calendario.

Las auditorías deberán programarse y desarrollarse según la fase e importancia de la actividad, y llevarse a cabo cuando se presente una o más de las circunstancias siguientes:

- a) Cuando se considere necesario proceder a una evaluación independiente y sistemática de la eficacia del programa.
- b) Cuando sea necesario determinar la efectividad del programa de aseguramiento de la calidad de un contratista antes de adjudicar un contrato o formular un pedido de compra.
- c) Tras la adjudicación de un contrato, cuando haya transcurrido un periodo de tiempo suficiente para la puesta en práctica del programa de aseguramiento de la calidad y se considere apropiado determinar si la organización está llevando a cabo sus funciones de modo adecuado, de acuerdo con el programa de aseguramiento de la calidad, códigos y normas aplicables.
- d) Cuando se efectuen modificaciones sustantivas que afecten al funcionamiento de ciertas partes del programa de aseguramiento de la calidad, tales como una reorganización sustancial o cambios importantes en los procedimientos.
- e) Cuando se tenga la sospecha de que la calidad de un elemento o de un servicio está en peligro, debido a deficiencias en el programa de aseguramiento de la calidad.
- f) Cuando sea necesario comprobar la ejecución de las medidas correctivas exigidas.

#### IV.3. Control de Calidad durante las Obras de Construcción de Centrales Nucleares.

##### IV.3.a. Introducción.

##### IV.3.a.1. Consideraciones Generales.

Es evidente que el nivel requerido de los programas de aseguramiento de la calidad variara según la actividad de construcción que se esté realizando en el emplazamiento. El factor más importante a considerar al determinar el alcance de las actividades de aseguramiento de la calidad es el efecto que el funcionamiento defectuoso o la avería de un elemento de equipo o un error en el servicio pudieran tener sobre la seguridad de la central.

##### IV.3.a.2. Alcance.

La presente Guía de Seguridad formula requisitos y recomendaciones relativos al establecimiento y ejecución de un programa de aseguramiento de la calidad para las actividades de construcción en el emplazamiento de centrales nucleares. Dichas actividades comprenden las de fabricación, edificación,

instalación, manipulación, almacenamiento, limpieza, lavado, inspección, ensayo, modificación, reparación y mantenimiento.

#### **IV.3.a.3. Responsabilidad.**

La organización sobre la que recae la responsabilidad global de la central deberá ser también responsable del establecimiento y ejecución del programa de aseguramiento de la calidad durante las obras de construcción en el emplazamiento. El programa deberá establecerse cronológicamente de acuerdo con el calendario de ejecución de las actividades.

#### **IV.3.b. Planificación.**

Las actividades de construcción en el emplazamiento, incluidas las de verificación, deberán planificarse y ser objeto de los documentos pertinentes. En el plan a seguir deberán indicarse las operaciones a realizar, su desarrollo sistemático y secuencia, así como las personas encargadas de cada actividad y las medidas adoptadas para asegurarse de que se logra la calidad especificada.

#### **IV.3.c. Procedimientos, Instrucciones y Representaciones Gráficas.**

Las actividades de que trata la presente Guía de Seguridad se deberán reglamentar mediante procedimientos, instrucciones, escritos o gráficos de tipo apropiado a las circunstancias, y se deberán llevar a cabo de conformidad con dichos documentos.

##### **IV.3.c.1. Contenido.**

La forma del documento que establezca un procedimiento o imparta una instrucción puede variar según la finalidad de dicho documento y las prácticas seguidas por las organizaciones que participen en la actividad de que se trate. No obstante, cada uno de estos documentos deberá comprender, según proceda, los siguientes elementos:

- 1) Título: Un título que sea descriptivo del elemento de equipo o actividad a que se refiere el procedimiento o instrucción, y que contenga un número de identificación, un número o fecha de revisión e indicaciones acerca del proceso de aprobación del documento.
- 2) Indicación de aplicabilidad: Indicación clara de la finalidad que persigue el procedimiento o instrucción.

- 3) Referencias: Tales como códigos y especificaciones, plan de calidad, procedimientos complementarios y representaciones gráficas, incluidas las medidas a adoptar en caso de disconformidad.
- 4) Requisitos previos: Aquellas actividades independientes u otros procedimientos que se deberán haber ultimado, así como las condiciones que deberán existir, antes de la aplicación del procedimiento o instrucción.
- 5) Precauciones: Precauciones para advertir a la persona que desempeña una función sobre las medidas necesarias para proteger el equipo y el personal durante la instalación, la inspección, y los ensayos.
- 6) Secuencias de actividades: Instrucciones para cada etapa con el grado de detalle necesario para desempeñar una función o tarea requeridas, con inclusión de la designación de los puntos de observación (o de espera) y de los documentos necesarios.
- 7) Criterios de aceptación: Criterios cuantitativos o cualitativos adecuados de aceptación para determinar si se han realizado satisfactoriamente las actividades.

#### IV.3.d. Buen Orden en la Obra Durante la Construcción.

Con el fin de mantener la calidad requerida de los elementos que se construyan, deberán establecerse y ponerse en práctica medidas para realizar operaciones de ordenación en la obra de acuerdo con los requisitos especificados. Entre esas medidas deberán figurar métodos y técnicas para el control de la zona del emplazamiento, de las instalaciones y del material y equipo que se incorporen a la central.

Deberán establecerse requisitos de limpieza para las actividades de ordenación de la obra. En esos requisitos deberán tener en cuenta el control de las condiciones ambientales y del acceso del personal.

#### IV.3.e. Percepción, Almacenamiento y Manipulación de Materiales y Equipo.

Deberán establecerse y aplicarse medidas para controlar la recepción, el almacenamiento y la manipulación de materiales y equipo, así como para evitar el abuso de estos, su utilización indebida, los daños producidos en ellos y su deterioro o pérdida de identificación. Deberán elaborarse procedimientos e instrucciones adecuadas para llevar a efecto estas medidas.

#### IV.3.e.1. Recepción.

Se recomienda que los materiales que lleguen al emplazamiento durante las obras de construcción sean objeto de una inspección ocular antes de su descarga para verificar que no han sufrido daños debidos a:

- 1) manipulación indebida;
- 2) fallos de los medios de fijación;
- 3) transporte;
- 4) factores ambientales;
- 5) cualquier otra causa.

Tras la descarga deberá realizarse una inspección en un ambiente equivalente al que es preciso para la protección de los elementos durante su almacenamiento. Esta inspección deberá aplicarse, según proceda a:

- 6) señales de identificación y marcas;
- 7) documentos de fabricación incluido el certificado de conformidad;
- 8) cubiertas protectoras y precintos;
- 9) revestimientos y preservadores;
- 10) daños físicos;
- 11) limpieza.

#### IV.3.e.2. Almacenamiento.

Se deberá disponer de instalaciones de almacenamiento, conforme se especifique, para separar físicamente los materiales, piezas o componentes antes de su instalación y utilización. Deberán formularse procedimientos en relación con los métodos y condiciones de almacenamiento para evitar pérdidas de calidad debidas a causas tales como corrosión, contaminación, deterioro y daños físicos. Deberán realizarse inspecciones, según sea necesario, para tener la certeza de que se mantienen las condiciones especificadas.

#### IV.3.e.3. Manipulación.

Deberán prepararse instrucciones y procedimientos detallados con

el fin de asegurarse que todos los materiales y el equipo se manipulen debidamente. Los operadores o usuarios de este equipo deberán estar capacitados para su empleo, bien por su experiencia o mediante capacitación especial.

Las personas que realicen el trabajo y las que inspeccionen o verifiquen su realización en conformidad con los requisitos estipulados, deberán poseer la competencia necesaria para poder cerciorarse de que los resultados de su trabajo cumplen los requisitos especificados.

#### IV.3.f. Puesta en Obra, Inspección y Ensayo del Concreto.

Antes de su utilización deberá verificarse mediante ensayos de aprobación que los materiales cumplen los requisitos especificados.

Los ensayos para la aprobación de los materiales para su utilización normal deberán comprender ensayos de materiales tales como los agregados, el cemento, el agua, productos de curado y del acero de refuerzo.

##### IV.3.f.1. Verificación de los Procesos de Construcción.

Deberá verificarse que se han satisfecho los requisitos previos relativos al control de los procesos de construcción tales como los de la dosificación, mezclado, transporte, puesta en obra y curado de concreto. Para cada proceso se recomienda verificar que:

- 1) El proceso se ha aprobado en conformidad con los requisitos establecidos.
- 2) Se aplican los controles del proceso.
- 3) Se dispone de manuales de procedimientos o instrucciones aprobados para su utilización durante la construcción.
- 4) Se ha aprobado el proceso correspondiente a la aplicación de que se trate.
- 5) Se dispone de personal, equipo y materiales para realizar el trabajo de acuerdo con las instrucciones de los planos y de las especificaciones.
- 6) El personal posee la competencia adecuada.



#### IV.3.f.2. Inspección y Ensayo del Concreto Durante la Ejecución de los Trabajos.

El programa de aseguramiento de la calidad para la inspección y ensayo de la construcción con concreto deberá comprender: la inspección de los preparativos para la colocación del concreto, las inspecciones y ensayos durante la dosificación, el mezclado, el transporte, la puesta en obra, el curado y la protección del concreto; y cuando corresponda, para verificar el cumplimiento de los requisitos establecidos.

#### IV.3.f.3. Protección de los Materiales.

Deberán realizarse inspecciones para verificar que las condiciones de almacenamiento de los materiales y las técnicas de manipulación son adecuadas y se mantienen y aplican debidamente. Se recomienda que tales inspecciones comprendan:

- 1) Las instalaciones de almacenamiento de cemento (para verificar su resistencia a la intemperie, la temperatura del cemento y la inexistencia de terrones en este) y el estudio de la documentación relativa al cemento (con el fin de verificar el tipo y edad de este).
- 2) Las pilas de agregados (para verificar que las técnicas de manipulación no producen segregación, que el almacenamiento y la manipulación evitan la contaminación, y que funcionan adecuadamente los controles de temperatura y humedad).
- 3) Las instalaciones de manipulación y almacenamiento de aditivos (para verificar que se evita su deterioro y contaminación).
- 4) Las fuentes de agua y las instalaciones de refrigeración y calefacción (para verificar que se cumplen las especificaciones relativas a la calidad del agua y a la temperatura del concreto).

#### IV.3.f.4. Equipo de Medición de Mezclado y de Transporte.

Deberán realizarse inspecciones antes de la fabricación del concreto y durante la misma con el fin de verificar que los equipos de medición, de mezclado y de transporte corresponden a las especificaciones y funcionan de acuerdo con procedimientos establecidos. Se recomienda que esas inspecciones abarquen:

- 1) Las instalaciones de medición (para verificar la exactitud de los dispositivos de medición, pasado o registro de:
  - a) las proporciones de cemento, agua y agregados;
  - b) la naturaleza y cantidad de los aditivos;

- c) el grado de compensación de la humedad de los agregados;
- d) el tiempo de mezclado;
- e) las variaciones de la temperatura).

2) La planta de concreto y los camiones para transporte del mismo (para verificar que el desgaste no es excesivo y el funcionamiento adecuado).

#### IV.3.g. Preparativos a la Puesta en Obra del Concreto.

Deberán realizarse inspecciones de los preparativos para la puesta en obra del concreto. Se recomienda que estas inspecciones comprendan:

- 1) El terraplen estructural compactado antes de la puesta en obra (para verificar que se ha empleado el material especificado y para verificar las condiciones del material, la granulometría, el contenido de humedad, la densidad in situ, y el cumplimiento de los procedimientos de compactación).
- 2) Las superficies de las rocas que estarán en contacto con el concreto (para verificar su limpieza, así como la eliminación de los fragmentos de roca y el agua libre, la rectificación del perfil, y el ajuste de las condiciones del sitio a las especificadas).
- 3) El concreto previamente puesto en obra (para verificar que se han realizado los preparativos necesarios para proceder al vertido de la siguiente capa).
- 4) Las cimbras y los elementos ahogados (incluidos los instrumentos), para verificar: la posición y configuración correctas de las cimbras; la instalación y estanqueidad de las pantallas y de las membranas impermeabilizantes; el estado del material de la cimbra que permita obtener el acabado superficial del concreto según especificaciones, las instalaciones de medios de fijación, de anclajes, de elementos de sujeción y apoyos; las dimensiones, orientación e instalación correctas del acero del refuerzo y de los elementos empotrados; la posición y dimensiones correctas de las juntas de control, de dilatación, de construcción y de los elementos de bloqueo de juntas; revestimiento de las cimbras; limpieza de las obras.
- 5) Las operaciones mecánicas del empalme del acero de refuerzo.

#### IV.3.h. Puesta en Obra del Concreto.

Deberán realizarse inspecciones de la puesta en obra del concreto. Se recomienda que estas inspecciones comprendan la verificación de que:

- 1) Se han realizado los ensayos especificados para el concreto.
- 2) Se han satisfecho los requisitos especificados relativos a la clase de concreto, edad, velocidad de vertido, espesor de las capas, secuencia de vertido y a los métodos de colocación en tiempo frío o caluroso.
- 3) El equipo de transporte y el de puesta en obra se utiliza en conformidad con las especificaciones.
- 4) El equipo de vibrado del concreto y las técnicas operativas utilizadas son adecuadas.
- 5) Los elementos empotrados no sufren alteraciones ni las cimentaciones desplazamientos.

#### IV.3.h.1. Curado.

Deberán realizarse inspecciones durante todo el periodo especificado de curado para verificar que se cumplen los requisitos relativos a este proceso. Se recomienda que dichas inspecciones abarquen:

- 1) La evolución higrométrica.
- 2) La evolución de la temperatura.
- 3) El empleo de productos de curado.
- 4) El tiempo de retención de los soportes y de la cimbra.

#### IV.3.h.2. Acabado y Reparación.

Deberán realizarse inspecciones para verificar que se obtienen los acabados especificados. Todo indicio de la presencia de huecos o de contaminación que pudiera observarse, deberá investigarse para determinar la amplitud del defecto. Deberán realizarse las reparaciones adecuadas y hacerse constar en documentos.

#### IV.3.i. El Ensayo del Concreto Durante la Ejecución de los Trabajos.

Deberán realizarse ensayos durante la construcción para verificar que el concreto satisface los requisitos especificados. Se recomienda que dichos ensayos abarquen la comprobación de las propiedades físicas y químicas de los materiales básicos y de los productos acabados. A continuación se muestra una lista de requisitos de ensayo durante la ejecución de los trabajos.

