



*Universidad Nacional Autónoma
de México*

FACULTAD DE QUIMICA

**“ APLICACION DE UN MODELO DE SIMULACION
PROBABILISTICA DEL DESPACHO DE CARGA A LA
OPTIMIZACION DEL COSTO DEL COMBUSTIBLE DE
LA PLANTA NUCLEOELECTRICA DE LAGUNA VERDE”**

T E S I S

QUE PARA OBTENER EL TITULO DE
INGENIERO QUIMICO

P R E S E N T A:

RAYMUNDO ARNULFO GOMEZ HERRERA



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 esta 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.

CLAS: Tesis
ADQ. 1977
FECHA 11-18-80
PROC. 182



JURADO

PRESIDENTE M. en C. LUIS GALVEZ CRUZ
VOCAL M. en C. JUAN LARTIGUE GORDILLO
SECRETARIO M. en C. RUBEN F. ORTEGA CARMONA
1er. SUPLENTE M. en C. GUILLERMINA BURILLO AMEZCUA
2do. SUPLENTE M. en C. LUIS CABRERA MOSQUEDA

SITIO DONDE SE DESARROLLO EL TEMA :

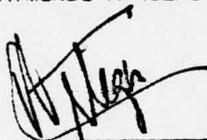
COMISION FEDERAL DE ELECTRICIDAD

Nombre y firma del sustentante.



RAYMUNDO ARNULFO GOMEZ HERRERA

Nombre y firma del asesor.



M. en C. RUBEN F. ORTEGA CARMONA

A ti Señor por todo lo que he recibido sin merecerlo.

Con profundo cariño y gratitud a mis Padres que con su esfuerzo me hicieron posible dar este paso en el camino de la vida.

A mis Hermanos esperando que este objetivo alcanzado sea un estímulo para ellos.

A Reyna porque en el forjamiento de mis ilusiones, metas y esperanzas eres esencial.

A mis Maestros como muestra de los frutos que han dado sus semillas sembradas.

A mis Familiares, Compañeros y Amigos.

AGRADECIMIENTOS

Al M. en C. Rubén F. Ortega Carmona por todas las atenciones prestadas y porque sin su valiosa ayuda no podría haberse elaborado este trabajo.

Al Fís. Fernando Dena Bravo del Departamento de Laboratorio de la Comisión Federal de Electricidad por su asistencia desinteresada durante la corrida de los programas.

Al Dr. Carlos Villanueva Moreno por tener la cortesía de leer el manuscrito y hacer importantes sugerencias que enriquecieron la presente obra.

Al M. en C. Luis Galvez Cruz y al M. en C. Juan Lartigue Gordillo por las positivas advertencias hechas en la revisión del original.

CONTENIDO

INTRODUCCION.

1. Modelo Económico del Costo de Generación de Energía Nucleoeléctrica, $e_n = f(L, B, c_f)$.
 - 1.1 Ecuaciones Básicas del Costo de Energía Nucleoeléctrica.
 - 1.2 Interpretación de los Parámetros L , c_f , y B .
 - 1.3 Método de Optimización del Costo del Combustible en Plantas Fósiles y en Plantas Nucleoeléctricas.
 - 1.4 Principios de Despacho de Carga en Sistemas Eléctricos Interconectados.

2. Economía del Ciclo de Combustible Nuclear (c_f).
 - 2.1 Descripción del Ciclo de Combustible Nuclear.
 - 2.2 Fase de Pre-irradiación (Fabricación del Combustible).
 - 2.2.1 Minería.
 - 2.2.2 Conversión.
 - 2.2.3 Enriquecimiento Isotópico.
 - 2.2.4 Fabricación.
 - 2.3 Fase de Irradiación.
 - 2.4 Fase de Post-irradiación.
 - 2.4.1 Transporte de Combustible Irrradiado.
 - 2.4.2 Reprocesamiento.
 - 2.4.3 Desechos Radiactivos.
 - 2.5 Costo de los componentes del Ciclo de Combustible Nuclear.

3. Administración de Combustible Dentro del Núcleo (B).

3.1 Consideraciones Nucleares.

3.1.1 Introducción.

3.1.2 Mecanismos de Control del Reactor.

3.1.3 Coeficientes de Reactividad y Distribución de Energía en el Núcleo.

3.1.4 Administración de Combustible.

3.1.4.1 Reabastecimiento "de Fuera hacia Dentro".

3.1.4.2 Reabastecimiento "Esparcido".

3.1.5 Programas de Cómputo Utilizados para Análisis Nuclear.

3.2 Consideraciones Termohidráulicas.

3.2.1 Interpretación del Criterio de Diseño y Definiciones.

3.2.2 Límites de Diseño para Análisis Termohidráulicos.

3.2.3 Aplicaciones de los Límites de Diseño y Análisis de Transitorios.

3.2.4 Consideración de los Efectos del Tiempo de Vida.

3.2.5 Factores de Canal Caliente.

3.2.6 Límites de Estabilidad Hidráulica.

3.2.7 Límites Críticos de Flujo de Calor.

3.2.8 Límites de Temperatura del Combustible.

3.3 Consideraciones Mecánicas.

3.3.1 Esfuerzo del Encamisado.

3.3.2 Presión del Gas de Fisión en el Interior de una Barra.

3.3.3 Temperatura Central de la Barra.

3.3.4 Resistencia del Encamisado a la Rotura.

3.4 Revisión del Diseño de Combustible y su Utilización.

3.5 Observaciones.

4. Modelo Probabilístico para Despacho de Carga (L).

4.1 Introducción.

4.2 Modelos de Cálculo Utilizados.

4.2.1 Características de estos Modelos.

4.3 El Modelo Probabilístico.

4.3.1 Demanda.

4.3.2 Generación.

4.3.3 Convolución.

4.4 Consideraciones hechas en la Aplicación del Programa.

5. Aplicación del Programa SYSGEN.

5.1 Los Sistemas Interconectados del Sistema Eléctrico Nacional.

5.2 Aplicación del Programa.

5.3 Resultados.

5.4 Conclusiones.

Apéndice A Convolución Gráfica.

Apéndice B Salida del Programa SYSGEN.

INTRODUCCION.

La operación de las plantas nucleoelectricas en los sistemas electricos interconectados, están dando lugar a nuevos problemas en -- asignación de recursos y administración. Las decisiones que tienen que hacer las empresas electricas que han incorporado reactores nucleares en sus redes tienen que estar respaldadas por un buen conocimiento de los métodos técnicos y económicos disponibles para la -- administración de los combustibles nucleares y para la planeación, -- programación y operación de estas plantas.

En estos modelos debe incorporarse no sólo una simulación del sistema eléctrico interconectado a través del cual se efectuará la generación, transmisión y distribución de la energía eléctrica, sino -- también el sistema reactor-ciclo de combustible nuclear, con el fin de optimizar el costo total del sistema.

En esta tesis se utiliza un modelo probabilístico de cómputo para -- simular el despacho de carga de la red en que opere uno o varios -- reactores nucleares, se analizan los factores que determinan el costo de su ciclo de combustible asociado, así como el procedimiento a seguir para calcularlo. Como complemento al estudio del problema -- expuesto, se describen en forma somera los métodos de simulación -- del núcleo del reactor mismo y su efecto sobre la administración de combustible.

La primera parte de esta tesis se ocupará de la descripción de los modelos económicos del costo de generación nucleoelectrica y los métodos que existen para optimizar este costo desde el punto de vista del sistema eléctrico y de la administración de los combustibles -- nucleares. A continuación se estudiarán el ciclo del combustible nuclear de los reactores de agua ligera y las técnicas de administración de combustible de estos reactores.

Finalmente se presentarán algunos ejemplos de aplicación del modelo de simulación probabilístico del despacho de carga a la optimización económica de una de las variables que influyen en la operación de la planta nucleoelectrica Laguna Verde.

1. MODELO ECONOMICO DEL COSTO DE GENERACION DE ENERGIA NUCLEOELECTRICA.

1.1 Ecuaciones Básicas del Costo de la Energía Nucleoeléctrica.

El Costo de generación de energía eléctrica (1), a partir - de combustible nuclear está dada por:

$$e = \frac{\phi I + O + F}{E} \dots\dots\dots (1.1)$$

donde: e = costo unitario de electricidad, \$/Kwh(e)

ϕ = Tasa de cargos fijos anuales estimada, año⁻¹

I = costo inicial de la planta, \$

O = costo anual de operación, \$/año

F = costo anual de combustible, \$/año

E = electricidad neta generada, Kwh(e)/año

Esta ecuación muestra que los costos de la energía nucleoeléctrica pueden ser divididos en tres categorías: costo inicial de construcción, costo anual de operación y mantenimiento y costo anual de combustible.

Por otra parte, la electricidad neta generada (E), puede ser expresada como:

$$E = 8760 L K = 24 \eta B U \dots\dots\dots (1.2)$$

donde: L = factor de capacidad de la planta, Kwh(e) producido/Kwh(e) estimado.

K = capacidad neta estimada de la planta, Kw(e)

B = Quemado del combustible a la descarga, Kw(t)

D/MTU

U = Consumo de combustible nuclear, Ton U alimentado /año.

η = Eficiencia térmica de la planta, Kw(e)/Kw(t).

8760 = horas en un año.

y como:

$$F = c_f U \dots\dots\dots (1.3)$$

donde: c_f = costo total del ciclo de combustible, \$/Kg U alimentado al reactor.