#### IV.3.1.1. Requisitos Relativos a los Ensayos Durante la Ejecución de los Trabajos de Colocación del Concreto.

Requisito	Características y Frecuencia de Los Ensayos
Uniformidad de la mezcla	Una determinación inicial y posteriormente cada 6 meses.
Probetas cilíndricas para ensayos de compresión	Una probeta para el ensayo a los 7 días y dos para el ensayo a los 28 días por cada 100 m <sup>3</sup> , o como mínimo un juego diario para cada clase de concreto.
Consistencia	Una determinación inicial diaria y una para cada 50 m <sup>3</sup> puestos en obra.
Contenido de aire	Una determinación para la primera mezcla producida cada día y una para cada 50 m <sup>3</sup> puestos en obra.
Temperatura	Una determinación para la primera mezcla producida cada día y una para cada 50 m <sup>3</sup> puestos en obra.
Peso Unitario	Diariamente durante la producción.
Resistencia a la compresión del mortero	Diariamente durante la producción.
Cumplimiento de los requisitos relativos a los agregados:	
Granulometría	Diariamente durante la producción.
Contenido de humedad	Diariamente durante la producción.
Tamaño de los fragmentos	Diariamente durante la producción.
Impurezas orgánicas	Semanalmente durante la producción.
Partículas friables	Mensualmente durante la producción.
Partículas de poco peso	Mensualmente durante la producción.
Fragmentos blandos	Mensualmente durante la producción.
Abrasion	Cada 6 meses.
Partículas planas y alargadas	Cada 6 meses.

Limpieza	Cada 6 meses.
Efectos del agua sobre:	
Resistencia a la compresion	Cada 6 meses.
Tiempo de fraguado	Cada 6 meses.
Limpieza	Cada 6 meses.
Composicion quimica de aditivos	Composicion de cada envio.
Propiedades fisicas y quimicas del cemento	Una por cada 1200 toneladas o al cambiar de proveedor.

#### IV.3.i.2. Inspección y Ensayo del Armado del Acero de Refuerzo.

Antes de proceder al habilitado del acero del refuerzo, cada uno de los trabajadores que realice el armado deberá realizar pruebas de aptitud de acuerdo a los requisitos establecidos. Todos los armados finalizados deberán inspeccionarse ocularmente y todos los que no resulten satisfactorios tras la inspeccion ocular deberán corregirse o eliminarse y sustituirse.

#### IV.4. El Problema de la Calidad del Concreto.

El objeto que se persigue al establecer un programa de aseguramiento de la calidad en la industria del concreto es elaborar productos que cuenten con la calidad y uniformidad requeridas al menor costo posible. Este objetivo se alcanza por medio de la inspeccion y control de todas las operaciones, prueba y control de los materiales, e inspeccion, prueba y control del concreto producido.

Cuando el programa de aseguramiento de la calidad se concibe y se ejecuta de manera adecuada, ademas de evitar los rechazos de los productos, minimiza la perdida de materiales, el uso de materiales inadecuados y las perdidas de tiempo.

Al establecer un programa de aseguramiento de la calidad se requiere interes y apoyo de cada uno de los integrantes de la planta, pues el tecnico o ingeniero de aseguramiento de la calidad no podra realizar su trabajo sin la ayuda de los demas. Por eso, cada integrante del grupo debera estar consciente del programa y tener en cuenta que lo que hace afecta la calidad del producto.

Especificar la calidad del concreto premezclado, un material que se produce inmediatamente antes de su uso presenta problemas que no tienen otros materiales de construcción. En el caso del concreto pueden probarse las materias primas antes de su uso, pero el concreto en si no se puede probar por adelantado, por lo tanto y en una forma unica, el consumidor esta intimamente responsabilizado con el productor de la calidad de los elementos colados. Las materias primas del concreto y su uniformidad juegan un papel muy importante en la calidad final, independientemente de otros factores que no deben ser ignorados.

#### IV.4.a. Composición del Concreto y Secuencia en la Construcción.

Estos aspectos tienen una influencia directa en la validación de la idealización de la estructura y el valor de los datos supuestos en el analisis. Además deberan ser tales que reduzcan la tendencia al agrietamiento de la estructura. El comite del A.C.I. recomienda ciertas medidas que se deberan seguir para producir concretos de buena calidad. Estas recomendaciones se sintetizan a continuación:

##### IV.4.a.1. Relación Agua-Cemento.

Para minimizar la tendencia al agrietamiento debido a la contracción por secado, la relación agua-cemento deberá conservarse en un valor mínimo de acuerdo con la resistencia deseada en el concreto. Si se requiriera el empleo de algún aditivo reductor de agua deberá adicionarse en la proporción adecuada para mantener dicha relación en el valor necesario.

##### IV.4.a.2. Contenido de Cemento.

Sus propiedades tienen un efecto directo en la resistencia. Este deberá mantenerse en el valor mínimo posible para la resistencia deseada. La evolución del calor de hidratación es directamente proporcional a la cantidad de cemento contenido en el concreto. La disipación del calor de hidratación de manera no uniforme provoca un gradiente de temperatura a través del espesor de la placa de concreto, lo cual podría generar esfuerzos de tensión en el concreto en etapas prematuras durante el endurecimiento de la mezcla provocándose el agrietamiento.

##### IV.4.a.3. Agregados.

Los agregados minerales constituyen aproximadamente el 75 % de la mezcla y consecuentemente su calidad es de extraordinaria importancia. Las principales características delimitadas por las

especificaciones convencionales de agregados son: sanidad, durabilidad, dureza, resistencia, sustancias nocivas, tamaño y granulometría.

**Agregado Grueso.** Se deberá procurar el mayor tamaño de agregado permisible por trabajabilidad de acuerdo con las dimensiones de cada elemento estructural en particular. Esto reducirá el contenido de cemento y la relación agua-cemento para la resistencia deseada en el concreto. Los concretos de agregado granítico tienen una gran capacidad de deformación y un bajo módulo de elasticidad. Los concretos que tienen estas propiedades son menos sensibles a la contracción por secado (o a la temperatura), y más resistentes al agrietamiento.

**Agregado Fino.** Se deben evitar las mezclas con alto contenido de arenas. La arena deberá ser bien graduada con un mínimo de finos que pasen la malla 150. (libre de arcillas). Un mayor módulo de finura de la arena permite la reducción de la relación agua-cemento.

#### IV.4.a.4. Aditivos.

Su inclusión en la producción del concreto produce un problema muy importante de control, ya que son añadidos a la mezcla en cantidades tan pequeñas que aumentan las dificultades en la precisión de la medida y distribución uniforme en la mezcla, ambas esenciales para la calidad del concreto.

#### IV.4.a.5. Curado y Protección.

Estos deben llevar al concreto a una madurez en su nivel de resistencia mediante la procuración de las condiciones de secado a temperaturas bajas. La omisión de dichas condiciones podría ser la causa del agrietamiento por esfuerzos y deformaciones de tensión. El curado y la protección no deben interrumpirse abruptamente.

#### IV.4.a.6. Temperatura de Colocación.

Por las siguientes razones se necesita controlar la temperatura de colocación del concreto:

- a) La resistencia máxima del concreto mezclado y curado a altas temperaturas nunca es mayor que la alcanzada por concretos mezclados y curados a temperaturas menores a los 21°C.
- b) La tendencia al agrietamiento se incrementa por un mayor gradiente de temperatura a través del espesor del muro.

- c) Las demandas de agua para la mezcla aumentan por las altas temperaturas de colocación del concreto.
- d) Se ha comprobado que el concreto mezclado, colocado y curado a temperaturas altas falla más rápidamente como resultado de cambios cíclicos de temperatura que el concreto mezclado, colocado y curado a temperatura baja.

Considerando esos factores, se recomienda que la temperatura de colocación del concreto sea de 23°C. La temperatura del agua para curado se deberá mantener tan cerca como sea posible a los 23°C. La colocación del concreto nunca se efectuara durante el periodo pico de la temperatura ambiente.

#### IV.4.a.7. Misceláneos.

La segregación del concreto durante el colado deberá evitarse. Se dará especial atención a la colocación del concreto debajo de penetraciones. Todas las juntas constructivas deberán contar con un dispositivo de PVC para evitar las fugas de gases. El estado de la cimbra no solo influye en la apariencia de la estructura sino también en su calidad. El uso de cimbra metálica y su más temprano desmantelamiento facilita la disipación del calor en exceso de las superficies. La superficie de contacto de la cimbra debe estar limpia, y las juntas suficientemente herméticas para prevenir derrames del mortero y de una excesiva cantidad de agua. Las superficies de la cimbra deberán lubricarse adecuadamente.

Todas las medidas necesarias para producir un concreto bueno y durable deberán adoptarse. Los cortes, perforaciones o devastamientos en el concreto endurecido están prohibidos. Entonces, todas las penetraciones, empotramientos, instalaciones, etc., deberán estar en la ubicación requerida antes del vaciado del concreto.

Es muy importante que un buen grupo de ingeniería se mantenga en el sitio de la construcción para inspeccionar y controlar la calidad del concreto. Todos los problemas deberán tratarse particularmente, y las soluciones adoptadas deberán, siempre, basarse en conceptos científicos comprobados. Esto en apariencia es costoso, pero finalmente, al considerar el mantenimiento, la reparación y los daños por fallos se comprobara que es económicamente menos costoso.

#### IV.4.b. Procesos Operativos.

El control de calidad del concreto depende en gran medida de las instalaciones para un eficiente y correcto manejo de los ingredientes de las mezclas; la planta de concreto deberá disponer de silos, tréves y básculas adecuadas; su disposición es importante para el desarrollo de las rutinas necesarias en la



produccion de concreto uniforme.

El equipo y la secuencia de pesado determina considerablemente la uniformidad de la calidad del concreto de manera que la operacion de pesado debe efectuarse por personal debidamente capacitado. Para facilitar su trabajo, asi como el de todo el personal que opera una planta de concreto, el productor de concreto debera especificar detalladamente todas las operaciones que se efectuan, ilustrando sobre la importancia que tienen ellas en la seguridad estructural que debe ofrecer el concreto producido.

#### IV.4.c. Producto Terminado.

Asi mismo, el personal de entrega debera estar informado sobre las consecuencias que tiene la consistencia del concreto y la cantidad de agua de mezclado. Son de particular importancia el control de la consistencia y la compensacion del contenido de humedad de los agregados.

El control de la operacion de mezclado y la agitacion subsecuente son tan importantes para la uniformidad del concreto como el control del pesado; las velocidades de mezcla y agitacion son especificadas y estan delimitadas para que la velocidad de la revoladora sea la adecuada para obtener la uniformidad deseada en la mezcla. Los camiones revoladora deberan inspeccionarse con regularidad, haciendoles pruebas de uniformidad de mezclado con muestras que se tomen en los momentos de descarga de un sexto y cinco sextos del volumen transportado. Para terminar, debera asegurarse que los operarios usen metodos adecuados de descarga.

#### IV.4.d. Pruebas de Laboratorio.

Las instalaciones del laboratorio son necesarias para realizar cualquier programa de aseguramiento de la calidad. Las instalaciones, la experiencia y el personal de un laboratorio deben observarse con mucho cuidado para estar seguros de que el laboratorio esta calificado para realizar los trabajos correctamente. El personal debe estar familiarizado con el concepto de aseguramiento de la calidad y con los procedimientos y problemas asociados con el concreto.

La realizacion de pruebas a los materiales como al concreto se debe a que sus propiedades son variables, nunca dos mezclas de concreto son iguales. Por esto se llevan a cabo pruebas con el objeto de determinar las propiedades de los materiales y los productos.

Las pruebas de concreto se hacen para determinar si los materiales son uniformes, para determinar las propiedades del concreto fresco y para conocer, a traves de especimenes de prueba, la resistencia y algunas otras propiedades del concreto

recién fraguado y a edades posteriores. Para obtener resultados confiables en las pruebas se requiere que la muestra sea representativa del material que se somete a prueba, y que los procedimientos de muestreo y prueba sigan normas reconocidas como lo son las especificaciones ASTM.

A continuación se indican las especificaciones ASTM a las que deberán sujetarse los materiales y procedimientos relacionados con la elaboración del concreto, así como el concreto mismo. Se indican también algunas publicaciones cuyo contenido trata aspectos relativos a la calidad del concreto:

1. Cemento

ASTM C150-86 Cemento Portland.

2. Agregados

ASTM C29-89 Peso unitario y relación de vacíos en agregados.

ASTM C33-86 Agregados del concreto.

ASTM C88-83 La resistencia de los agregados mediante el uso de sulfato de sodio y de sulfato de magnesio.

ASTM C117-87 Materiales más finos que la malla N°200 en los agregados minerales mediante lavado.

ASTM C125-88 Terminología relativa al concreto y a sus agregados.

ASTM C136 REV A-84 Analisis granulométrico de agregados finos y gruesos.

ASTM C142-78 Terrones de arcilla y partículas friables en los agregados.

ASTM C227-87 Reactividad Alcalí potencial en la combinación de cemento y agregados.

ASTM C289-87 Reactividad potencial de agregados (método químico).

ASTM C295-85 Examen petrográfico de los agregados para el concreto.

ASTM C637-84 Agregados para escudos de concreto ante radiaciones.

ASTM C638-84 Constituyentes de los agregados para escudos de concreto ante radiaciones.

2.a. Agregados Finos.

ASTM C40-84 Impurezas organicas en agregados finos para el concreto.

ASTM C70-79 Humedad superficial de agregados finos.

ASTM C87-83 Efecto de las impurezas organicas de los agregados finos sobre la resistencia del mortero

ASTM C128-88 Peso especifico y absorcion de agregados finos.

2.b. Agregados Gruesos.

ASTM C127-88 Peso especifico y absorcion de agregados gruesos.

ASTM C131-81 Resistencia a la degradacion del agregado grueso de pequenas dimensiones ante la abrasion e impacto en la maquina de Los Angeles

ASTM C235-68 Dureza esclerometrica del agregado grueso.

ASTM C535-81 Resistencia a la degradacion del agregado grueso de dimensiones mayores ante abrasion e impacto en la maquina de Los Angeles.

3. Aditivos.

ASTM C260-86 Inclusion de aire en mezclas de concreto.

ASTM C494-86 Compuestos quimicos en mezclas de concreto.

4. Concreto.

Elaboracion:

ASTM C94 REV B-86 Concreto premezclado.

ASTM C193-88 Elaboracion y curado de especimenes de prueba de concreto en el laboratorio.

ASTM C511-85 Cabina y cuartos humedos y tanques de almacenamiento de agua usados en la prueba de cementos y concretos hidraulicos.

ASTM C685-89 Concretos hechos por dosificacion volumetrica y mezclado continuo.

Colocacion:

ASTM C31-88 Elaboracion y curado de especimenes de pruebas de concreto en el campo.

ASTM C143-78 Revenimiento del concreto a base de cemento Portland.

ASTM C172-82 Muestreo del concreto fresco.

ASTM C231-82 Contenido de aire de mezclas frescas de concreto por el metodo de la presion.

Curado:

ASTM C171-69 Materiales de laminas para curado de concreto.

ASTM C309-81 Membranas liquidas y compuestos para curado de concretos.

Pruebas:

ASTM C39-86 Resistencia a la compresion de especimenes cilindricos de concreto.

ASTM C42-87 Obtencion y prueba de corazones y vigas de concreto.

ASTM C78-84 Resistencia a la flexion del concreto (usando una viga con carga al tercio medio).

ASTM C109-87 Resistencia a la compresion de morteros de cemento hidráulico.

ASTM C138-81 Peso unitario, rendimiento y contenido de aire (gravimetrico) del concreto.

ASTM C157 Cambio de longitud del concreto.

ASTM C232 Sangrado del concreto.

ASTM C403 Tiempo de fraguado de las mezclas de concreto mediante su resistencia a la penetracion.

ASTM C469 Modulo de elasticidad estatico y relacion de Poisson, en compresion, de especimenes cilindricos de concreto.

ASTM C496-86 Resistencia a tension indirecta de especimenes cilindricos de concreto.

ASTM C903-82 Resistencia a la penetracion del concreto endurecido.

ASTM C805-85 Numero de rechazos de concreto endurecido.

5. Publicaciones del American Concrete Institute (A.C.I.):

ACI 121 R-85 Sistemas de aseguramiento de la calidad para construcciones en concreto.

- ACI 211.1-81 Proportcionamiento de concreto normal, pesado y masico.
  - ACI 214-77 Evaluacion de los resultados de la prueba de resistencia del concreto.
  - ACI 304R-85 Medicion, mezclado, transportacion y colocacion del concreto.
  - ACI 305R-89 Colocacion de concreto en climas calientes.
  - ACI 306R-88 Colocacion de concreto en climas frios.
  - ACI 308-81 Curado del concreto.
  - ACI 309R-87 Consolidacion del concreto.
  - ACI 311.1R-81 Inspeccion del concreto.
  - ACI 318-80 Requisitos para la construccion de concreto reforzado.
  - ACI 347 R-88 Cimbra para concreto.
  - ACI 349-85 Requisitos de seguridad nuclear relativos a estructuras de concreto.
  - ACI 349.1R-80 Diseño de concreto reforzado ante efectos termicos en plantas de potencia nuclear.
  - ACI 359-86 Construccion de componentes de plantas de potencia nuclear.
6. Publicacion de la American Nuclear Society (A.N.S.):
- ANS 5.4-85 Analisis y diseño de blindajes de concreto ante radiaciones de plantas de potencia nuclear.

#### IV.4.e. Inspección.

La inspeccion tiene como objetivo confirmar que se estan ejecutando las operaciones planeadas. Una de las ventajas que presenta una adecuada inspeccion es que se pueden descubrir los defectos a tiempo para realizar cualquier correccion necesaria en la produccion. Esto, como es obvio, ahorra tiempo y reduce riesgos.

El control requiere la inspeccion de materiales correctos, pesos, proporcionamiento, mezcla adecuada, tiempo de mezcla, tipo adecuado de cemento, aditivo apropiado, tipo y diametro de agregado correcto, revenimiento, temperatura, contenido de agua, peso unitario y especimenes para pruebas de resistencia, entre otros.

Para la cimbra se requiere inspeccionar: material correcto, superficie, tamaño, ajuste, alineación, que no tenga combaduras, lubricante que permita desprender el elemento y limpieza.

Para el colado del concreto: transportation, demoras, colado de las cimbres, prevención de segregación, vibrado y acabado.

Para el curado: tiempo de fraguado inicial, temperatura, cubierta apropiada, aplicación de sustancias para curado y protección.

Del producto terminado: dimensiones dentro de la tolerancia, color, acabado, resistencia, apariencia general, grietas, manchas, combaduras, superficies arquitectónicas y accesorios.

Para la seguridad y mantenimiento: peligros comunes, protección y equipo de seguridad, así como limpieza en el lugar de trabajo.

Con excepción de las plantas de proceso complicado, donde solo unos pocos especialistas efectúan las inspecciones de los trabajos, y en las que la operación integral puede ser ventajosa, se ha comprobado que se obtienen mejores resultados cuando los ingenieros que realizan el diseño, actúan como supervisores de campo, y el contratista se dedica de lleno a la construcción. Es necesario contar con disposiciones definidas en las especificaciones que sean técnicamente realizables y a tono con las variables naturales.

#### IV.4.f. Programa de Aseguramiento de la Calidad en la Producción del Concreto.

A continuación se presenta en forma esquemática el contenido que deberá tener un Programa de Aseguramiento de la Calidad en la producción del concreto. En el establecimiento de este plan existen requisitos que son indispensables en las áreas operativas y antes de crear un paquete de trabajo:

- Compromiso y responsabilidad en todos los niveles.
- Los canales de información y comunicación adecuados para dar a conocer lo que se pretende y el porque.
- Un orden lógico y correcto para cada una de las acciones y planes.

##### a) Personal

- Capacitación

##### b) Materiales

- Materiales
- Pruebas de calidad a los materiales

c) Planta y Equipo

- Certificación de equipo e instalaciones de producción
- Almacenamiento de materiales
- Equipo de dosificación

d) Procesos Operativos

- Manejo de materiales
- Dosificación de los materiales
- Mezclado
- Requisitos para el concreto fresco
- Pruebas del concreto
- Entrega
- Documentación
- Mantenimiento

e) Control Interno de Calidad

- Objetivo y finalidad
- Pruebas de control del concreto
- Laboratorios
- Método de control de calidad
- Procedimientos:

Esquema del control de materiales  
Esquema del control de planta y equipo  
Esquema del control del concreto fresco

- Informes
- Preparación de especificaciones de compra de materiales y servicios externos. Selección de proveedores e inspección de sus instalaciones y servicios
- Asegurar condiciones de trabajo adecuadas, de tal manera que en las instalaciones los riesgos de daños en los insumos sean minimizados
- Asegurar que existan buenos canales de comunicación y líneas claras de responsabilidad entre las diferentes áreas de la empresa, para facilitar la oportunidad de las acciones correctivas que se deban tomar y reducir los malentendidos y la confusión
- Asegurar que los trabajadores y supervisores han sido adiestrados y han recibido instrucciones adecuadas para cada tarea
- Especificar claramente los procesos de manufactura y calidad requeridas. Es decir: elatorar manuales de operación para: superintendente, pesador, laboratorista, operadores de camiones revolvedora, etc.
- Establecer sistemas de prueba del producto y generar reportes de procedimientos para:
  - Identificar posibles mejoras en el sistema.
  - Asegurar que los niveles de calidad se mantienen.
  - Mantener informados a los tratadores de los niveles de calidad obtenidos

- Conservar el equipo y maquinaria del laboratorio en buenas condiciones para su uso e inspección
- Será necesario que existan planes de producción y conciencia de las posibles implicaciones en la calidad
- Asegurar los procedimientos adecuados para registrar y mantener:
  - Los reportes de los resultados de pruebas
  - Las reclamaciones de los clientes, incluyendo la acción correctiva que tuvo lugar
  - Los requisitos de clientes de concretos especiales, y
  - Los archivos con los registros de los análisis de calidad

En las áreas operativas es donde se debe crear y desarrollar este plan o esquema de aseguramiento de la calidad. Este esquema apoya objetivos como: sistematizar, capacitar, investigar y desarrollar nuevos productos.

#### IV.4.g. Aseguramiento de la Calidad Durante la Construcción.

La construcción es tal vez el área donde las restricciones del aseguramiento de la calidad y del control de la calidad son mayores. A pesar de los mejores diseños y especificaciones, puede resultar una estructura diferente si las cosas marchan mal en el campo. La práctica recomendable es concentrar y lograr el mejor equipo de diseño, y después utilizar especificaciones y medidas de aseguramiento de la calidad y de control de la calidad durante la construcción.

El aseguramiento de la calidad en esta etapa del trabajo debe desarrollar procedimientos detallados y debidamente formalizados para garantizar que se lleven los registros apropiados y se establezcan las medidas apropiadas para señalar las inminentes serias desviaciones en la calidad, antes de que queden fuera de control. Los procedimientos de aseguramiento de la calidad deben ser diseñados específicamente para la obra de que se trata, aun cuando existe una filosofía y un plan general detrás del producto final del aseguramiento de la calidad.

El aseguramiento de la calidad tiene su aplicación más intensiva en la fase de construcción en la cual todos los proveedores necesitan contar con un grupo confiable de control de calidad, y el contratista necesita otro para su propia actividad, así como un sistema de aseguramiento de que los proveedores y subcontratistas están desempeñándose apropiadamente.

Los procesos se deben formalizar documentalmente para conservar en los registros del grupo de aseguramiento de la calidad las experiencias que deben tenerse presentes y que formen parte del sistema de retroalimentación para aplicarse a proyectos futuros.



## Capítulo V

### CONCLUSIONES Y RECOMENDACIONES

## V. Conclusiones y Recomendaciones.

La población mundial actualmente padece una crisis que presenta dos características de gravedad extrema: la incapacidad de las comunidades para producir los elementos necesarios para su desarrollo, así como una creciente demanda de los mismos. Esta crisis se agudiza en los países más pobres, esto significa que el problema tiene implicaciones de carácter económico, sin embargo, aun es posible reunir los recursos materiales necesarios para construir la infraestructura necesaria y producir los insumos que permitan el desarrollo de las sociedades. En el futuro próximo se prevé que la disposición de las materias primas que se requieran para mantener en explotación al aparato productivo mundial se reduzca, o inclusive llegue a agotarse.

Debido al crecimiento paralelo de población y consumo de energía se han disminuido extraordinariamente los volúmenes disponibles de combustibles primarios convencionales (v.gr.: petróleo), dado que se han usado para producir combustibles secundarios que las poblaciones consumen directamente (v.gr.: electricidad y gasolina).

Esta situación debe concientizar a las sociedades y a los gobiernos del problema que al inicio del siglo XXI se presentara y será crítico: la insuficiencia de combustibles convencionales para satisfacer los requerimientos energéticos mundiales. Por lo anterior, surge la necesidad de iniciar el desarrollo de un plan de conversión del actual sistema de producción de energía.

Al presente, la única alternativa que cubre los requisitos de densidad de producción de energía requerida por los conglomerados poblacionales es la que emplea la reacción atómica de fisión para la generación de electricidad, y a su vez, permite disminuir el consumo del petróleo empleado en las termoelectricas, con lo cual el uso del petróleo se haría exclusivo para producir combustibles secundarios para maquinaria. Con relación a los otros tipos de combustibles no convencionales su disponibilidad es muy difusa, y no permitiría atender la demanda de energía en alta concentración que es requerida por las sociedades.

El empleo de la fisión atómica como mecanismo para generar energía eléctrica mediante los reactores de potencia nuclear supone un alto riesgo, dado que la dispersión de los productos de fisión al medio ambiente podrían provocar daños graves, por lo cual es importante que se desarrollen sistemas preventivos y de protección y emergencia: los primeros para minimizar la posibilidad de un accidente, y los segundos para actuar durante un siniestro y minimizar sus consecuencias.

Generalmente, se puede decir que existe conciencia de la gravedad de un accidente en una planta de potencia nuclear, por lo que se han integrado instituciones que a nivel mundial rigen totalmente las actividades de las centrales nucleares.

El desarrollo de las industrias cuyos accidentes implican efectos catastróficos ha obligado a implementar medidas de seguridad y métodos analíticos para estudio de riesgos, con los cuales se pueda asegurar que la explotación de estas industrias representan un riesgo razonablemente bajo, y por ello, aceptable ante el beneficio obtenido, por otra parte es importante destacar que estos métodos analíticos permiten descubrir los elementos, procedimientos o etapas de la producción que incrementan el riesgo de accidente, de tal forma que podrán tomarse las medidas necesarias para solucionar las deficiencias existentes.

Esta política está orientada a garantizar la seguridad de todas las actividades durante el ciclo total del combustible nuclear, de tal manera que aunque se acepta que las consecuencias de un accidente podrían ser fatales, también se podría afirmar que la posibilidad de realización de dicho evento es extremadamente remota. Se comprueba que durante los años de operación de centrales de potencia nuclear los daños causados por esta fuente de energía al medio ambiente y a la humanidad son muy inferiores a los provocados por otras industrias y actividades del hombre, en periodos equivalentes.

El nivel de seguridad logrado por las centrales nucleares es el resultado de la aplicación de una serie de criterios, metodologías y sistemas especialmente desarrolladas para estas industrias, todo ello redundando en garantizar que el nivel de seguridad nunca será menor que un valor establecido. Lo anterior está fundamentado en:

- el aseguramiento de que el sistema fue diseñado tomando en cuenta los diversos eventos que podrían afectarlo;
- el aseguramiento de que cada elemento que constituye a la central nuclear tenga las propiedades necesarias para satisfacer las demandas que su uso impliquen;
- el aseguramiento de que los sistemas estén compuestos con aquellos elementos y de acuerdo al arreglo proyectado;
- el aseguramiento de que la planta será operada correctamente.

En síntesis, se puede decir que se pretende asegurar que el diseño, los materiales, la construcción y la operación de una central nuclear tengan las características idóneas para satisfacer las demandas ambientales, accidentales y operacionales que pudieran presentarse.

En este punto debe subrayarse que las actividades que se involucran en una central nuclear no están regidas por un control de calidad, ya que no basta con ello, hay que asegurar la calidad, puesto que el fallo de una instalación nuclear implicaría pérdidas invaluableles, involucrándose el deterioro ecológico, muerte de organismos, así como la afectación material durante años de la región donde hubiera ocurrido el percance.

Por lo anterior se reglamentó el uso de una serie de criterios que regulan las actividades de las industrias de alto riesgo, como lo son la nuclear y la aeronáutica, que se conocen como "Los 13 Criterios para el Aseguramiento de la Calidad."

El afirmar que los combustibles convencionales se agotaran en un futuro próximo es una realidad, puesto que independientemente del buen uso que se de a ellos, la prolongación de su vida resulta corta en comparación a la vida que pueda tener la población humana, y en tanto se pueda desarrollar alguna forma de generación de energía de menor riesgo que la nuclear, se hará necesario utilizarla dado que es la única que ha demostrado poder satisfacer las demandas esperadas; por otra parte, dado el desarrollo filosófico y tecnológico de la generación de energía mediante procesos nucleares, se ha comprobado que todas las actividades relacionadas con ello pueden realizarse con un nivel de seguridad que supera el nivel alcanzado por otras ramas de la industria, y más que eso, dicho nivel de seguridad cubre las exigencias marcadas por las reglamentaciones involucradas.

El empleo de energía nuclear será necesario, y por ello deberán cubrirse los requisitos de seguridad reglamentados para obtener los beneficios esperados sin padecer consecuencias de un accidente. Así pues, uno de los requisitos de gran importancia es la construcción de un sistema de contención de radiaciones en torno al núcleo de un reactor nuclear, esto es, el blindaje biológico para protección del medio ambiente ante la emisión de radiactividad.