Entonces, la ecuación (1.1) puede ser escrita:

$$e = \frac{1}{8760 L} \left(\phi \frac{I}{K} + \frac{O}{K} \right) + \frac{1}{24} \frac{c_f}{\eta B} \dots\dots\dots (1.4)$$

$\underbrace{\hspace{10em}}_{\text{costos fijos}} \qquad \underbrace{\hspace{10em}}_{\text{costos de combustible}}$

como puede observarse:

$$e = f (c_f, B, L) \dots\dots\dots (1.5)$$

solo en función de estos 3 parámetros puede optimizarse el costo de generación de energía nucleoelectrónica.

1.2 Interpretación de los Parámetros c_f , B y L.

Los costos anuales de operación (O) son relativamente insensibles al nivel de potencia en que la planta es operada, el único parámetro del primer término de la ec. (1.4) que puede variar con el nivel de potencia es L, esto es, $L = f$ (nivel de potencia).

De la misma manera, el costo total del ciclo de combustible (c_f) y el quemado del combustible a la descarga (B), varían con cada carga de combustible alimentado al reactor, esto es, $c_f, B = f$ (carga de combustible).

c_f representa la suma de los costos unitarios de cada componente del ciclo de combustible y B está limitado por consideraciones de reactividad o por la estabilidad de materiales. La reactividad varía con: el tipo de reactor, diseño del elemento combustible y el enriquecimiento inicial; mientras que la estabilidad de materiales varía con la forma de combustible, el diseño del elemento, la temperatura de operación, la variación cíclica del nivel de potencia y el tiempo de irradiación.

El factor de capacidad (L), se encuentra determinado por consideraciones de despacho de carga de la planta y su integración al sistema eléctrico interconectado.

El factor de capacidad para cualquier planta de potencia es el resultado de los procedimientos de despacho de carga del sistema, -- que se opera de manera que satisfaga las variaciones instantáneas de demanda del consumidor en la forma más económica posible.

1.3 Método de Optimización del Costo de Combustible en Plantas Fósiles y en Plantas Nucleoeléctricas.

En las plantas convencionales de potencia la información requerida para obtener los costos de generación es fácil y directamente determinable una vez que el costo del combustible, su valor calorífico y la eficiencia térmica de la planta son conocidas como una función de la carga de la planta.

A medida que los costos incrementales y la curva de demanda instantánea de energía son alimentados a los procedimientos de despacho del sistema eléctrico interconectado, nos indican cuándo y a qué nivel de potencia las diferentes unidades de generación pueden ser operadas -de acuerdo al principio de costos incrementales iguales- de manera que puede ser determinado exáctamente el nivel de potencia económico requerido de cada unidad de generación en el sistema, (Fig. 1.1).

En una planta nuclear existen cargos significativos de financiamiento del combustible (no presentes en las plantas convencionales). Una vez conocidos, el diseño del combustible, sus costos en el ciclo, los procedimientos de administración, las características del combustible agotado remanente, la eficiencia térmica y el factor de capacidad estimado, pueden ser calculados los costos para combustibles nucleares.

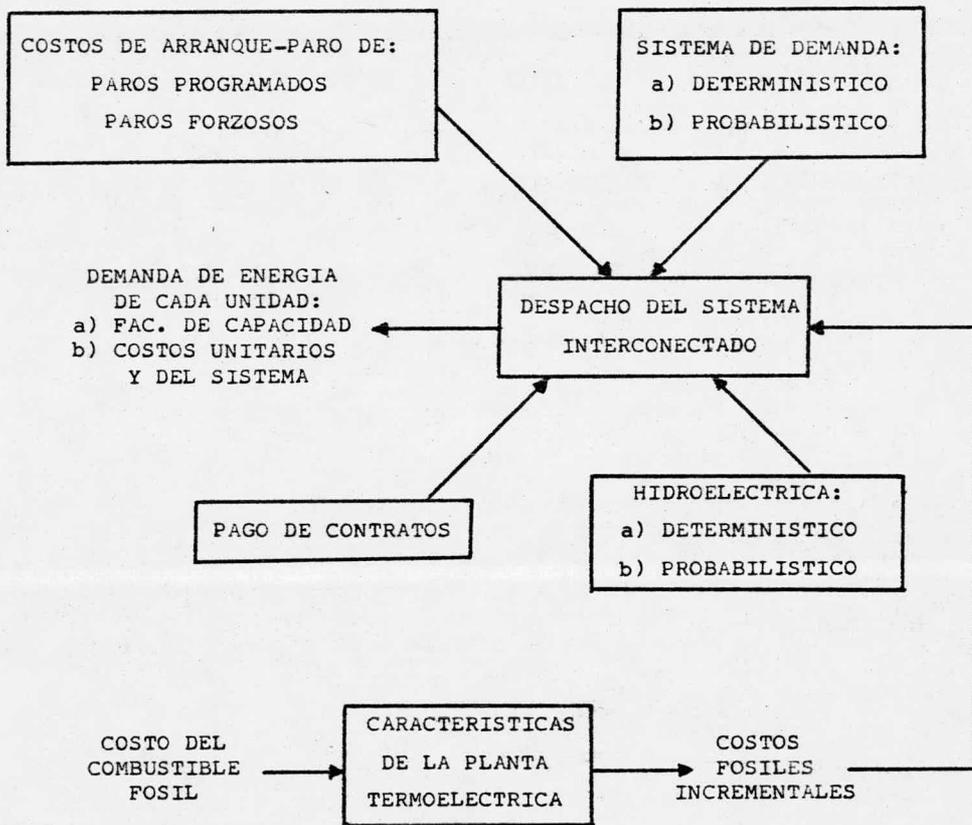


Fig. 1.1 Sistema de despacho en plantas convencionales.

Estos costos incrementales pueden ser entonces alimentados al sistema de despacho de carga del sistema eléctrico interconectado. El procedimiento de despacho indica ahora la demanda de energía de la planta como una función de los costos incrementales. Como el costo incremental depende del factor de capacidad de la planta, resulta un sistema de control de circuito cerrado que es factible de optimizar, (Fig. 1.2).

Entonces, si el factor de capacidad considerado en el cálculo del costo incremental, no concuerda con el encontrado de los cálculos de la operación de despacho, un nuevo factor de capacidad será retroalimentado en el cálculo de costos nucleares incrementales.

1.4 Principios de Despacho de Carga en Sistemas Eléctricos Interconectados.

Uno de los factores principales de la optimización de la operación de un sistema de energía eléctrica interconectado, es la asignación de la generación entre las distintas unidades generadoras.

Se entiende por despacho económico de carga (2), el reparto de carga entre varias unidades generadoras que trabajan en paralelo, de manera que el costo total de operación en el sistema eléctrico interconectado sea mínimo.

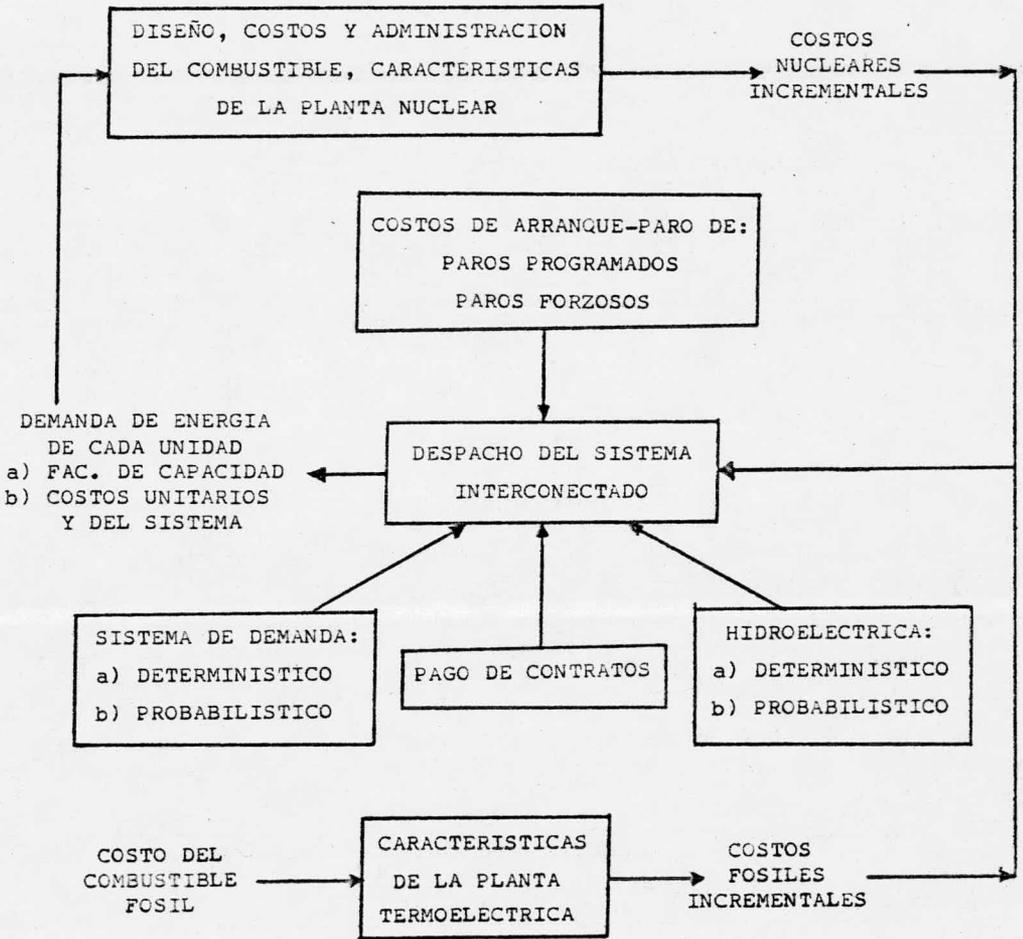


Fig. 1.2 Sistema de despacho en plantas nucleares.