Como se indicó oportunamente, el sistema de contención puede construirse con materiales de diversos orígenes; sin embargo, el concreto reúne características que permiten considerarlo como uno de los materiales más adecuados ante las condiciones presentes en un reactor nuclear, se pueden mencionar las siguientes:

- capacidad de contención de las radiaciones emitidas por un reactor.
- buenas propiedades estructurales.
- facilidad de elaboración del concreto.
- posibilidad de construcción de elementos de forma irregular.
- economía con relación a otros materiales.

Una vez seleccionado el concreto como componente de un sistema de contención de radiaciones, el problema inmediato a resolver radica en diseñar el proporcionamiento de la mezcla de acuerdo a las características de las radiaciones que serán emitidas, así como a las sollicitaciones estructurales a que se verá sometido. Es importante mencionar que el diseño de un concreto que servirá como blindaje no es un procedimiento exclusivamente analítico, sino que además requiere de pruebas en modelos físicos donde se reproduzcan las condiciones a que se someterá el material, y de

esta manera obtener el proporcionamiento, y las dimensiones necesarias.

Generalmente, el concreto empleado como escudo es un concreto normal, con peso volumetrico  $\gamma = 2500 \text{ Kg/m}^3$  y resistencia especificada a la compresion  $f'_{c} = 300 \text{ Kg/cm}^2$ , pero los espesores de las placas suelen ser considerables, esta ultima característica se determina mediante ensayos de laboratorio, y por especialistas en fisica atomica.

Asi pues, una vez determinada la composicion del concreto a emplear, asi como los espesores de las losas y muros que daran proteccion ante las radiaciones, lo que resta es llevar a cabo dichas especificaciones esto es:

- elaborar el concreto con los constituyentes indicados y en las proporciones señaladas para;
- obtener un concreto con peso volumetrico y resistencia a la compresion de acuerdo a lo especificado; y finalmente,
- construir los diversos elementos estructurales de acuerdo a procedimientos prescritos y segun se indique en planos.

Se puede apreciar que en esta etapa del proyecto, las actividades deberán orientarse al estricto cumplimiento de los lineamientos que marca el diseño; ya que la validacion de este ultimo tendra lugar siempre y cuando se construya de acuerdo a los criterios, bases e idealizaciones del diseño.

Un buen diseño, materiales idoneos y construccion apegada a las especificaciones implican un proyecto exitoso, por lo cual habrá que recurrir a los metodos y sistemas desarrollados para asegurar que todas las etapas del proyecto, que todos los grupos de trabajo relacionados, y que todos los materiales y equipos cuenten con las características necesarias, se encuentren en el lugar adecuado y al tiempo requerido para lograr el cumplimiento de los objetivos y llevar a buen termino el proyecto.

La implementacion de los criterios para el aseguramiento de la calidad en las ramas de la industria convencional, entre las que se encuentran los servicios de ingenieria y construccion, ha tenido especial impulso, dado que existen beneficios que plantea el establecimiento de un programa para el aseguramiento de la calidad a los procesos de produccion, pues no solo se logran satisfacer totalmente las exigencias de reglamentaciones o de clientes, o no solo se logran alcanzar objetivos de volúmenes de produccion o de fechas de termino de proyectos, sino que además se alcanzan niveles de utilidades maximas.

El logro de dichos objetivos supone desde luego el conocimiento del proceso industrial que interesa. El aseguramiento de la calidad permite, con base en la experiencia, y las características particulares de un proceso, dado, lograr los resultados que se desean obtener.

Con base en las apreciaciones anteriormente expuestas, se puede afirmar que la aplicación de las centrales nucleares para generación de energía han obligado al desarrollo de métodos de análisis de riesgos, lo cual ha beneficiado ampliamente a la industria en general (v.gr.: se redactó el acta de salud y seguridad laboral OSHA), pues se han logrado detectar los puntos débiles de la producción que provocaban alta recurrencia de accidentes; por otra parte, también se ha obligado al desarrollo de criterios de aseguramiento de la calidad (v.gr.: 10-CFR-50-B, Código de Reglamentación Federal de los Estados Unidos), que permite asegurar la obtención de los resultados deseados al emprender un proyecto, alcanzándose los beneficios buscados sin necesidad de inversiones ociosas.

En general se puede afirmar que existe la infraestructura tecnológica necesaria para incursionar en empresas y desarrollar proyectos con resultados positivos, siempre y cuando exista una legítima actitud en pro del cumplimiento de las exigencias que establecen dichos cánones.

#### Comentario:

El ejercicio de la Ingeniería Civil en México permite señalar Obras que son orgullo de los mexicanos, ya que su concepción, diseño, construcción y operación son nacionales totalmente, lo mismo se puede decir al mencionar Nombres de Profesionistas cuyos trabajos dan renombre a la Ingeniería Mexicana; sin embargo, cuando se pretende extrapolar ese prestigio a la población general de ingenieros en el país, lamentablemente hay que reconocer que existe una población reducida en quienes se puede reconocer ese talento.

En la actualidad el ingeniero debe desarrollar más que en el pasado, actitudes y aptitudes para poder producir más con recursos limitados, ya que la problemática económica que padecemos nos encajona a ello.

Por lo anterior, estamos obligados con base en nuestra convicción, a fomentar el cumplimiento de las demandas profesionales, no como una imposición o especificación extraordinaria, sino como un evento acorde a nuestra formación ingenieril y a la medida de las exigencias que nos plantea la sociedad, dado que ello redundara en un beneficio general y que hará falta a las generaciones futuras.

## Apéndice I

### FIGURAS

## INDICE DE FIGURAS

FIGURA	DESCRIPCION
1.	Consumo individual de energia.
2.a.	La poblacion mundial y su consumo de energia.
2.b.	Distribucion estimada de la poblacion.
3.	Poblacion proyectada, consumo de energia per caput y consumo total de energia en diversas partes del mundo.
4.a.	Sustitucion de la energia primaria global.
4.b.	Consumo anual de electricidad per caput en la actualidad y proyectado.
5.	Diagrama de fabricacion de elementos combustibles.
6.	Esquemas de diversos tipos de reactores.
7.	Lugares de exposicion del cuerpo humano a los radionucleidos y de deposito de particulas y gases.
8.	Dosis anual media a la poblacion del Reino Unido.
9.	Sistema de barreras de centrales nucleares para controlar escapes de sustancias radiactivas.
10.a.	Principales funciones de ciertos dispositivos de seguridad tecnologica de un reactor de agua ligera.
10.b.	Optimizacion de la proteccion radiologica.
11.a.	Esquema general de desintegracion.
11.b.	Ilustracion de la atenuacion de particulas en un medio absorbente.
12.	Coefficientes de atenuacion masicos para diferentes tipos de concreto.
13.	Razon de dosis atenuada de rayos gamma, en diferentes tipos de concreto.
14.	Razon de dosis de neutrones rapidos atenuada, en diferentes tipos de concreto.
15.	Espectro de dosis equivalente transmitida a traves de una placa de concreto irradiada oblicuamente por neutrones.
16.a.	Relacion entre la elevacion de temperatura y el flujo incidente de un escudo con espesor de muro de 1.4 m.
16.b.	Relacion entre el esfuerzo de compresion y el flujo incidente en un escudo, espesor del muro de 1.4 m.
17.a.	Diagramas representativos de esfuerzo-deformacion.
17.b.	Especimen de prueba tridimensional, confinado en todas direcciones y sujeto a un incremento de temperatura uniforme $\Delta T$ .
18.a.	Modelo para el costo de la calidad optima.
18.b.	Segmento optimo del modelo de costo de la calidad.



HOMBRE TECNOLÓGICO 1950 D.C.

HOMBRE INDUSTRIAL 1875 D.C.

AGRICULTOR DESARROLLADO 1400 D.C.

AGRICULTOR PRIMITIVO 5000 a.C.

CAZADOR 100 000 a.C.

HOMBRE PRIMITIVO  
1 000 000 a.C.

ALIMENTOS

COSUMO DOMESTICO Y SERVICIOS

INDUSTRIA Y AGRICULTURA

TRANSPORTE

GIGAJULIO PER CAPITA Y POR AÑO

UNAM



CONSUMO INDIVIDUAL DE ENERGÍA (ADAPTADO DE EL  
"CORREO DE LA UNESCO")

FIGURA

1

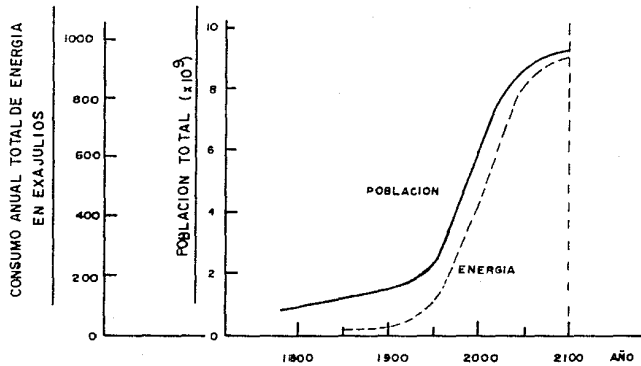


FIGURA 2a

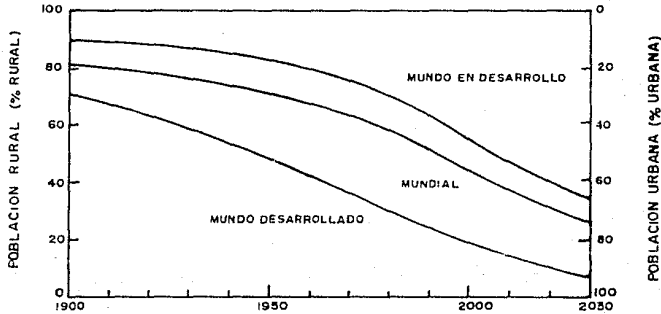


FIGURA 2b



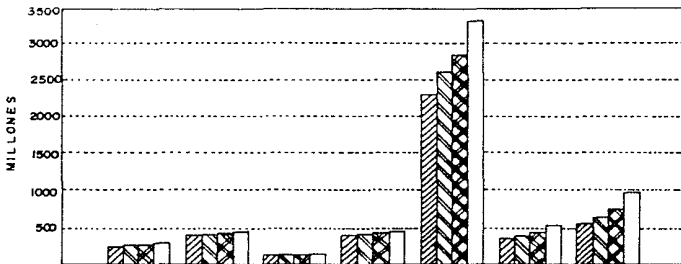
2a. LA POBLACION MUNDIAL Y SU CONSUMO DE ENERGIA

2b. DISTRIBUCION ESTIMADA DE LA POBLACION

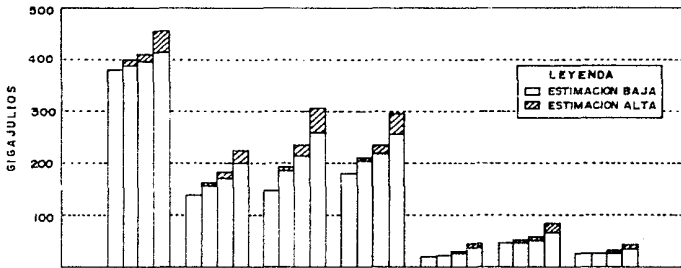
FIGURA

2

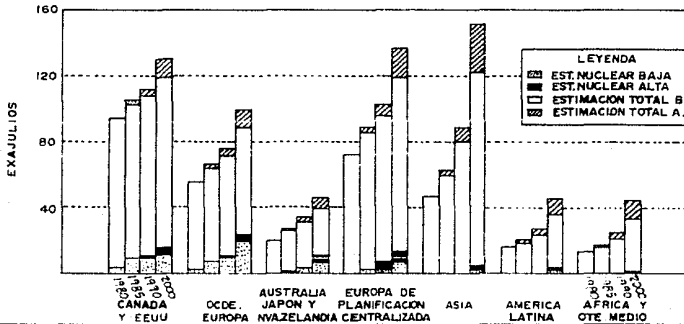
ESTIMACIONES DEMOGRAFICAS



CONSUMO ANUAL DE ENERGIA PER CAPUT



CONSUMO DE ENERGIA POR AÑO



UNAM



POBLACION PROYECTADA, CONSUMO DE ENERGIA PER CAPUT Y CONSUMO TOTAL DE ENERGIA EN DIVERSAS PARTES DEL MUNDO EN 1980, 1985, 1990 Y 2000.  
FUENTE: BANCO DE DATOS ENERGETICOS Y ECONOMICOS, OIEA.