Ya que la energía eléctrica no puede ser almacenada, es necesario generarla de manera que satisfaga la demanda del sistema en forma instantánea.

La predicción de demanda de energía eléctrica es efectuada a corto y a largo plazo. A corto plazo (diariamente) se cuenta con una gráfica cronológica de carga (Fig. 1.3), que se caracteriza por tres parámetros principales; la demanda base, que es el mínimo absoluto de demanda de potencia eléctrica en el período considerado; la demanda pico, que es el máximo absoluto y la forma de la curva, que es el parámetro que engloba características de la demanda tales -- como la rapidez de cambio de la demanda en el tiempo -- ó sea la pendiente de la curva- y la rapidez de cambio de ésta con el tiempo -- ó sea el número de valles y picos relativos de la curva--.

De los Métodos para predicción a corto plazo, podemos citar: Método de descomposición espectral, Método de escalamiento de la carga media y Método de descomposición y modelo dinámico.

A largo plazo se cuenta con una gráfica (Fig. 1.4), de demanda de energía con respecto al tiempo --llamada curva de tendencia-- de la cual, por algún método de extrapolación (Extrapolación de la demanda, Extrapolación modificada de la demanda, Extrapolación separada en componente de tendencia y componente climático), se estima la demanda de energía. Existen otros métodos (e), que no toman en cuenta directamente las curvas de tendencia, como son: Método de energía y factor de carga y Método de Simulación Probabilístico.

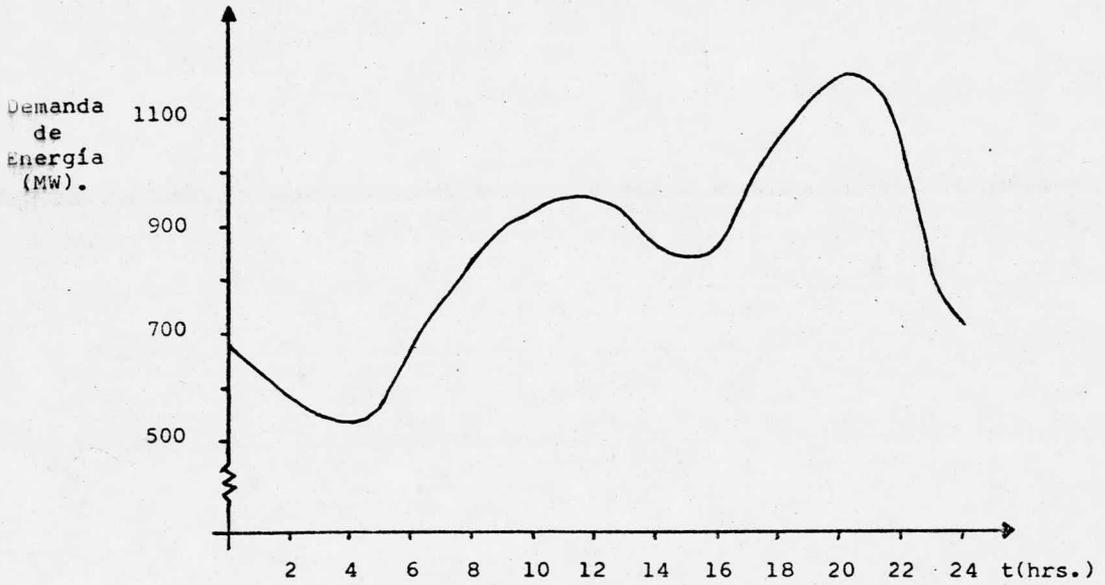


Fig. 1.3 Gráfica cronológica de carga.

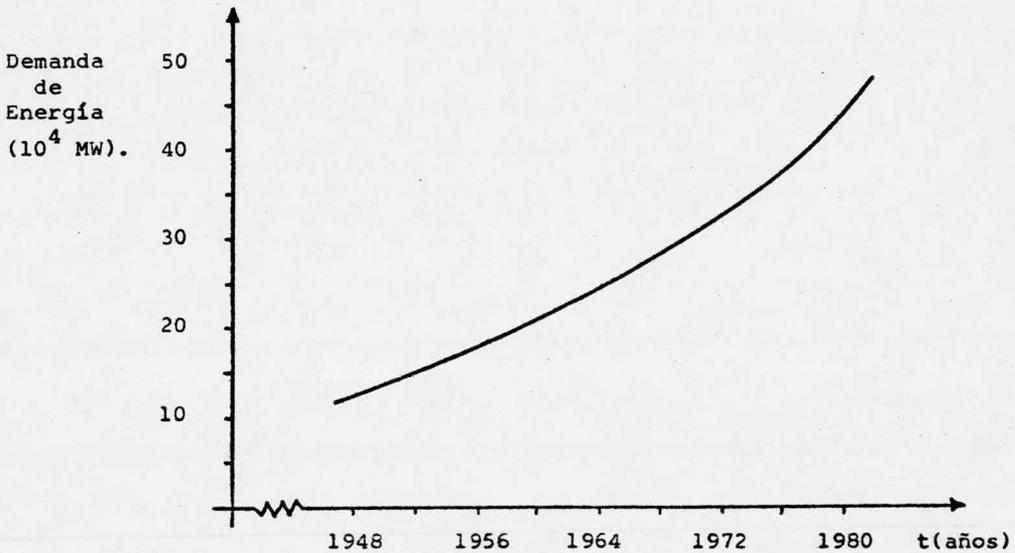


Fig. 1.4 Gráfica: Demanda de energía - tiempo.

Entre los diferentes métodos de predicción de carga a largo plazo, éste último es de los más prometedores, ya que dadas las características del modelo, no es necesario actualizarlo tan frecuentemente como los métodos restantes.

A partir de estos modelos de predicción de carga es posible conocer la demanda de energía eléctrica en un momento determinado.

La simulación probabilística del despacho de carga en un sistema eléctrico (4), consiste en asignar una secuencia de arranque a las máquinas de acuerdo a los factores de disponibilidad que se estiman para un período determinado y calcular la contribución individual de las máquinas al suministro de energía, con el fin de optimizar la operación del sistema de acuerdo a los objetivos que hayan sido fijados por la empresa que opera el sistema.

2. ECONOMIA DEL CICLO DE COMBUSTIBLE NUCLEAR (c_f).

2.1 Descripción del Ciclo de Combustible Nuclear.

El término "Ciclo de Combustible Nuclear" (5), se refiere a todas aquellas operaciones que intervienen en la extracción, preparación, fabricación y reprocesamiento del combustible nuclear. (Fig. 2.1). Las diferentes operaciones que intervienen en el ciclo se denominan "componentes" del ciclo.

El ciclo de combustible nuclear puede ser dividido en tres fases:

Pre-irradiación

Irradiación

Post-irradiación

2.2 Fase de Pre-irradiación (Fabricación del combustible).

En esta etapa se estudian los pasos seguidos por el combustible -- desde su salida de la mina a la entrada del reactor, estos son:

2.2.1 Minería.- El ciclo se inicia con la extracción del mineral -- de uranio de la mina. Este pasará a las plantas de beneficio en -- las cuales el uranio será extraído, obteniéndose en forma de con-- centrados de U_3O_8 . El U_3O_8 contendrá al uranio con la composición -- que se encuentra generalmente en la naturaleza o sea 99.3 % de -- U-238 y 0.7 % de U-235.