FIGURA

3

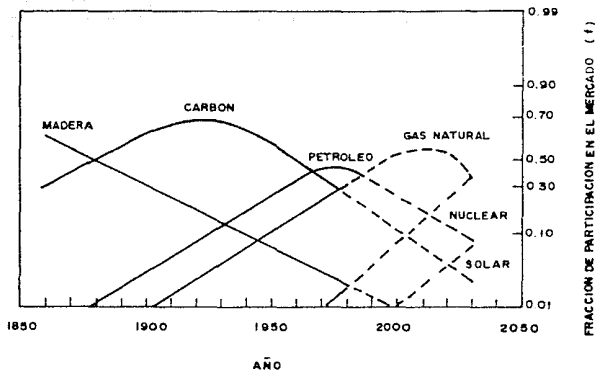


FIGURA 4 a

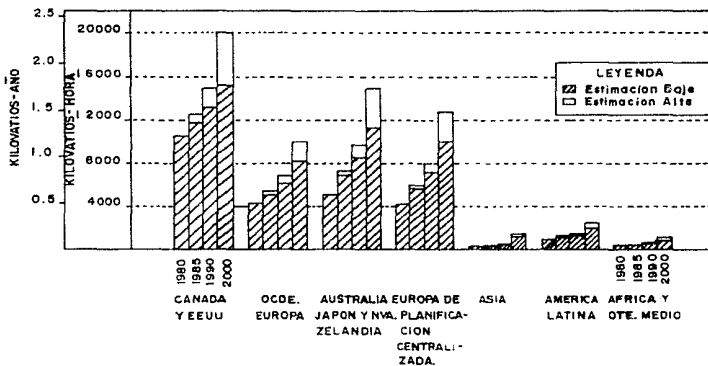


FIGURA 4 b

UNAM

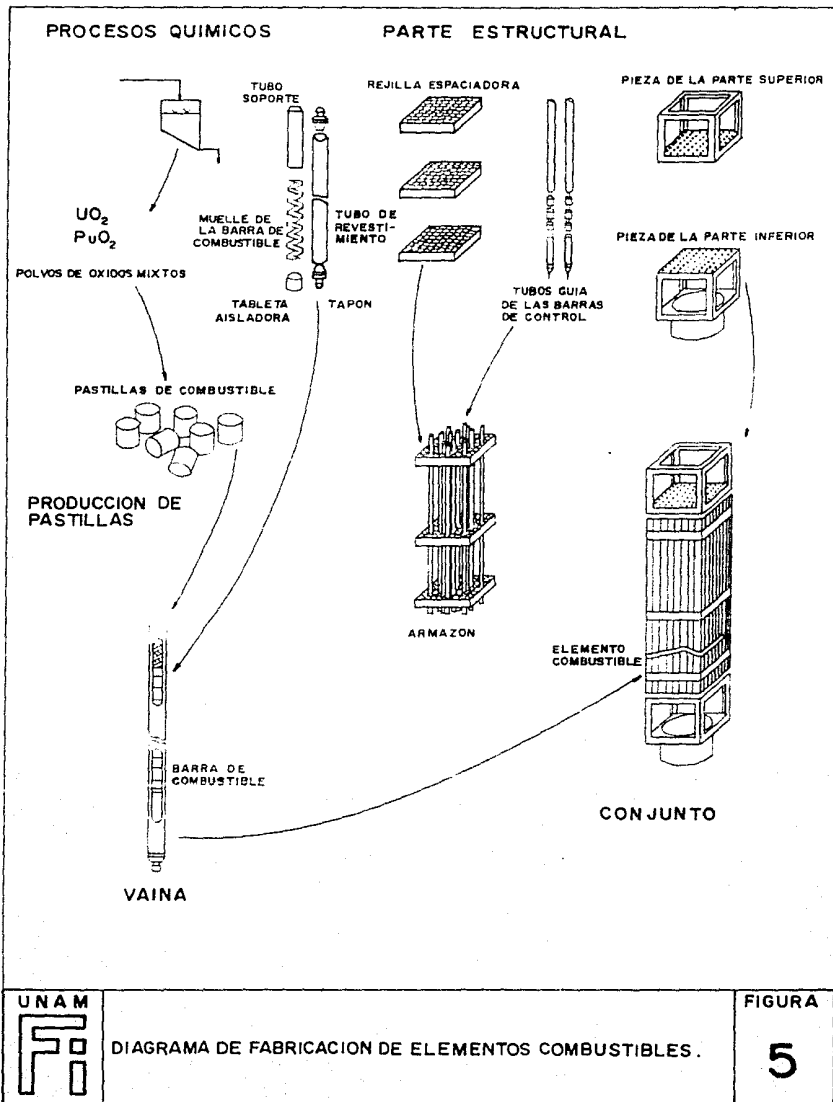


4a. SUSTITUCION DE LA ENERGIA PRIMARIA GLOBAL

4b. CONSUMO ANUAL DE ELECTRICIDAD PER CAPUT EN LA ACTUALIDAD Y PROYECTADO.

FIGURA

4



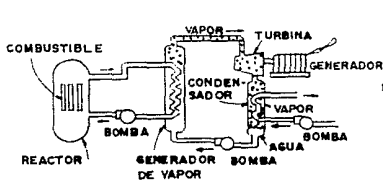
UNAM



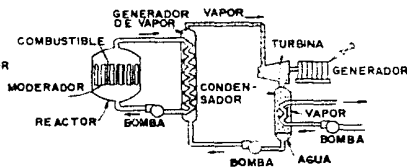
DIAGRAMA DE FABRICACION DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES.

FIGURA

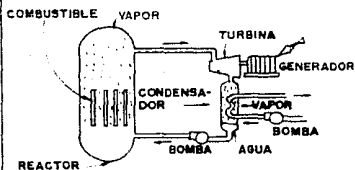
5



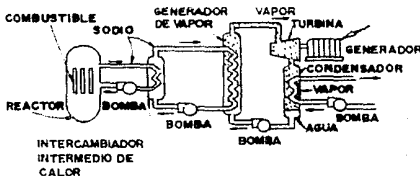
REACTOR DE AGUA A PRESION  
(PWR)



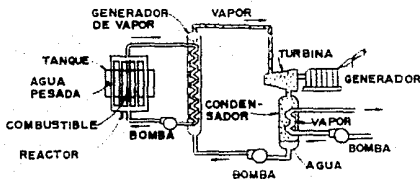
REACTOR REFRIGERADO POR GAS (GCR)



REACTOR DE AGUA EN EBULLICION  
(BWR)

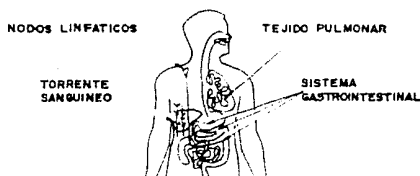


REACTOR REPRODUCTOR RAPIDO REFRIGERADO POR METAL LIQUIDO (FBR) TIPO DE CIRCUITO



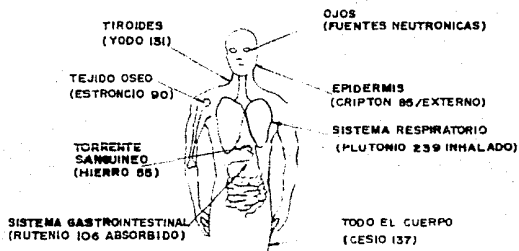
REACTOR DE AGUA PESADA A PRESION (PHWR)

LOS GASES Y PARTICULAS PUEDEN TERMINAR FIJANDOSE EN:



PARTICULAS: ALERGENOS AEREOS, ARSENICO, PERILIO, PLOMO, AMIANTO, NUCLEIDOS RADIOACTIVOS.

GASES:  $CO_2$ ,  $SO_2$ , CRIPTON RADIOACTIVO.



UNAM



LUGARES DE EXPOSICION DEL CUERPO HUMANO A LOS RADIO-NUCLEIDOS Y DE DEPOSITO DE PARTICULAS Y GASES.

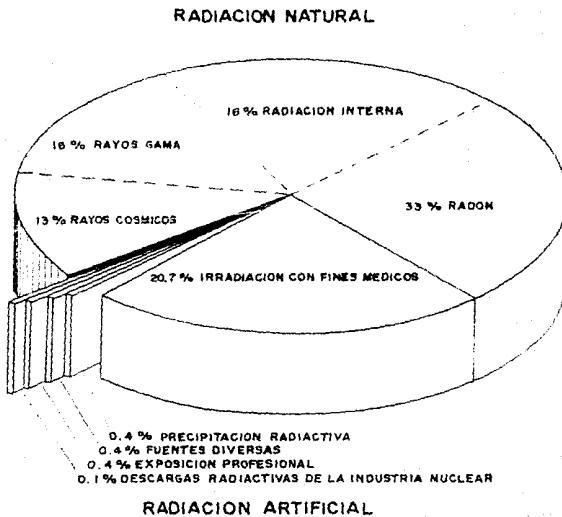
FIGURA

7

NOTA:

EN ESTE DIAGRAMA SE INDICA EL PORCENTAJE DE LA CONTRIBUCION DE CADA FUENTE AL VALOR GLOBAL.

LA RADIACION NATURAL CONTRIBUYE EN CASI EL 80% DE LA EXPOSICION TOTAL.



UNAM

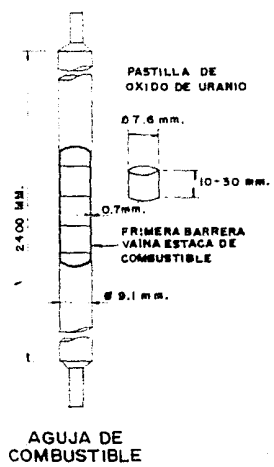
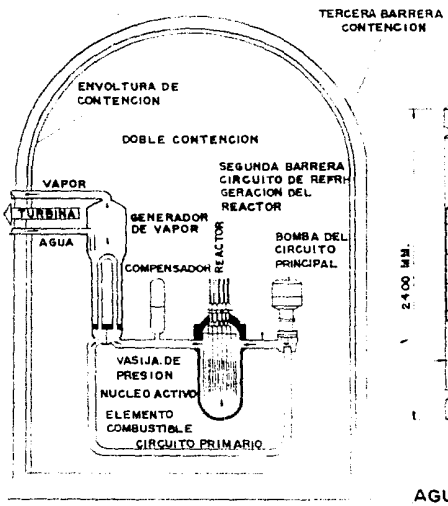


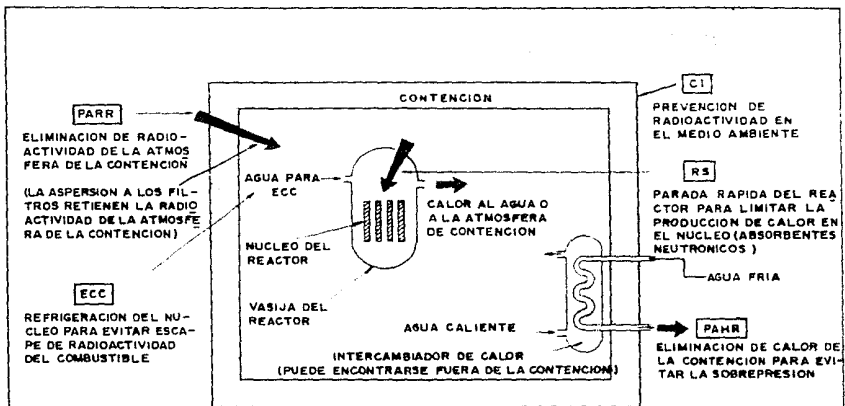
DOSIS ANUAL MEDIA A LA POBLACION DEL REINO UNIDO

FIGURA

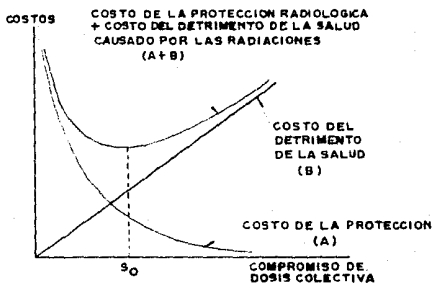
8







F I G U R A 10a



F I G U R A 10b.

UNAM  
FI

10a. PRINCIPALES FUNCIONES DE CIERTOS DISPOSITIVOS DE SEGURIDAD TECNOLÓGICA DE UN REACTOR DE AGUA LIGERA.

10b. OPTIMIZACIÓN DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA.

FIGURA

10

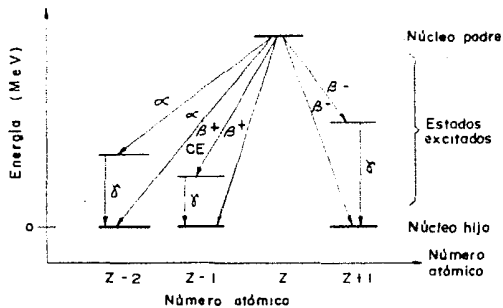


FIGURA II a

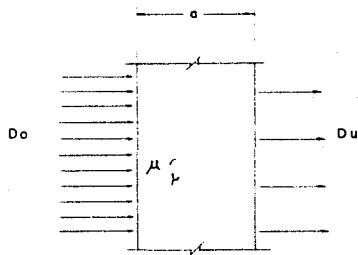
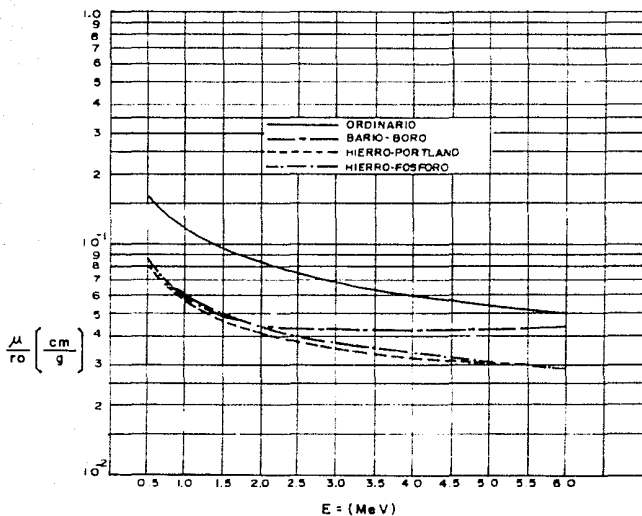
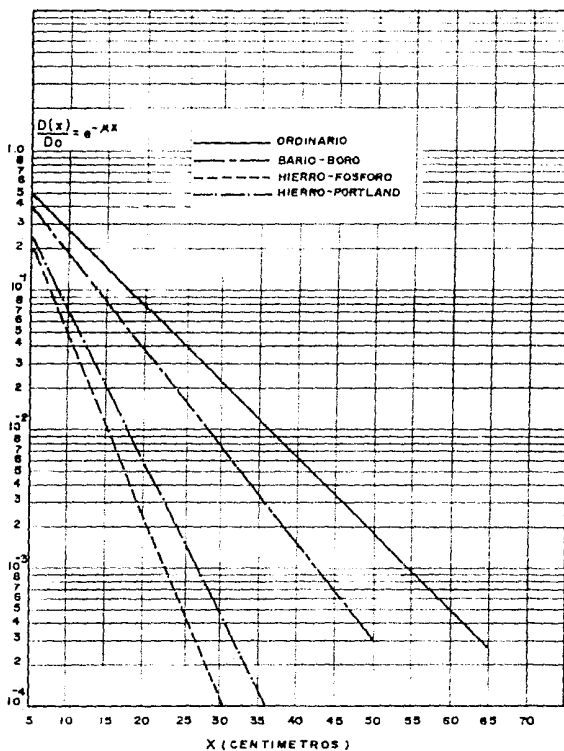


FIGURA II b.





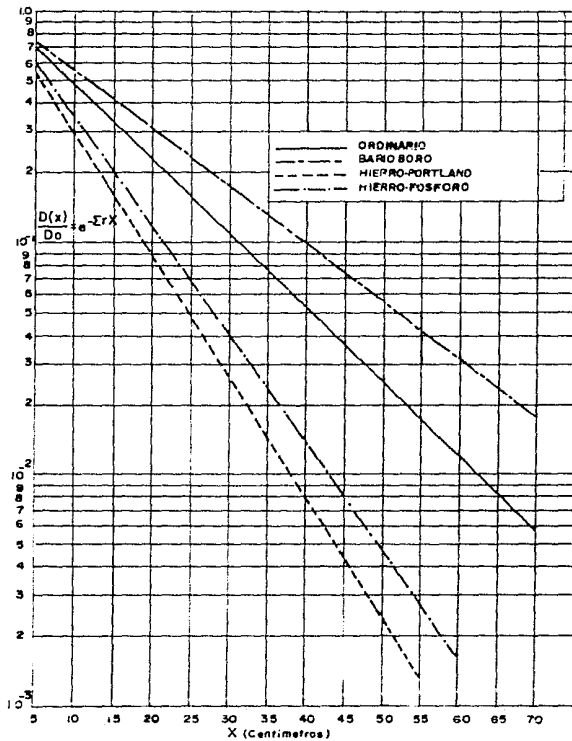
UNAM



RAZON DE DOSIS ATENUADA DE RAYOS  $\gamma$  PRODUCIDOS POR  
 UNA FUENTE DE  $Co - 60$  ( $E = 1.33$  MeV),  
 EN DIFERENTES TIPOS DE CONCRETO.