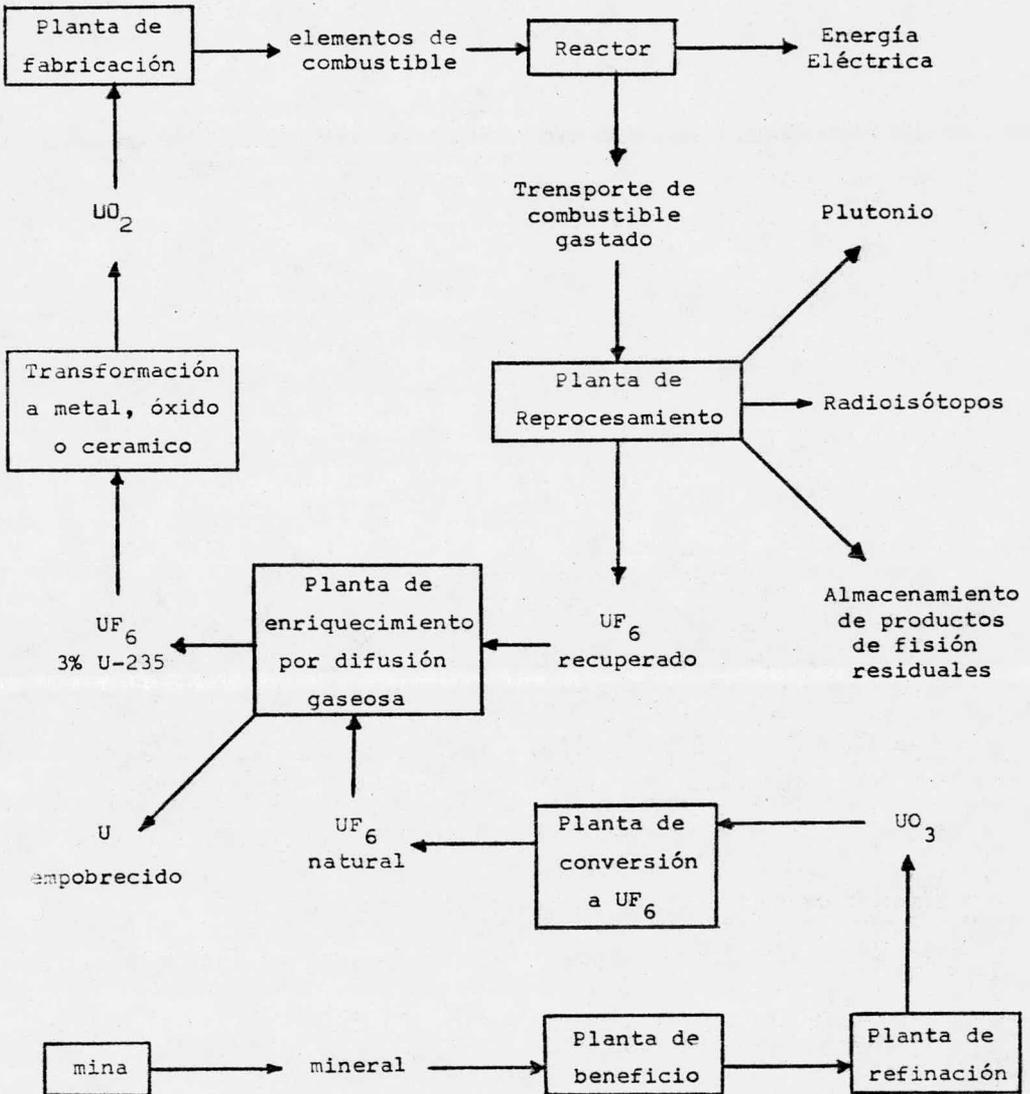


Fig. 2.1 Ciclo de combustible nuclear para un Reactor

Tipo BWR.

2.2.2 Conversión.- El proceso consiste en la reducción de U_3O_8 a UO_3 y UO_2 , hidrofluoración a UF_4 y fluoración a UF_6 . La transformación a UF_6 presenta alguna dificultad tecnológica a causa de la naturaleza corrosiva de los reactivos.

2.2.3 Enriquecimiento Isotópico.- El UF_6 en forma gaseosa es procesado en las plantas de difusión, centrifugación, etc., de las cuales es extraído como UF_6 enriquecido con una concentración de U-235 entre 2 y 3 %.

2.2.4 Fabricación.- Comprende la conversión de UF_6 enriquecido a UO_2 en polvo, posteriormente éste pasa a una serie de procesos metalúrgicos (compactado y sinterizado), para darle forma de pastillas, las cuales son encapsuladas en tubos de Zircaloy, formadas en barras de combustible que se ensamblan y serán transportadas a la planta nuclear para ser cargadas al reactor. El UO_2 encamisado en Zircaloy continuará como la forma dominante de combustible en el futuro previsible, especialmente en reactores tipo B.W.R, como el de la Planta Nucleoeléctrica de Laguna Verde.

2.3 Fase de Irradiación.- Cuando el combustible es consumido en el reactor, la mayoría de U-235, más una pequeña porción de U-238 son consumidos generando energía de fisión. Sin embargo, por interacciones de los neutrones con el U-238 se produce el plutonio en dos formas (Pu-239 y Pu-241) que son fisionables; parte del Pu producido en el reactor es fisionado para producir energía. Únicamente -- una pequeña porción (entre 1 - 2%) del combustible en el reactor -- es utilizado para producir energía, la acumulación de venenos (pro

ductos de fisión), reducen la reactividad del reactor hasta que el reactor deja de generar calor de fisión.

2.4 Fase de Post-irradiación.

Cuando el combustible irradiado es extraído del reactor, será altamente radiactivo debido a la acumulación de productos de fisión, por lo que será necesario almacenarlo (2 ó 3 meses), para que su radiactividad decaiga y sea posible transportarlo a la planta de reprocesamiento.

2.4.1 Transporte del Combustible Irradiado.- Entre los procesos de elaboración y reelaboración del combustible nuclear, el costo de transporte en la mayoría de los casos está incluido en el costo de la componente. Sin embargo, éste se toma como una componente aparte del ciclo de combustible, por ser el material irradiado altamente radiactivo que requiere precauciones adicionales como blindajes enfriamiento, seguros, etc.

2.4.2 Reprocesamiento.- El reprocesamiento consiste en recuperar el Uranio que no fué consumido en la irradiación, y el plutonio producido. Después de terminado el reprocesamiento, el uranio recuperado puede ser reciclado para su reconversión, reenriquecimiento y fabricación del combustible reprocesado ó bien mezclado con UO_2 enriquecido para iniciar nuevamente esta serie de operaciones en forma continua. El Pu producido puede volver a integrarse al ciclo de combustible mezclado con UO_2 natural ó enriquecido ó bien alma-

cenarse para ser utilizado como combustible en reactores rápidos, que es la generación de reactores avanzados que se espera se integran a las redes eléctricas en forma comercial en el futuro.

2.4.3 Desechos radiactivos.- Los sistemas de desechos radiactivos (6), están diseñados para procesar y remover los desechos generados durante la operación de la planta.

Estos desechos pueden ser gaseosos, líquidos y sólidos.

Los desechos radiactivos gaseosos son tratados por un sistema de adsorción en lechos de carbón, antes de ser descargados a la atmósfera. El objetivo de diseño para descarga normal de gas debe ser tal, que las dosis resultantes en las fronteras del sitio se encuentren dentro de las normas especificadas por los reglamentos del INEN.

El agua procesada a través del sistema de desechos radiactivos líquidos será retenida en la planta tanto como sea posible. Para poder mantener un balance general del agua de la planta, el exceso de agua procesada será descargada al Golfo de México, después del muestreo y análisis requeridos para su liberación controlada.

El sistema de desechos radiactivos sólidos recolecta, monitorea, procesa, empaca y proporciona instalaciones de almacenamiento temporal para resinas, lodos, concentrados radiactivos y desechos sólidos para su traslado fuera de la planta y disposición permanente. Los desechos sólidos húmedos son empacados en contenedores adecua-

dos antes de ser embarcados hacia las afueras de la planta para su entierro permanente. Los desechos sólidos secos son empacados para su embarque fuera de la planta en tambores de 55 galones o en -- otros recipientes adecuados.

2.5 Costo de los Componentes del Ciclo de Combustible Nuclear (7).

Este término se refiere a aquellos costos unitarios (p.e. el costo por unidad de energía producida), que pueden ser recuperados en el curso de la generación de energía para que todos los gastos asociados con el consumo y adquisición del combustible en la planta de - energía nuclear, puedan ser cubiertos totalmente.

Estos costos tienen que incluir los costos de materiales nucleares, fabricación de combustible, transporte, reprocesamiento químico y - administración de desperdicios asociados, y también cualquier crédito asociado a la venta y uso del uranio no consumido, plutonio - producido, uranio producido y otros materiales.

El procedimiento general para calcular estos costos es dividido en tres etapas:

1. Determinación de la cantidad (y tiempo), implicados como costos directos ó aceptarlos como créditos para cada componente en el ciclo de combustible nuclear durante el período analizado.
2. Determinación de la energía generada por el combustible durante el mismo período.

3. Determinación del valor presente del dinero gastado ó de los -- créditos recibidos (calculados de acuerdo con los procedimien-- tos de contabilidad de la empresa) y el valor presente de la -- energía producida durante el mismo período, y división de los - dos, de modo de llegar a una gráfica representando los costos - unitarios del ciclo de combustible nuclear.

Estos procedimientos deben ser uniformes, con referencia a las téc-- nicas de contabilidad, de manera que las diferencias económicas re-- lacionadas solamente con el diseño, costos de materiales, proceso-- y servicios de combustible pueden ser detectados. Por otro lado, - deben ser suficientemente flexibles para permitir la evaluación de combustible, ciclo de combustible y tipo de reactor diferentes.

La primera de las etapas consiste en obtener, en base a la informa-- ción relativa a lotes de combustible, un programa completo de da-- tos de carga y descarga para el reactor en cuestión, en estos da-- tos se refleja la demanda del sistema de energía eléctrica y el -- contenido de energía del combustible. Entonces, los costos direc-- tos asociados con (y créditos recibidos por), cada lote son calcu-- lados en base a la información relativa al proceso predominante y-- los costos de materiales.

Este procedimiento se repite para todos los lotes involucrados en-- el período analizado de operación del reactor. Adicionalmente, los costos indirectos afines o cargos fijos, que consisten principal-- mente de intereses sobre el capital invertido en el combustible --

pueden ser estimados por otros métodos. La alternativa introducida aquí es calcular el valor presente de cada pago, calculado a una fecha de referencia predeterminada, y considerarlo separadamente sin importar el método utilizado para el financiamiento del combustible.

El método del valor presente parece ser el mejor medio de detectar pequeñas diferencias, vinculadas al tiempo en que el pago es efectuado y es complementario al método de cargos fijos, que es el tradicionalmente usado para estimar los costos del combustible nuclear, siendo por lo tanto, uno de los más adecuados para evaluación y planeación, donde es importante que sean determinadas tales pequeñas diferencias de costos.

Finalmente, de acuerdo al sistema de contabilidad de la empresa y utilizando la combinación adecuada de los costos por lote, es posible, calcular el flujo de gastos de la empresa para diferentes períodos (ó por lote ó por núcleo), obteniendo el valor presente de cada gasto ó crédito y, de este modo, el valor presente total del costo del combustible.

Por este camino es posible definir la cantidad de dinero (representando materiales ó en proceso), el cual es invertido en el combustible y debe ser recobrado a través de la generación de energía y la realización de los créditos del combustible gastado.

3. ADMINISTRACION DE COMBUSTIBLE DENTRO DEL NUCLEO.

El criterio principal para la optimización del costo del ciclo de combustible nuclear es el económico, ahora bien, dentro de las alternativas más económicas es necesario analizar unas dos ó tres de una manera detallada, para determinar su aceptabilidad técnica relativa. Este análisis se basa en cuatro consideraciones: nucleares termohidráulicas, mecánicas y análisis de transitorios o seguridad.

En este capítulo se describirán los criterios bajo los cuales se alcanzan los objetivos del diseño nuclear, así como los programas de cómputo utilizados para llevar a cabo un análisis nuclear detallado. También se describen los procedimientos de administración de combustible.

3.1 Consideraciones Nucleares.

3.1.1 Introducción.

La probabilidad de interacción (p. ejem. absorción, dispersión, fisión, etc.) de un neutrón con un núcleo recibe el nombre de Sección Eficaz, que depende del número de masa del núcleo y de la energía del neutrón. Para un núcleo dado, el examen de la variación de la sección eficaz en función de la energía neutrónica reve

la la existencia de tres regiones.

En primer lugar la región de baja energía, en la cual la sección eficaz disminuye al aumentar la energía neutrónica. A continuación se muestra una región de resonancia (entre 0.1 y 1000 eV), que se caracteriza por la presencia de picos, en los cuales la sección eficaz asciende rápidamente hasta alcanzar valores altos, para caer después.

La absorción efectiva de la sección eficaz integrada sobre la región de resonancia recibe el nombre de Integral de resonancia. En la siguiente región la sección eficaz disminuye al aumentar la energía neutrónica.

El proceso posterior a la absorción de un neutrón depende de la energía con que éste alcance al núcleo, por esta razón su estudio se ha dividido en grupos de neutrones, dependiendo de su energía, (entre mayor número de grupos sean considerados aumenta la exactitud de los cálculos), ya que existen neutrones en un intervalo muy grande de energía, desde unos cuantos MeV -de los neutrones "na- cientes"- en todo el rango de energía durante el proceso de termalización hasta 0.025 eV aproximadamente en el equilibrio térmico.

Los programas de cómputo pueden basarse en pocos grupos ó en multi grupos. Existe la posibilidad de considerar, para mayor detalle, la acción de un neutrón que, considerándosele en un grupo, sufre variaciones de su energía (por choques) y pasa a otro grupo de me-

nor energía, proceso denominado deslizamiento.

Para mantener una reacción en cadena, el reactor debe ser capaz de reemplazar aquellos neutrones absorbidos por el combustible y materiales estructurales y aquellos perdidos por escape del volumen -- del núcleo del reactor. Una medida de esta capacidad es el factor de multiplicación efectiva (K_{ef}) definido como la relación neutrones producidos en una generación al número producido en la generación anterior (en un reactor de operación esta relación es exactamente 1.0).

Para compensar la pérdida de neutrones durante la operación a consecuencia de varios fenómenos físicos y del quemado del combustible, el núcleo debe tener una K_{ef} "incorporada", mayor que uno. Este exceso es conocido como reactividad, definida como:

$$\rho = \frac{K_{ef} - 1}{K_{ef}} \dots\dots\dots (3.1)$$

La reactividad (ρ), es controlada por la presencia de "venenos" de neutrones (absorbedores), en exactamente la cantidad correcta. A menos que haya suficiente reactividad en el núcleo, la planta no puede operar a potencia plena durante el ciclo planeado.

Los fenómenos físicos por los cuales la reactividad adicional debe ser proporcionada incluyen la producción de productos de fisión, - especialmente Xe - 135 y Sm - 149; el incremento de absorción de neu

trones debido al ensanchamiento de los picos de resonancia al aumentar la temperatura - Efecto Doppler - y la formación de vacíos en el refrigerante. La cantidad de reactividad remanente después - que los fenómenos físicos y los requisitos de control de neutrones han sido satisfechos, determina la cantidad de energía disponible del núcleo.

Muchos de los parámetros que determinan la reactividad de un reactor (p. ejem. utilización térmica, probabilidad de escape a la resonancia, etc.), son funciones de la temperatura del combustible, moderador y refrigerante.

Los cambios en la temperatura de estos componentes del reactor, -- por lo tanto, inducen cambios en la reactividad. Tales efectos de la temperatura sobre la reactividad pueden ser comprendidos si el reactor está exactamente controlado. Para este propósito, varios - coeficientes de temperatura ó coeficiente de reactividad son definidos por la relación:

$$\alpha_T = \frac{d\rho}{dT} \dots\dots\dots (3.2)$$

en donde ρ es la reactividad del sistema y T es la temperatura del componente específico. Entonces, si T es la temperatura del combustible, α_T es el coeficiente de temperatura del combustible, si T es la temperatura del moderador, α_T es el coeficiente de temperatura del moderador, etc.

Desde el punto de vista del cálculo del coeficiente de temperatura es más conveniente tener α_T en función de K; a partir de las ecs. (3.1) y (3.2) se puede demostrar que:

$$\alpha_T = \frac{1}{K} \frac{dK}{dT} \dots\dots\dots (3.3)$$

Cuando un reactor tiene coeficiente de temperatura negativo, la reactividad disminuye al aumentar la temperatura, hecho que ocurre inevitablemente al funcionar el reactor a potencia apreciable. Esto es, si un reactor frío es justamente crítico al aumentar la temperatura se convierte en un reactor subcrítico. Por consiguiente hay que incorporar al reactor cierta cantidad de reactividad, es decir, de combustible adicional, con el fin de superar el efecto negativo de la temperatura de funcionamiento.

El problema de transporte de neutrones dentro del núcleo se puede considerar desde tres puntos de vista: modelo de Wigner-Wilkins, la teoría de transporte y la teoría de difusión.

El modelo de Wigner-Wilkins que considera la dispersión de neutrones en un medio de gas monoatómico, teniendo masa neutrónica y considerando la absorción de los neutrones, es el más sencillo de los tres. Las colisiones de los neutrones con los núcleos les causan una pérdida ó ganancia de energía y se mueven a través del reactor en una trayectoria irregular. El estudio de la transformación de una energía y dirección en otra energía y otra dirección es la ba-

se de la teoría del transporte. Una simplificación de esta teoría es la llamada teoría de difusión que considera a todos los neutrones monoenergéticos.

El flujo de neutrones (densidad de neutrones por su velocidad) puede ser considerado en varias dimensiones: cero, uni, bi ó tridimensional (0 - D, 1 - D, 2 - D, ó 3 - D), dependiendo del grado de exactitud deseado.

3.1.2 Mecanismos de control del reactor.

El criterio Físico más importante es aquel asociado con el sistema de control del reactor. La función principal de este sistema es asegurar que el reactor sea controlado (arranque, paro, cambio de nivel de potencia), en cualquier momento. Las barras de control deben ser capaces de mantener operando el reactor con una criticidad dentro de los límites permisibles de seguridad y confiabilidad de operación.

El mecanismo de control puede ser a través de materiales sólidos (barras de control), ó líquidos (venenos solubles en el moderador). Se pueden incorporar, dentro de la misma barra de combustible, venenos quemables como Gadolinio, Hafmio en forma de óxidos. Igualmente se puede controlar el reactor con el flujo de circulación de refrigerante (vacíos en el moderador), temperatura del agua de alimentación, etc.

Existen dos tipos de barras de control (8), las cortinas de con--

trol temporales para el núcleo inicial, funcionando como barras de ajuste y barras de seguridad y las barras de control propiamente dichas, ó barras de regulación.

Las barras de ajuste se usan para llevar al reactor, una vez puesto en marcha, a las proximidades del nivel de potencia deseado. -- Las barras de ajuste deben disponer, por consiguiente, de un equivalente de reactividad bastante grande.

Una vez que el reactor ha alcanzado, aproximadamente, el nivel de potencia deseado, las barras de ajuste se hacen retornar a una posición a la que corresponde una reactividad muy pequeña, es decir, que reduce K_{ef} a prácticamente la unidad. La tarea de llevar el -- reactor al nivel de potencia de funcionamiento, y mantenerlo constante, contrarestando los efectos de variaciones transitorias rápidas, corresponde a las barras de regulación. El equivalente de -- reactividad de estas barras puede ser pequeño ó limitando su velocidad y la distancia que pueden recorrer elimina la posibilidad de que estas barras pueden provocar aumentos peligrosos de reactividad.

Las barras de seguridad, cuya misión es la de provocar una parada rápida del reactor, en caso de emergencia, llamada parada instantánea; deben disponer de una gran velocidad de desplazamiento y un -- equivalente de reactividad sensiblemente superior al exceso máximo de reactividad incorporado al reactor.

Para compensar el efecto negativo del coeficiente de reactividad, el envenenamiento por productos de fisión, el agotamiento de combustible, etc., es necesario introducir en la carga inicial combustible en exceso, ahora bien, un reactor así es supercrítico, por lo que hay que controlar este exceso de reactividad.