FIGURA

13



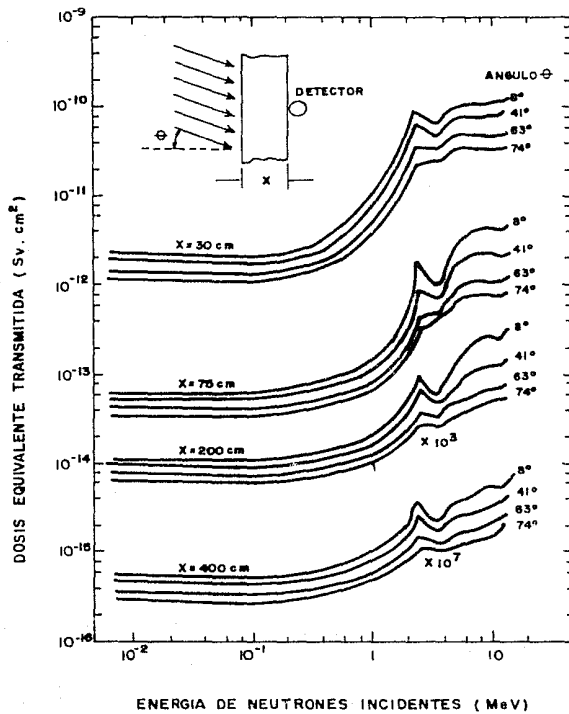
UNAM



RAZON DE DOSIS DE NEUTRONES RAPIDOS ATENUADA,  
 EN DIFERENTES TIPOS DE CONCRETO (E = 2 MeV).

FIGURA

14



UNAM



ESPECTRO DE DOSIS EQUIVALENTE TRANSMITIDA A TRAVES DE UNA PLACA DE CONCRETO IRRADIADA OBLICUAMENTE POR NEUTRONES (DENSIDAD DEL CONCRETO 2.31 g cm<sup>-3</sup>, 5.5% DE AGUA EN PESO)

FIGURA

15

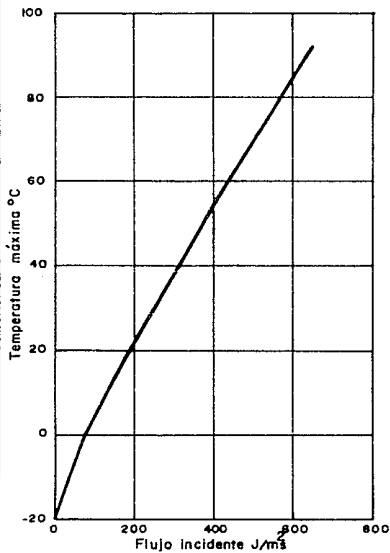


FIGURA 16 a

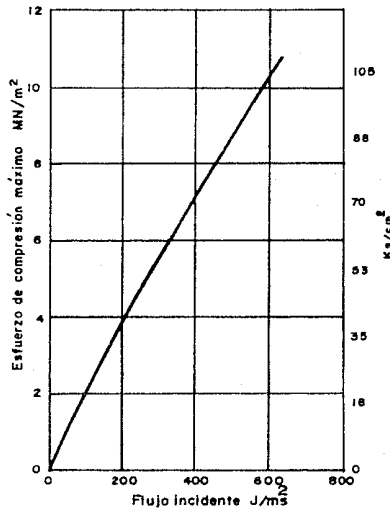


FIGURA 16 b

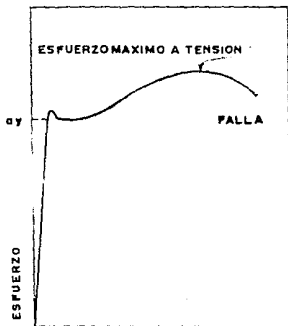


16 a. RELACION ENTRE LA ELEVACION DE TEMPERATURA Y EL FLUJO INCIDENTE DE UN ESCUDO CON ESPESOR DE MURO DE 1.4 m.  
 16 b. RELACION ENTRE EL ESFUERZO DE COMPRESION Y EL FLUJO INCIDENTE EN UN ESCUDO, ESPESOR DEL MURO DE 1.4 m.

FIGURA

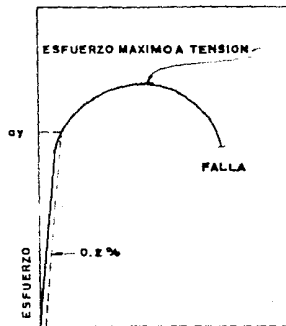
16





DEFORMACION.

ACERO DUCTIL



DEFORMACION.

ACERO FRAGIL

FIGURA 17 a

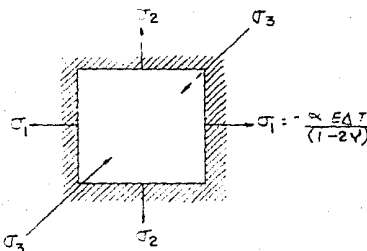


FIGURA 17 b

UNAM



17 a. DIAGRAMAS REPRESENTATIVOS DE ESFUERZO - DEFORMACION.  
 17 b. ESPECIMEN DE PRUEBA TRIDIMENSIONAL, CONFINADO EN TODAS DIRECCIONES Y SUJETO A UN INCREMENTO DE TEMPERATURA UNIFORME ( $\Delta T$ )

FIGURA

17

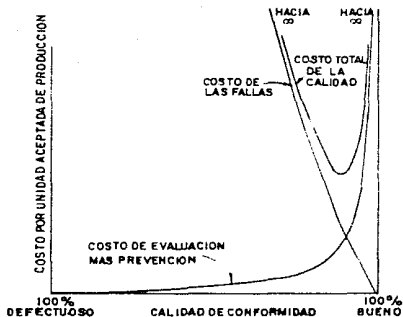


FIGURA 18 a

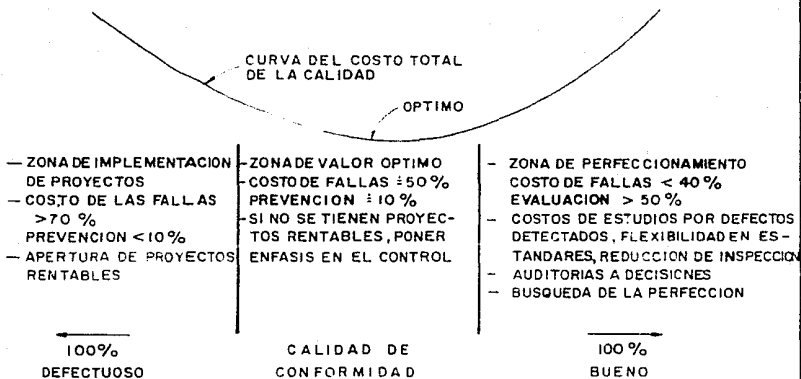


FIGURA 18 b

Apéndice II

CUADROS

## INDICE DE CUADROS

CUADRO	DESCRIPCION
I.	Poblacion estimada de determinadas regiones urbanas en 1980 y en el año 2000.
II.	Diversas formas de energia, reservas estimadas y recursos potenciales.
III.	Reactores nucleares de potencia.
IV.a.	Jerarquia de magnitudes dosimetricas.
IV.b.	Factores de ponderacion para calcular las dosis equivalentes efectivas.
V.	Factores de riesgo de las radiaciones segun la CIPR.
VI.a.	Costos para la comparacion economica entre centrales con un factor de capacidad del 65 %.
VI.b.	Porcentajes de participacion a fallecimientos e invalideces de diversas fuentes energeticas.
VII.	Riesgos voluntarios e involuntarios comparados.
VIII.a.	Reduccion media de la duracion de vida.
VIII.b.	Longitudes de relajacion para neutrones rapidos y rayos gamma de 4 y 8 MeV.
IX.a.	Tipos de concreto y sus densidades.
IX.b.	Elementos componentes de los diferentes tipos de concreto.
X.a.	Numeros atomicos y secciones eficaces de remocion.
X.b.	Coficiente total de atenuacion ( $\mu$ ).
X.c.	Porcentajes de radiacion atenuada por una placa de 35 cm de espesor.
XI.a.	Propiedades termicas y mecanicas del plomo y el uranio.
XI.b.	Propiedades termicas y mecanicas de aceros.
XII.a.	Propiedades termicas y mecanicas de metales.
XII.b.	Composicion de concretos tipicos.
XIII.a.	Propiedades termicas y mecanicas de concretos tipicos.
XIII.b.	Composicion y porcentajes de suelos tipicos.
XIV.	Ejemplo de la estructura organica de una organizacion responsable de la garantia de calidad en la construccion.
XV.	Estructura organica de un constructor caracteristico.

MILLONES DE HABITANTES

	<u>1980</u>	<u>2000</u>
CIUDAD DE MEXICO	15	31
SAO PAULO	14	26
TOKIO	20	24
MUEVA YORK	20	23
SHANGHAI	13	23
BEIJING (PEKING)	11	20
RIO DE JANEIRO	11	19
GRAN BOMBAY	8	19
CALCUTA	9	17
YAKARTA	8	17
GRAN CAIRO	7	16
KARACHI	5	16
SEUL	8.5	14
LOS ANGELES	12	14
DELHI	5	13
MANILA	5	13

UNAM



POBLACION ESTIMADA DE DETERMINADAS REGIONES URBANAS EN 1980 Y EN EL AÑO 2000

CUADRO

I

FUENTE DE ENERGIA	RESERVAS TOTALS ESTIMADAS (RECURSOS) (EXAJULIOS)	CONSUMO EN 1980 (EXAJULIOS)	INCONVENIENTES	VENTAJAS
<b>FORMAS NO RENOVABLES DE ENERGIA</b>			<b>No renovables</b>	
PETROLEO	3500 (14 000)	131	ACCIDENTES EN EL TRANSPORTE DERRAMES DE PETROLEO RIESGO DE INCENDIOS EMISION DE OXIDOS DE AZUFRE Y DE PARTICULAS EN SUSPENSION CONSUMO DE OXIGENO Y EMISION DE CO <sub>2</sub>	FACIL DISTRIBUCION  FUENTE CONVENIENTE DE ENERGIA ALMACENAMIENTO FACIL UTILIZABLE DIRECTAMENTE
CARBON ANTRACITA LIGNITO	18 000 (11 000)	108	TRANSPORTE ACCIDENTES MINEROS, USO Y PERTURBACION DEL SUELO EMISIONES DE AZUFRE NITROXIDOS, METALES TOXICOS Y CENIZAS EVACUACION DE CENIZAS Y ESCORIAS CONSUMO DE OXIGENO Y EMISION DE CO <sub>2</sub>	CONSIDERABLE POTENCIAL DE RECURSOS  ALMACENAMIENTO FACIL UTILIZABLE DIRECTAMENTE
GAS NATURAL	2 300 (11 000)	56	RIESGO DE INCENDIOS ACCIDENTES EN SACODUCTO ACCIDENTES EN EL TRANSPORTE DE GAS LICUADO CONSUMO DE OXIGENO Y EMISION DE CO <sub>2</sub> EMISION DE VESTIGIOS CONTAMINANTES (MERCURIO)	SUMAMENTE LIMPIO FUENTE CONVENIENTE DE ENERGIA SIN PROBLEMAS DE CONVERSION DISTRIBUCION FACIL UTILIZABLE DIRECTAMENTE
NUCLEAR FISION NUCLEAR: EN REACTORES TERMICOS o REACTORES REPRODUCTORES RAPIDOS	1500-2500 (3000-10000)  300 000 (3 000 000 - 1 000 000)	7	MANIPULACION Y TRANSPORTE DE MATERIALES RADIOACTIVOS EVACUACION DE DESECHOS RADIOACTIVOS MEDIDAS DE SEGURIDAD NUCLEAR ACCIDENTES POTENCIALES DE GRANDES CONSECUENCIAS USO INDEBIDO DE LOS MATERIALES FISIONABLES PARA ARMAS NUCLEARES NO UTILIZABLE DIRECTAMENTE	SIN CONSUMO DE OXIGENO Y SIN EMISION DE CO <sub>2</sub> POLVO Y OXIDOS DE AZUFRE  AMBIENTALMENTE MUY LIMPIO EN CONDICIONES NORMALES DE EXPLOTACION
FUSION: (NO DESARROLLADA AUN)	MUY GRANDES			

UNAM



DIVERSAS FORMAS DE ENERGIA, RESERVAS ESTIMADAS Y RECURSOS POTENCIALES.  
EJEMPLOS DE SUS INCONVENIENTES Y VENTAJAS PARA EL MEDIO

CUADRO

II

HOJA IDEZ

FUENTE DE ENERGIA	RESERVAS TOTALS ESTIMADAS (RECURSOS) (EXAJULIOS)	CONSUMO EN 1980 (EXAJULIOS)	INCONVENIENTES	VENTAJAS
FORMAS NO RENOVABLES DE ENERGIA				Renovables
ENERGIA HIDROELECTRICA	126 Por año	15	ACCIDENTES EN PRESAS LIMITACIONES ECOLOGICAS	SIN CONSUMO DE OXIGENO NI EMISION DE CO <sub>2</sub> NI DE OTROS CONTAMINANTES ENERGIA DE ALTA CALIDAD
ENERGIA EOLICA	84 Por año	-	USO DEL SUELO ECONOMIA DISPONIBILIDAD DE BAJA INTENSIDAD ALMACENAMIENTO DE ENER- GIA INDISPENSABLE	LO MISMO DE ARRIBA
CALOR SOLAR DIRECTO	75 Por año	-	ECONOMIA USO DEL SUELO Y NECESIDAD DE MATERIALES DIFUSA CALOR DE BAJA TEMPERATU- RA	LO MISMO QUE ANTES
GEOTERMICA	50 Por año	0.09	RECURSOS TODAVIA INCIER- TOS CALOR DE BAJA TEMPERATURA	
BIOMASA	420 Por año	50	USO DEL SUELO (EXIGE EL CULTIVO DE VIRTUALMENTE TODA LA TIERRA LABORABLE DEL MUNDO) GASES DE COMBUSTION SI SE QUEMA BAJA INTENSIDAD	



DIVERSAS FORMAS DE ENERGIA, RESERVAS ESTIMADAS Y RECURSOS POTENCIALES. EJEMPLOS DE SUS INCONVENIENTES Y VENTAJAS PARA EL MEDIO.