Para compensar el exceso de reactividad del reactor recién cargado, se puede agregar un veneno soluble en el moderador. El veneno captura neutrones, consumiéndose durante el funcionamiento del reactor; en consecuencia, la efectividad del veneno introducido de crece de modo constante, a la par que se acumulan productos de fisión y se va consumiendo el combustible.

El resultado es que se obtiene una compensación automática, en gran parte, de la disminución de la reactividad, con mínimo empleo de las barras de control.

El sistema de seguridad de emergencia, empleado únicamente en casos de extrema urgencia, como un terremoto, en el que por distorsión del sistema reactor resultaría imposible el desplazamiento normal de las barras de seguridad, puede valerse también de los ve nenos solubles que son inyectados rápidamente al moderador por medio de una válvula explosiva logrando poner al reactor en operación subcrítica.

En la fig. 3.1 se muestra la colocación de las barras de seguridad

y las barras de control dentro del núcleo.

3.1.3 Coeficientes de reactividad y distribución de energía en el núcleo.

Los valores de los coeficientes de reactividad son también importantes parámetros que influyen en el criterio de diseño del reactor. La incertidumbre en los cálculos de estos coeficientes puede introducir errores en el análisis físico del núcleo. De la misma manera, el comportamiento satisfactorio y seguro del reactor puede ser garantizado al examinar los efectos de un gran rango de valores de los coeficientes de reactividad sobre el comportamiento del reactor.

En reactores de agua ligera las barras de control son variadas de posición en base a los cambios de ciertos parámetros del sistema primario, tales como: temperatura, presión y flujo de refrigerante. Los coeficientes son influenciados por efectos transitorios que ocurren accidentalmente en el reactor.

Una detallada distribución de energía en el núcleo es determinada a partir de los resultados del análisis físico del núcleo. Una distribución de energía uniforme proporciona un quemado óptimo del combustible y por lo tanto es importante desde el punto de vista económico, así como desde el punto de vista de seguridad. La determinación de la distribución exacta de energía es esencial para lograr mantener la integridad del combustible. Si una distribución

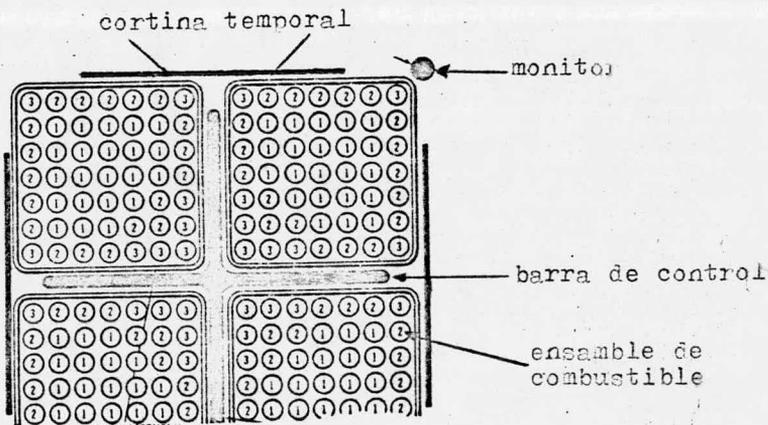
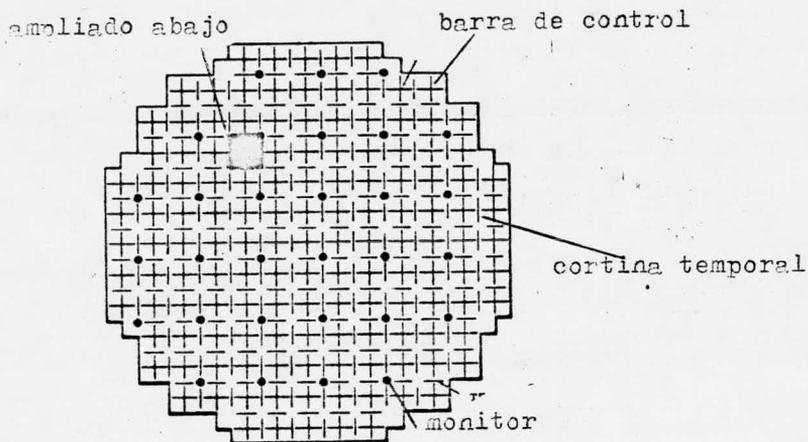


fig. 3.1 localización dentro del núcleo de las barras de seguridad y las de control.

de energía puede ser mantenida con un patrón normal de control de barras -cerca del final del ciclo- es posible continuar la operación del núcleo más allá del final programado del ciclo y lograr un incremento en el quemado del combustible.

Ya establecida la importancia de la distribución uniforme de energía para la seguridad y la operación económica del núcleo, podemos comprender por qué es necesario calcular la distribución de energía. Consideramos que con varios monitores en el núcleo -combinados con computadores "en línea"- miden la distribución de energía, y junto con la experiencia del operador, éste puede manejar el núcleo óptimamente. Pero esto es parcialmente verdadero, ya que los monitores unicamente pueden detectar la distribución de energía en forma aproximada, debido a los pocos puntos que pueden ser monitoreados.

Para obtener una distribución de energía detallada en el núcleo y determinar los límites de los factores pico de energía a partir de medidas dentro del núcleo se requieren un gran número de cálculos. Estos resultados pueden ser pre-programados en computadores trabajando en línea los cuales calculen la distribución de energía. Posteriormente son necesarios programas de cómputo para revisar estos cálculos de vez en cuando, posiblemente al final de cada ciclo. -- La fig. 3.2 muestra el diagrama de la secuencia de uso de estos programas (9), y en la sección 3.1.5 se describen los principales parámetros que manejan los programas de cómputo más conocidos.

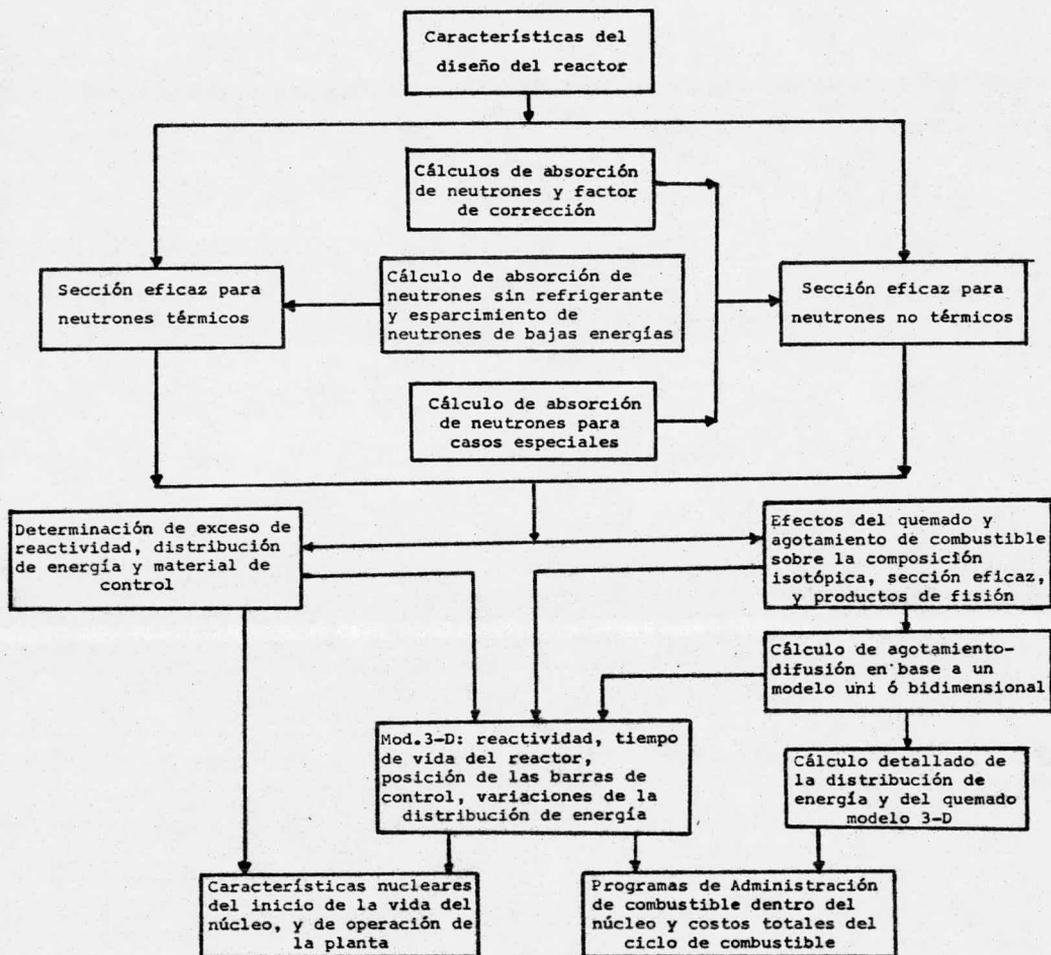


Fig. 3.2 Diagrama de cálculo para el diseño y operación de Reactores tipo BWR.

3.1.4 Administración de Combustible.

El quemado de combustible puede ser limitado por las características de reactividad del combustible y del núcleo y por la integridad de las barras de combustible. El quemado máximo es uno de los parámetros más importantes que afectan el costo del combustible. Un incremento del quemado para el mismo enriquecimiento inicial -- reducirá notablemente los costos del combustible. Por lo tanto, -- otro importante criterio en el análisis físico del núcleo es la maximización del quemado logrado con un enriquecimiento inicial establecido.