CUADRO

II

HOJA 2/2

PAIS	EN EXPLOTACION		EN CONSTRUCCION	
	NUMERO DE UNIDADES	TOTAL MW(±)	NUMERO DE UNIDADES	TOTAL MW(±)
ARGENTINA	1	335	2	1 292
BELGICA	3	1 884	4	3 807
BRASIL			3	3 116
BULGARIA	3	1 224	2	1 408
CANADA	11	5 494	11	7 189
CUBA			1	408
CHECOSLOVAQUIA	2	800	6	2 520
ESPAÑA	4	1 973	11	10 142
E. U. A.	75	57 008	79	87 217
FILIPINAS			1	620
FINLANDIA	4	2 160		
FRANCIA	30	21 595	26	28 585
HUNGRIA			2	818
INDIA	4	809	4	880
ITALIA	4	1 417	3	1 999
JAPON	24	14 994	12	9 973
MEXICO			2	1 308
PAISES BAJOS	2	501		
PAKISTAN	1	125		
REINO UNIDO	32	6 488	10	6 480
REPUBLICA DE COREA	1	564	8	8 869
REPUBLICA DE CHINA	3	2 159	3	2 765
R. D. A.	5	1 694	4	1 644
R. F. A.	14	8 606	10	10 656
RUMANIA			1	660
SUDAFRICA			2	1 842
SUECIA	9	6 415	3	3 025
SUIZA	4	1 940	1	942
U. R. S. S.	35	14 036	25	24 260
YUGOSLAVIA	1	632		
TOTAL MUNDIAL	2 72	152 603	236	220 403

UNAM



REACTORES NUCLEARES DE POTENCIA

CUADRO





IV. a.

MAGNITUDES Y UNIDADES DOSIMETRICAS

	INDIVIDUAL	GRUPOS DE POBLACION
ENERGIA TRANSMITIDA POR RADIACION POR UNIDAD MASA DE TEJIDO.	DOSIS ABSORBIDA (Gy)	DOSIS COLECTIVA ABSORBIDA (Gy - HOMBRE)
DOSIS ABSORBIDA PONDERADA EN FUNCION DE LA NOCIVIDAD DE DIFERENTES RADIACIONES	DOSIS EQUIVALENTE (Sv)	DOSIS EQUIVALENTE COLECTIVA (Sv - HOMBRE)
DOSIS EQUIVALENTE PONDERADA EN FUNCION DE LA CAPACIDAD DE CAUSAR DAÑO A DIFERENTES TEJIDOS.	DOSIS EQUIVALENTE EFECTIVA (Sv)	DOSIS EFECTIVA COLECTIVA (Sv - HOMBRE)
DOSIS EQUIVALENTE PROYECTADA PARA SER RECIBIDA EN FUNCION DEL TIEMPO DE UNA DETERMINADA PRACTICA.	COMPROMISO DE DOSIS EQUIVALENTE EFECTIVA (Sv)	COMPROMISO DE DOSIS EQUIVALENTE EFECTIVA COLECTIVA (Sv - HOMBRE)

IV. b.

TEJIDO	FACTOR DE PONDERACION
GONADAS	0.25
MAMA	0.15
MEDULA OSEA ROJA	0.12
PULMON	0.12
TIROIDES	0.03
SUPERFICIES OSEAS	0.03
RESTANTES ORGANOS	0.30
(5 ORGANOS COLECTIVAMENTE)	

UNAM



IV. a. JERARQUIA DE MAGNITUDES DOSIMETRICAS.

IV. b. FACTORES DE PONDERACION PARA CALCULAR LAS DOSIS EQUIVALENTES EFECTIVAS

CUADRO

IV

NUMERO DE EFECTOS QUE SE ESPERA QUE TENGAN LUGAR EN UNA POBLACION DE 1 MILLON DE PERSONAS QUE RECIBAN UNA DOSIS DE 1MILISIEVERT (1 msv)\*

1.- DEFECTOS HEREDITARIOS GRAVES EN LAS DOS PRIMERAS GENERACIONES DESDE LA IRRADIACION DE LAS GONADAS.	4
2.- CANCERES FATALES TARDIOS DESDE LA IRRADIACION DE DIVERSOS TEJIDOS Y ORGANOS.	
MAMA	2.5
MEDULA OSEA ROJA	2
PULMON	2
TIROIDES	0.5
SUPERFICIES OSEAS	0.8
RESTANTES ORGANOS Y TEJIDOS	5
TODO EL CUERPO	12.5
3.- TOTAL DE DEFECTOS HEREDITARIOS GRAVES EN LAS PRIMERAS DOS GENERACIONES Y CANCERES FATALES RESULTANTES DE IRRADIACION GLOBAL	17

\* LA DOSIS ANUAL PER CAPITA DE LA POBLACION MUNDIAL ES DE UNOS 2 msv DE LA RADIACION DE FONDO NATURAL. LOS VALORES SON EL PROMEDIO CON RESPECTO A LOS DOS SEXOS Y A TODAS LAS EDADES.

UNAM



FACTORES DE RIESGO DE LAS RADIACIONES SEGUN LA CIPR.

CUADRO

V

TIPO DE CENTRAL ELECTRICA	DE CARBON	REACTOR LWR	REACTOR FBR	DE ENERGIA SOLAR
1- INSTALACION (DOLARES/KW)	520	650	810	1730
2- COSTOS UNITARIOS (MILESIMAS DE DOLAR / KWh.)				
EXPLOTACION Y CONSERVACION	3.0	2.0	2.0	2.0
COMBUSTIBLE	7.1	4.9	2.1	0
INSTALACION	12.2	15.2	19.0	40.5
TOTAL	22.3	22.1	23.1	42.5

CUADRO VI a.

COMBUSTIBLE	% CONTRIBUCION A FALLECIMIENTOS	% CONTRIBUCION A INVALIDEZ
CARBON	56.63	59
PETROLEO	42.47	35
GAS	0.06	2
NUCLEAR	0.84	4


CUADRO VI b.



VI a. COSTOS PARA LA COMPARACION ECONOMICA ENTRE CENTRALES CON UN FACTOR DE CAPACIDAD DEL 65% (NIVEL GENERAL DE PRECIOS DE 1975, VIDA UTIL 30 AÑOS)  
VI b. PORCENTAJES DE PARTICIPACION A FALLECIMIENTOS E INVALIDECES DE DIVERSAS FUENTES ENERGETICAS.

CUADRO

VI

VOLUNTARIOS		RIESGO DE MUERTE POR PERSONA Y AÑO (X 10 <sup>-5</sup> )
ACTIVIDAD		
FUMAR ( 20 CIGARROS/DIA )		5 0 0
BEBER ( 1 BOTELLA DE VINO/DIA)		7 5
FUTBOL		4
CARRERAS DE AUTOMOVILES		1 2 0
ALPINISMO		4
CONDUCCION DE AUTOMOVILES		1 7
CONDUCCION DE MOTOS		2 0 0
TOMAR PILDORAS CONTRACEPTIVAS		2
TOMAR SACARINA (CONSUMO MEDIO DE LOS EE.UU )		0 2
CONSUMO DE MANTEQUILLA DE CACAHUATE ( 4 CUCHARADAS/DIA)		4
DIAGNOSTICO POR RAYOS X (EXPOSICION MEDIA EN LOS EE.UU )		1
ESTAR EN LA MISMA HABITACION QUE UN FUMADOR (EXPOSICION MEDIA EE.UU)		1
LABOR DOMESTICA (FRANCIA)		1 0
VACACIONES (FRANCIA)		1 8
INVOLUNTARIOS		RIESGO DE MUERTE POR PERSONA Y AÑO (X 10 <sup>-7</sup> )
SUCESO		
ATROPELLO POR VEHICULO DE CARRETERA (EE.UU)		5 0 0
INUNDACIONES (EE.UU)		2 2
TERREMOTOS (CALIFORNIA)		1 7
TORNADOS (MID WEST EN LOS EE.UU)		2 2
TORMENTAS (EE.UU)		8
RAYOS (REINO UNIDO)		1
CAIDA DE AERONAVE (EE.UU)		1
EXPLOSION DE UNA VASIJAS DE PRESION (EE.UU)		0.5
EMISIONES DE UNA CENTRAL NUCLEAR (EN EL PERIMETRO) (EE.UU)		1
RUPTURA DE DIQUE (HOLANDA)		1
MORDEDURAS Y PICADURAS DE ANIMALES VENENOSOS (REINO UNIDO)		1
TRANSPORTE DE PETROLEO Y PRODUCTOS QUIMICOS (EE.UU)		0.5
LEUCEMIA		8 0 0
GRIPE		2 0 0 0
METEORITOS		0.0006
RAYOS COSMICOS RESULTANTES DE LA EXPLOSION DE SUPERNOVAS		0.1-0.001
UNAM		CUADRO
		VII
RIESGOS VOLUNTARIOS E INVOLUNTARIOS COMPARADOS		

	Por un año de vida profesional (sujeto de 40 años)	Por 35 años de vida profesional
Pesca en altamar	31,9	923
Minas de carbón	3,6	103
Refinería de petróleo	2,6	74
Ferrocarril	2,2	63
Construcción	2,1	62
Industria (valor promedio)	0,5	13,5
Irradiación profesional a 5 rem/año	1,3	32
Irradiación profesional a 0,5 rem/año	0,1	3

Basado en Reisstand.

C U A D R O VIII a

Material	Densidad (g/cm <sup>3</sup> )	Longitud de Relajación (cm)		
		Néutrones Rápidos	Rayos Gamma de 4 MeV.	Rayos Gamma de 8 MeV.
Agua	1.00	10	30	40
Grafito	1.62	9	19	25
Berilio	1.85	9	20	30
Concreto	2.30	12	10	18
Aluminio	2.70	10	13	17
Hierro	7.80	6	3.7	4.4
Ptomo	11.30	9	2.4	1.9

C U A D R O VIII b



VIII a. REDUCCION MEDIA DE LA DURACION DE VIDA ( EN DIAS )  
(NEW SCIENTIST 13.9.79)  
VIII b. LONGITUDES EN RELAJACION PARA NEUTRONES RAPI-  
DOS Y RAYOS GAMMA DE 4 Y 8 MEV.

CUADRO


VIII

CONCRETO	DENSIDAD (g/cm <sup>3</sup> )
ORDINARIO	2.3
BARIO-BORO	3.1
HIERRO-FOSFORO	4.8
HIERRO-PORTLAND	5.8

CUADRO IX a.

ELEMENTO	NUMERO ATOMICO (Z)	COMPOSICION (% EN PESO)			
		CONCRETO ORDINARIO	CONCRETO BARIO-BORO	CONCRETO HIERRO-FOSFORO	CONCRETO HIERRO-PORTLAND
HIERRO	26	1.4	2.19	61.2	87.50
HIDROGENO	1	1.0	0.56	0.5	0.33
BORO	5		1.04		
OXIGENO	8	52.9	33.80	10.4	5.82
MAGNESIO	12	0.2		0.2	0.13
CALCIO	20	4.4	6.26	4.2	3.96
BARIO	56	33.7	40.13		
SILICIO	14	1.6	3.31	3.4	0.91
SODIO	11	1.3	1.21		
POTASIO	19	3.4			
ALUMINIO	13		0.64	0.4	0.33
AZUFRE	16		0.15		0.05
CARBON	6	0.1			
FOSFORO	15			19.7	
MAGNESIO	25				0.35

CUADRO IX b.

	IXa. TIPOS DE CONCRETO Y SUS DENSIDADES.	CUADRO <b>IX</b>
	IXb. ELEMENTOS COMPONENTES DE LOS DIFERENTES TIPOS DE CONCRETO.	

TIPO DE CONCRETO	Ordinario	Bario-Boro	Hierro-Fósforo	Hierro-Portland
Núm. atómico (Z)	11	29	21	24
Sección eficaz de remoción $\Sigma_r$ (cm <sup>-1</sup> )	0.0742	0.0578	0.1074	0.1204

C U A D R O X a

TIPO DE CONCRETO	Ordinario	Bario-Boro	Hierro-Fósforo	Hierro-Portland
Coefficiente total de atenuación $\mu(E)$ (cm <sup>-1</sup> )	0.129	0.1655	0.2573	0.3051

C U A D R O X b

CONCRETO	TIPO DE RADIACION	
	Neutrones (E = 2 MeV)	Gammas (E = 1.33 MeV)
Ordinario	92.60	99.80
Bario-Boro	86.77	99.69
Hierro-Portland	97.87	99.99
Hierro-Fósforo	98.52	100.00

C U A D R O X c



X a. NUMEROS ATOMICOS Y SECCIONES EFICACES DE REMOCION  
 X b. COEFICIENTE TOTAL DE ATENUACION ( $\mu$ )  
 X c. PORCENTAJE DE RADIACION ATENUADA POR UNA PLACA  
 DE 35 cm DE ESPESOR

CUADRO

X

CUADRO XI a

PROPIEDAD	PLOMO	URANIO
PUNTO DE FUSION (°C)	327.4	1133
DENSIDAD (g cm <sup>-3</sup> ) (25°C)	11.34	19.05
CALOR ESPECIFICO (J g <sup>-1</sup> K <sup>-1</sup> )		
20-25 °C	0.129	0.117
100 °C	0.132	—
CONDUCTIVIDAD TERMICA (W m <sup>-1</sup> K <sup>-1</sup> )		
20-25 °C	35	24
100 °C	34	27
200 °C	32	30
COEFICIENTE DE EXPANSION TERMICA (10 <sup>-6</sup> K <sup>-1</sup> )	29	7-15
MODULO DE ELASTICIDAD (MPa)	1.4 x 10 <sup>4</sup>	1.7 x 10 <sup>5</sup>
RELACION DE POISSON	0.40-0.45	0.21
ESFUERZO DE CEDENCIA (MPa)	5.5	190
ESFUERZO MAXIMO A TENSION (MPa)	13.1	390
ELONGACION	30-47%	~ 4%
REDUCCION DEL AREA	100%	~ 10%
ESFUERZO DE COMPRESION	~ 17	—

CUADRO XI b

PROPIEDAD	ALEACION DE ACERO	ACERO INOXIDABLE
PUNTO DE FUSION (°C)	1540	1370-1450
DENSIDAD (g cm <sup>-3</sup> ) (25°C)	7.86	8.0
CALOR ESPECIFICO (J g <sup>-1</sup> K <sup>-1</sup> ) (0-100 °C)	0.46	0.50
CONDUCTIVIDAD TERMICA (W m <sup>-1</sup> K <sup>-1</sup> )		
25 °C	33-52	—
100 °C	—	16
COEFICIENTE DE EXPANSION TERMICA (10 <sup>-6</sup> K <sup>-1</sup> ) (20-100 °C)	11.7	16
MODULO DE ELASTICIDAD (MPa)	2 x 10 <sup>5</sup>	2 x 10 <sup>5</sup>
RELACION DE POISSON	0.3	0.3
ESFUERZO DE CEDENCIA (MPa)	345	210-240
ESFUERZO DE TENSION (MPa)	550-690	540-590
ELONGACION	16-20%	55%
REDUCCION DEL AREA	30-50%	65%