Para un combustible con un determinado grado de enriquecimiento, -- cabe la posibilidad de incrementar el grado de quemado mediante -- programas de recambio, operación que se conoce con el nombre (10)- de "Administración de Combustible".

Se obtiene un mayor quemado al remover una fracción del núcleo que cambiándolo totalmente; el combustible fresco puede ser colocado -- dentro del combustible remanente de manera que sea mantenido un balance uniforme de neutrones y así conseguir una distribución de -- energía uniforme.

El recambio de combustible puede efectuarse por diferentes métodos: de fuera hacia dentro, esparcido ó alguna combinación entre ellos.

3.1.4.1 Reabastecimiento "de fuera hacia dentro".

El núcleo es dividido en regiones cilíndricas concéntricas (Fig. 3.3), durante el recambio el combustible más quemado se retira del centro, el combustible nuevo se coloca en la periferia y los demás lotes se corren hacia el centro.

Ventajas. El pico de energía ocurre en la periferia y regiones adyacentes donde la influencia sobre la relación pico promedio es -- más baja que si ocurriera en la región central.

Desventajas. El combustible gastado en la región central es deficiente en neutrones, con el resultado que en las regiones centrales la energía es significativamente menor que el promedio. Otra desventaja es que durante el reabastecimiento todo el combustible debe ser removido.

3.1.4.2 Reabastecimiento "esparcido".

El núcleo es dividido en varios grupos, cada uno consistiendo de cuatro ensambles en arreglo de 2×2 , durante el reabastecimiento el ensamble de combustible más agotado de cada grupo es reemplazado por un ensamble de combustible fresco (Fig. 3.4).

Ventajas. Mantiene realmente uniforme al núcleo, desde el punto de vista de distribución de energía y distribución de exceso de neu--

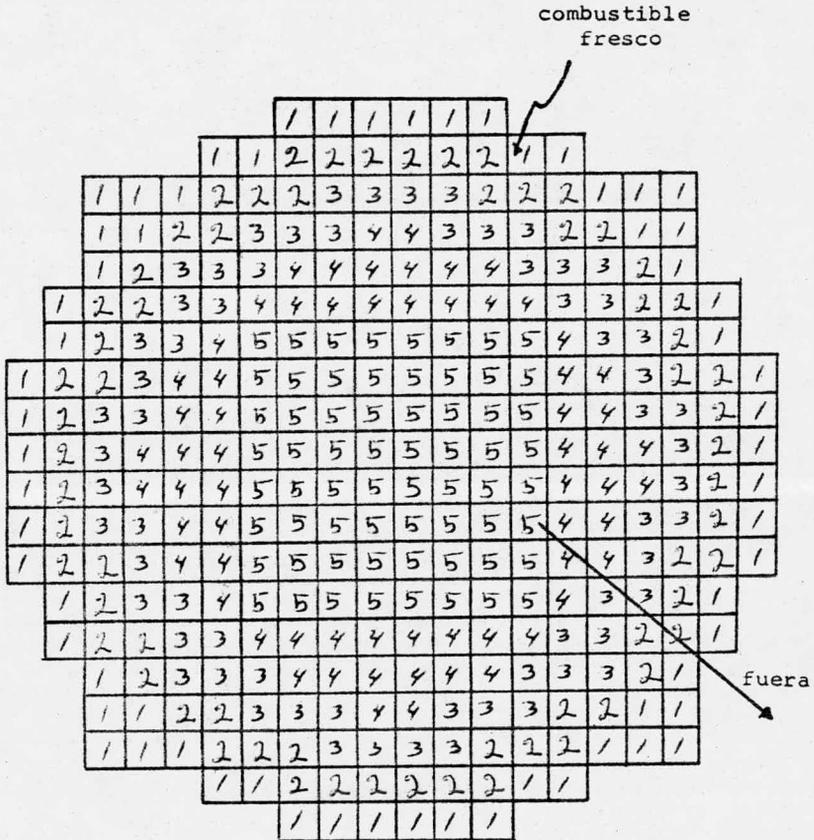


Fig. 3.3 Esquema de recambio de combustible "de Fuera hacia-Dentro", (10).

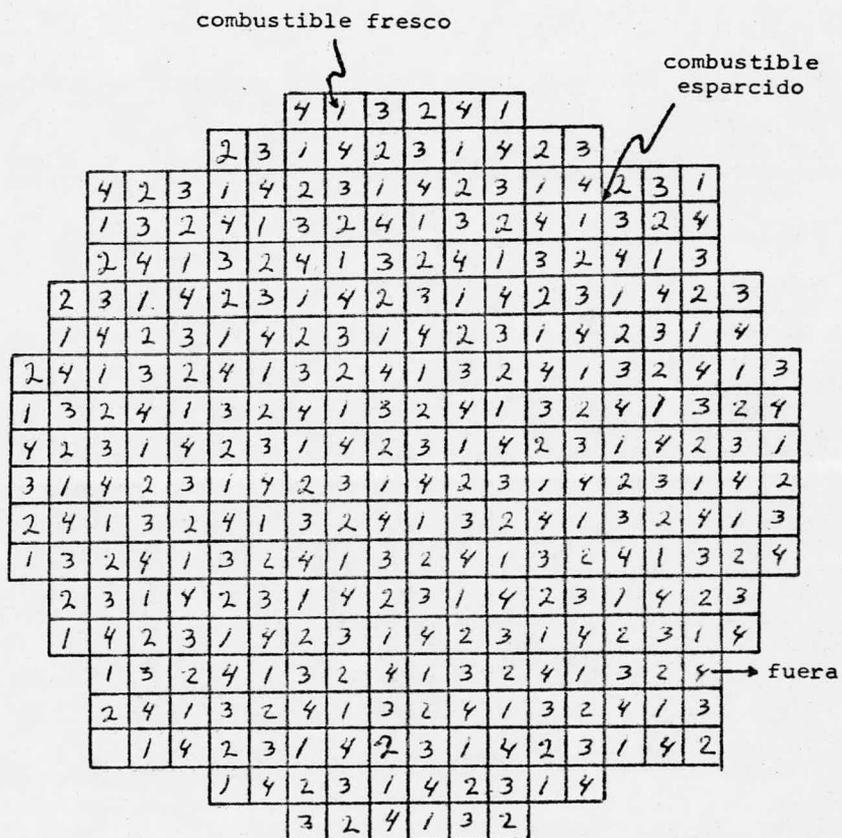


Fig. 3.4 Esquema de recambio de combustible "Esparcido", (10).

trones.

Es una práctica corriente el reabastecer el combustible fresco en la periferia y esparcir el combustible expuesto en el interior del núcleo (Fig. 3.5), en un ciclo de equilibrio.

3.1.5 Programas de cómputo utilizados para análisis nuclear.

Los programas de cómputo para diseño nuclear normalmente tratan algunas áreas de comportamiento de neutrones en mayor detalle que -- otras, dependiendo del propósito del programa. Al correr un programa nos encontramos ante la alternativa: entre gasto de tiempo de -- máquina ó exactitud; no es práctico usar un programa que proporcione más detalles que los necesarios. Frecuentemente una variable es tratada en detalle y las otras aproximadamente, por lo tanto, han sido desarrollados muchos programas para satisfacer necesidades diferentes.

Estos programas pueden ser clasificados (11) en tres categorías: --

1. programas para calcular la sección eficaz dependiendo de la -- energía.
2. programas de diseño estático, para resolver problemas que dependen de la constante de multiplicación y la distribución -- de flujo neutrónico, y
3. programas dependientes del tiempo; subdivididos en: programas de agotamiento que manejan periodos de tiempo relativamente grandes y programas cinéticos para pequeños periodos de tiempo, como los requeridos para el análisis de transitorios y seguridad.

Los programas NUFT-5 y GAM-1 resuelven la ecuación de transporte - usando un modelo de reactor cero-dimensional para calcular la reactividad y la sección eficaz en la región no térmica, el programa - GAM-1 considera las colisiones de los neutrones con todos los isótopos del uranio, estos programas no son exactos en ciertas regiones como los límites del núcleo, materiales estructurales, etc.

La integral de resonancia es generalmente calculada por los programas ZUT y TUZ, el programa ZUT calcula la integral cuando las características de resonancia son conocidas detalladamente, mientras que el TUZ lo hace a partir de valores promedio.

El programa PDQ utiliza la ecuación de difusión una, dos ó tres dimensiones para geometrías plana, cilíndrica ó esférica, permitiendo cuatro grupos y deslizamiento, puede representar explícitamente barras de control, localización de instrumentos y diferentes regiones de enriquecimiento.

Los programas de difusión-agotamiento predicen con mayor exactitud los efectos del quemado sobre la concentración de combustible, las distribuciones de flujo y de energía y sobre la reactividad como una función del tiempo. El procedimiento de cálculo (9), de estos programas es: 1. Determinar la sección eficaz macroscópica a partir de la información disponible ya sea, suponiendo la densidad atómica ó calculándola en etapas previas. 2. Resolver la ecuación de difusión para pocos grupos para obtener la distribución de flujo. --

3. Utilizando esta distribución calcular nuevamente la densidad de los isótopos de los átomos en cada punto del núcleo para un intervalo tiempo-energía dado.

CANDLE Y FEVER son programas típicos de difusión-agotamiento en -- una dimensión manejando cuatro grupos y permitiendo el refuerzo ó agotamiento de isótopos.