UNAM



XI a PROPIEDADES TERMICAS Y MECANICAS DEL PLOMO Y EL URANIO

XI b PROPIEDADES TERMICAS Y MECANICAS DE ACEROS

CUADRO

XI




PROPIEDAD	ALUMINIO	ZIRCONIO	BERILIO
PUNTO DE FUSION (°C)	582-649	1852	1277
DENSIDAD (gcm <sup>-3</sup> ) (20°C)	2.70	6.489	1.848
CALOR ESPECIFICO (Jg <sup>-1</sup> K <sup>-1</sup> )			
20°C	—	0.28	1.9
20-100°C	—	—	1.8-2.2
100°C	0.96	—	—
CONDUCTIVIDAD TERMICA (20-25°C)	150	21	150
COEFICIENTE DE EXPANSION TERMICA (10 <sup>-6</sup> K <sup>-1</sup> ) (20-200°C)	24.3	6-7	13.3
MODULO DE ELASTICIDAD	2.6 x 10 <sup>4</sup>	~1 x 10 <sup>5</sup>	3 x 10 <sup>5</sup>
RELACION DE POISSON	0.33	—	0.024-0.030
ESFUERZO DE CEDENCIA	280	~200	190-260
ESFUERZO MAXIMO A TENSION (MPa)	310	~350	230-350
ELONGACION	17%	—	1-3.5%

CUADRO XII a

TIPO				MAGNETITA*	LIMONITA		
DENSIDAD (g cm <sup>-3</sup> )	ORDINARIO	MAGNETITA	SARITA	Y ACERO	Y ACERO	SEPERTINA	
	2.35	3.53	3.35	4.64	4.54	2.1	
ELEMENTO	DENSIDAD PARCIAL (g cm <sup>-3</sup> )						
H	0.013	0.011	0.012	0.011	0.031	0.035	
O	1.165	1.168	1.043	0.638	0.708	1.126	
Si	0.737	0.091	0.035	0.073	0.067	0.460	
Ca	0.194	0.251	0.168	0.258	0.261	0.150	
C						0.002	
Na	0.040					0.009	
Mg	0.006	0.033	0.004	0.017	0.007	0.297	
Al	0.107	0.083	0.014	0.048	0.029	0.042	
S	0.003	0.005	0.361				
K	0.045		0.159		0.004	0.009	
Fe	0.029	1.676		3.512	3.421	0.068	
Ti		0.192		0.074			
Cr		0.006				0.002	
Mn		0.007					
V		0.011		0.003	0.004		
Ba			1.551				

\* MINERALES COMO AGREGADOS.

CUADRO XII b.

	XII a. PROPIEDADES TERMICAS Y MECANICAS DE METALES.	<b>CUADRO</b>  <b>XII</b>
	XII b. COMPOSICION DE CONCRETOS TÍPICOS.	

PROPIEDAD	ORDINARIO	BARITA	LIMONITA Y ACERO	SERPETINA
DENSIDAD (g cm. <sup>-3</sup> )	2.2 - 2.4	3.5	4.3 - 4.5	2.1 - 2.2
CALOR ESPECIFICO (Jg <sup>-1</sup> K <sup>-1</sup> )	0.65	0.52	0.70	
CONDUCTIVIDAD TERMICA (Wm <sup>-1</sup> K <sup>-1</sup> )	0.88	1.6	2.8 - 3.6	0.9
COEFICIENTE DE EXPANSION TERMICA (10 <sup>-6</sup> K <sup>-1</sup> )	14		7	32
ESFUERZO DE TENSION (MPa)	2 - 3	2		
ESFUERZO DE COMPRESION (MPa)	38	25 - 29	38	13 - 16

CUADRO XIII a

ELEMENTO	PROMEDIO MUNDIAL	PROMEDIO E.U.A.
O	47.33	52.48
Si	28.1	26.5
AL	8.24	6.7
Fe	5.09	5.5
Mn		0.07
Ti		0.45
Ca	3.65	5.0
Mg	2.11	1.3
K	2.64	1.4
Na	2.84	0.6

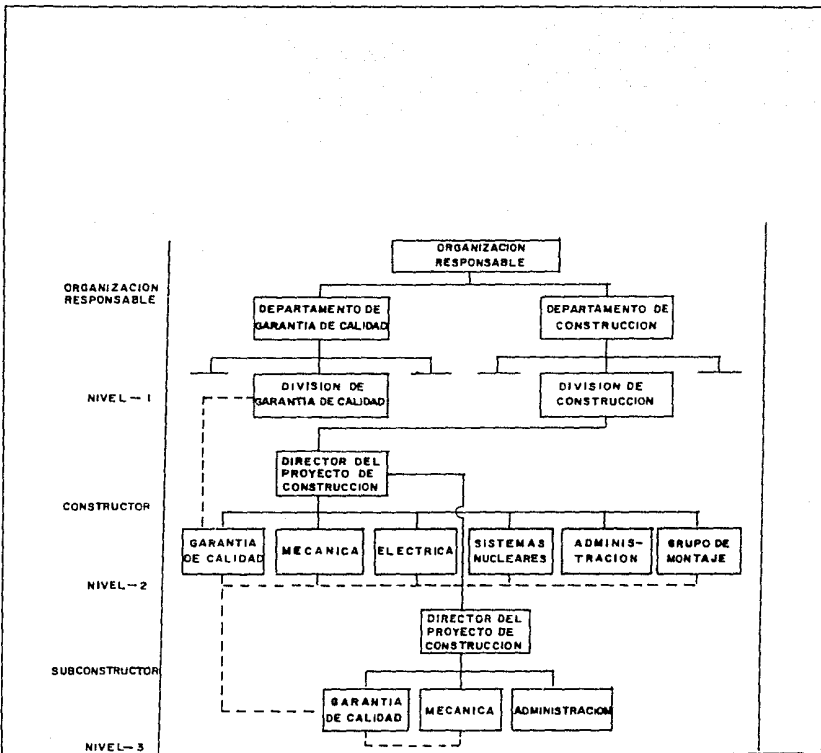
CUADRO XIII b



XIII a. PROPIEDADES TERMICAS Y MECANICAS DE CONCRETOS TIPICOS.  
XIII b. COMPOSICION Y PORCENTAJES DE SUELOS TIPICOS

CUADRO

XIII



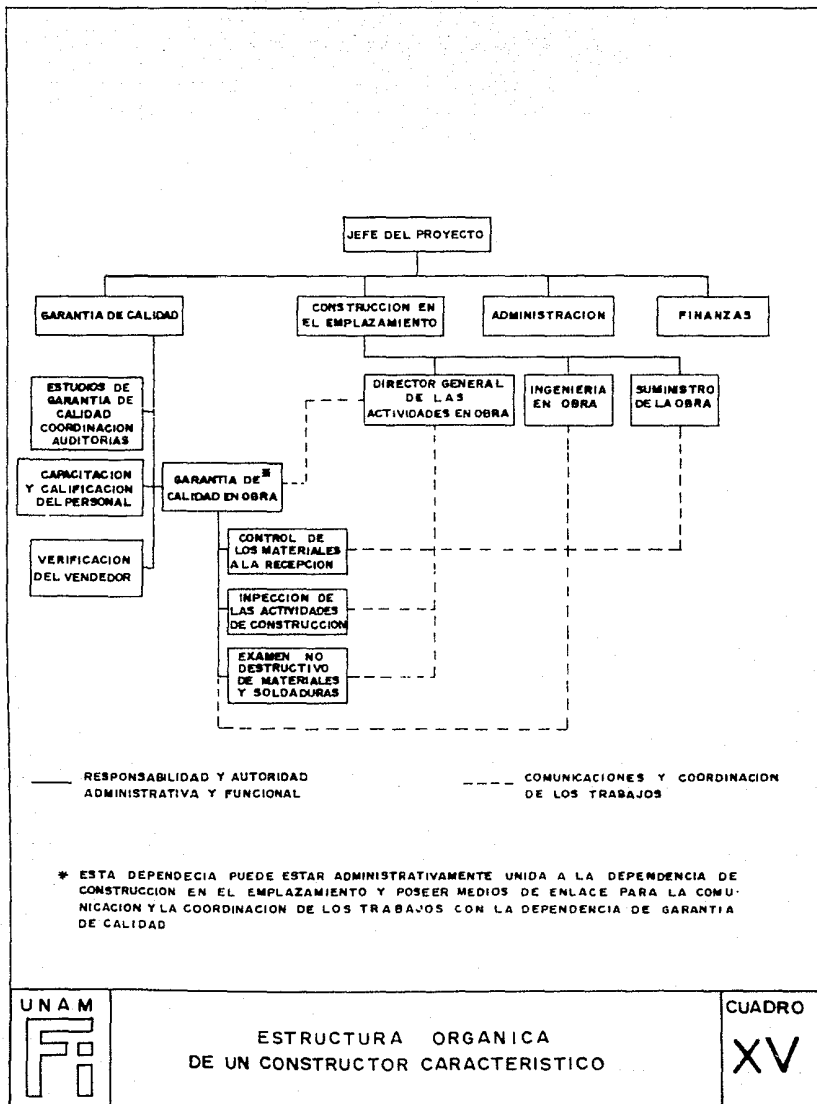
UNAM



EJEMPLO DE LA ESTRUCTURA ORGANICA DE UNA ORGANIZACION RESPONSABLE DE LA GARANTIA DE CALIDAD EN LA CONSTRUCCION.

CUADRO

XIV



ESTRUCTURA ORGANICA  
DE UN CONSTRUCTOR CARACTERISTICO

CUADRO

XV

## BIBLIOGRAFIA

## BIBLIOGRAFIA.

- Abdun-Nur, Edward A.  
La Supervision y el Control de Calidad del Concreto.  
Revista IMCYC, Vol. XXI, No. 144  
Mexico, 1983.
- American National Standard  
Industry Standards.  
Information Handling Services.  
VSMF Data Control Services.  
U.S.A., 1989.
- Anonimo  
La Energia Nucleoelectrica, el Medio Ambiente y el Hombre.  
Informacion general preparada por la OIEA y la OMS.  
Viena, Austria, 1984.
- Anonimo  
Los Costos desde el Punto de Vista Sanitario y Economico de  
las Diversas Fuentes de Energia.  
OIEA, Boletin, Vol. 20, No. 4  
Viena, Austria, 1978.
- Anonimo  
Beneficios y Riesgos: Su Evaluacion en Relacion con las  
Necesidades Humanas.  
Los Riesgos Respectiveos de las Diferentes Fuentes energeticas.  
OIEA, Boletin, VOL. 22, No. 5/6  
Viena, Austria, 1980.
- Anonimo  
Code of Federal Regulations  
Title 10, Part 50, Appendix B  
Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants  
Office of the Federal Register  
National Archives and Records Administration  
United States, 1988.
- Anonimo  
Control de Calidad del Concreto Fresco.  
Revista IMCYC, Vol. XX, No. 136  
Mexico, 1982.
- Anonimo  
Guia de Seguridad del OIEA No. 50-SG-OA  
Garantia de Calidad para la Seguridad en las Centrales  
Nucleares.  
Viena, Austria, 1979.

- Anónimo  
Guía de Seguridad del OIEA No.50-SG-OA1  
Elaboración del Programa de Garantía de Calidad para Centrales Nucleares.  
Viena, Austria, 1984.
- Anónimo  
Guía de Seguridad del OIEA NO.50-SG-OA2  
Sistema de Documentación de Garantía de Calidad para Centrales Nucleares.  
Viena, Austria, 1982.
- Anónimo  
Guía de Seguridad del OIEA NO.50-SG-OA4  
Garantía de Calidad Durante las Obras de Construcción en el Emplazamiento de Centrales Nucleares.  
Viena, Austria, 1982.
- Anónimo  
Guía de Seguridad del OIEA No.50-SG-OA7  
Organización de la Garantía de Calidad para Centrales Nucleares.  
Viena, Austria, 1984.
- Buen Lozano, Odon de  
La Utilización de la Energía Nuclear para la Generación de Energía Eléctrica.  
Revista Ingeniería, Vol.L, No.1  
UNAM, México, 1980.
- Chilton, Kenneth, Faw.  
Principles of Radiation Shielding.  
Prentice-Hall, Inc.  
New Jersey, U.S.A., 1984.
- Duque y Mojica, Elizalde Díaz.  
El Concreto como Blindaje Biológico en Reactores Nucleares.  
Revista IMCYC, VOL.XVIII, No.107  
México, 1980.
- Elleuch, Dubois, Rappeneau.  
Effects of Neutron Radiation on Special Concretes and their Components.  
SP 24-51, A.C.I.  
U.S.A., 1969.
- Graf, L.A.  
El Control de Calidad del Concreto Premezclado.  
Revista IMCYC, VOL.XXVI, No. 203  
México, 1988.

- Juran, J.M.  
Quality Control Handbook.  
Mc. Graw-Hill International Book Company.  
New York, U.S.A., 1974.
- Neville, A.M.  
Tecnología del Concreto.  
Ns-13 IMCYC.  
Mexico, 1977.
- Ponce M., Antonio.  
Los Reactores Nucleares.  
2 Serie Divulgación.  
ININ, Mexico, 1980.
- Ponce M., Antonio.  
El Reactor Triga Mark III del Centro Nuclear de Mexico.  
5 Serie Divulgación.  
ININ, Mexico, 1980.
- Pralay, K., Debasish.  
Reinforced Concrete Containment Building for a Sodium-Cooled  
Fast Breeder Reactor: Design and Construction Aspects.  
Indian Concrete Journal.  
Calcutta, India, 1974.
- Reves Luján, Javier.  
Aplicaciones Industriales de las Radiaciones Ionizantes.  
1 Serie Divulgación.  
ININ, Mexico, 1979.
- Ribeiro de Costa, J.  
Concretos Densos para la Protección Contra las Radiaciones  
Gamma.  
Revista IMCYC, Vol.IX, No.52  
Mexico, 1971.
- Rosovsky, L.A.  
Diseño del Blindaje necesario para el Generador de Neutrones  
del Laboratorio Nuclear de la U.N.A.M.  
UNAM, Mexico, 1974.
- Strettan, J.S.  
Radiaciones Ionizantes.  
Espasa-Calpe  
Madrid, 1978.
- Stein, J.  
Isotopos Radiactivos.  
Espasa-Calpe  
Madrid, 1977.



- Thorne, C.D.  
Concrete Properties Relevant to Reactor Shield Behavior.  
Journal Of The A.C.I., Title No.57-66  
U.S.A., 1961.
- Viqueira Landa, Jacinto.  
La Perspectiva para despues del Petroleo.  
Revista Ingenieria, Vol.XLIX, No.4  
UNAM, Mexico, 1979.

TESIS CON  
FALLA DE ORIGEN