LEOPARD es un programa de difusión-agotamiento que resuelve la ecuación de transporte de neutrones en cero-dimensión para 30 grupos de energía, elimina el problema de calcular separadamente los efectos espaciales y energéticos, calcula el espectro de neutrones térmicos, sección eficaz y distribución de flujo, especialmente en -- sistemas con plutonio. Calcula la sección eficaz en la región no -- térmica con la ecuación de transporte de Boltzmann, utiliza en su análisis 54 grupos de celdas homogenizadas, por análisis cero-dimensional resuelve las ecuaciones para agotamiento de uranio y refuerzo con plutonio para obtener una nueva composición del combustible después del quemado especificado. Predice exactamente los -- efectos del quemado sobre la concentración del combustible y sobre las distribuciones de flujo y energía, considera el efecto de envenamiento por Xe y Sm individualmente y combinado con otros productos de fisión.

LASER es igual al LEOPARD su única diferencia es que el LEOPARD -- considera una composición de combustible distribuida uniformemente en el espacio para cada intervalo de tiempo, mientras que LASER --

considera explícitamente la variación espacial de la composición isotópica dentro de la barra de combustible.

FLARE ofrece una buena combinación de flexibilidad analítica y del costo de corrida. Es un programa tridimensional para predecir distribución de energía, vacíos y agotamiento del combustible, constante de multiplicación efectiva, eficiencia de las barras de control, coeficiente de temperatura, efecto Doppler y vida del núcleo remanente. Características del programa: permite manejar 2352 regiones en una geometría x-y-z, en cada región los parámetros nucleares y termohidráulicos son considerados constantes. Son permitidos 13 diferentes tipos de combustible que pueden diferir en: contenido isotópico, historia de agotamiento, etc.

3.2 Consideraciones Termohidráulicas.

En el diseño termohidráulico de un reactor nuclear enfriado con agua - como los de Laguna Verde - los límites de energía del reactor son determinados (10), por la temperatura máxima del encamisado de la barra de combustible, la temperatura máxima del combustible y la estabilidad del flujo de refrigerante. Una temperatura aceptable del encamisado es generalmente mantenida no excediendo el flujo de calor crítico. La máxima temperatura aceptable del combustible puede ser obtenida estableciendo una salida mínima de energía de la barra.

Las fallas en los encamisados son el resultado de las altas tempe-

raturas, ciclado térmico, hidruración del encamisado, y son causadas por la inestabilidad en la operación. Estas pueden ser evitadas limitando la fracción máxima de vacíos.

El criterio principal para estudios del comportamiento térmico e hidráulico es "no dañar el núcleo de manera que podría imposibilitar la operación futura del reactor en estado continuo, o durante operaciones transitorias".

Criterio de operación del reactor (12). El núcleo del reactor y su refrigerante asociado, sus sistemas de control y de protección podrían ser diseñados con un apropiado margen para asegurar que los límites de diseño de combustibles específicos aceptables no sean excedidos durante cualquier condición normal de operación. También se dá cierto margen para transitorias de potencia.

3.2.1 Interpretación del criterio de diseño y definiciones.

El comportamiento objetivo para el diseño del reactor es la generación y extracción de una manera controlada de una cantidad conocida de energía con un margen establecido por las condiciones de falla del combustible. Esto es logrado integrando al reactor una instrumentación que asegure 100 % de operación sin fallas en el sistema.

La operación normal del reactor es definida como la operación adecuada para obtener la energía estimada así como para manejar los transitorios normales de una manera satisfactoria. Estos transito-

rios se refieren a variaciones durante el arranque, oscilaciones de carga debidos al sistema turbina-generador, y las perdidas de carga debidas al sistema. Pueden haber otros transitorios accidentales más graves que también deben de ser considerados en los reportes de seguridad.

3.2.2 Límites de diseño para análisis termohidráulico.

Los límites de diseño que generalmente son impuestos para intentar cubrir el criterio de diseño del reactor son los siguientes:

- _ Especificación del valor mínimo de flujo crítico de calor.
- _ Especificación de los esfuerzos en el encamisado que no excedan del valor de diseño, de las causas de hinchamiento del combustible, generación del gas de fisión ó expansión térmica de las pastillas a cualquier tiempo durante la vida del combustible.
- _ Especificaciones de temperaturas del combustible que no excedan un valor prefijado, usualmente la temperatura de fusión en el centro del combustible.
- _ Asegurarse que no ocurran inestabilidades en el flujo hidráulico.

Estos límites son establecidos por diferentes compañías manufactureras, p.e. GE establece como límite que el centro del combustible no se funda durante la operación normal en estado estable.

3.2.3 Aplicaciones de los límites de diseño y Análisis de Transitorios.

El diseño termohidráulico del combustible nuclear es considerado aceptable si los límites de diseño que son excedidos en estado estable y bajo condiciones de sobrepotencia y durante los transitorios. Para asegurar que los límites de diseño son respetados bajo las condiciones transitorias, cada transitorio debe ser analizado para determinar las relaciones de energía, flujo y presión durante el transitorio. Existen también programas de cómputo para el análisis de transitorios.

Los límites de diseño termohidráulico son evaluados para dos condiciones:

- A estado estable en que un factor de energía transitoria es aplicado para explicar la falta ó exceso de energía debido a cambios transitorios de reactividad. La corriente filosófica de diseño de GE no es diseñar sus reactores para condiciones de sobrepotencia, sino diseñarlas para las condiciones estimadas y se demuestra que existe un margen de seguridad para las posibles operaciones transitorias existentes.

- La pérdida transitoria de flujo de calor como resultado de las variaciones de la potencia de bombeo. En el análisis de pérdida-transitoria de flujo, la energía y el flujo son calculados como una función del tiempo después de la iniciación del transitorio, tomando como referencia el nivel de energía a estado estable.

3.2.4 Consideración de los efectos del tiempo de vida.

Los límites que garantizan los criterios de diseño del núcleo del reactor no son función del tiempo. Es necesario demostrar que el núcleo inicial y el combustible para recambio no sobrepasan los límites de diseño durante el tiempo de vida proyectado del reactor. Deben tenerse analizados los efectos del quemado de combustible y la distribución de la energía durante el tiempo de vida del reactor.

Conocida la distribución de energía para diferentes tiempos durante la vida del reactor, pueden ser determinada la proximidad a flujos críticos para estos tiempos unicamente.

3.2.5 Factores de canal caliente.

La capacidad de energía en el diseño del reactor está limitada por condiciones en el canal tales como: el flujo de calor máximo, la energía total máxima, el flujo mínimo ó alguna combinación de estas cantidades.

La rapidez de fisión, y por lo tanto, la rapidez de generación de calor varían de una barra de combustible a otra, y a lo largo de cada barra porque el flujo de neutrones varía espacialmente en el núcleo.

Esta variación espacial en la rapidez de generación de calor se --

determina por cálculos de diseño nuclear; y puede ser estimada por un análisis térmico especificando la energía relativa de barra - - (factor pico radial), para cada barra de combustible, y la distribución de energía axial a lo largo de cada barra de combustible. - La densidad de energía en cada punto del núcleo puede ser relacionada a la densidad de energía promedio dando el valor de los factores de distribución axial y radial para el punto de interés.

Los factores relacionados con la distribución de energía calculada a groso modo son usualmente referidos como "factores físicos" e incluyen:

- _ El factor pico radial máximo.
- _ El factor pico axial.
- _ Un factor de incertidumbre calculado.

El comportamiento térmico de un canal es afectado por otros factores además de la distribución de energía. Las desviaciones de las condiciones nominales que resultan de la tolerancia de manufactura (p.ejem. el diámetro exterior del encamisado de la barra, puede -- ser más pequeño que el nominal, lo cual se refleja en una menor -- área de transferencia de calor de la barra) ó incertidumbres en el cálculo del flujo de refrigerante (variaciones en la potencia de -- bombeo, etc.), reciben el nombre de factores de canal caliente "ingenieriles".

Las combinaciones apropiadas de los factores de canal caliente físicos e ingenieriles determinan el aumento de entalpía y el flujo-

de calor pico para los cuales el núcleo será diseñado.

3.2.6 Límites de estabilidad hidráulica.

Los límites de la capacidad de energía del núcleo impuestos por -- consideraciones de estabilidad hidráulica dependen de la caída de presión a través del canal y la fracción vacía de éste. La frac- -- ción vacía está determinada por el aumento de entalpía en el canal y por los recambios de combustible.

La estabilidad puede ser de dos tipos: no periódica ó excursiva y periódica ú oscilatoria. Una inestabilidad excursiva es aquella en que las condiciones de canal cambian de las condiciones nominales a otras, manteniéndose en un nivel inferior ó superior al de estado estable, sin posibilidad de retornar a las condiciones originales. Una inestabilidad periódica es aquella donde las condiciones de canal varían periódicamente alrededor de las condiciones nominales.

En donde existe flujo a dos fases: éste es analizado desde el punto de vista de tre patrones: flujo burbuja, flujo laminar y flujo anular.

3.2.7 Límites críticos de flujo de calor.

El problema de evaluar un diseño particular con respecto a los límites críticos de flujo de calor, sigue las siguientes etapas:

- _ Calcular la condición del fluido (entalpía, masa-velocidad, presión) para cada punto del núcleo.
- _ Determinar el flujo crítico para cada punto, basado en la geometría del canal, y con las condiciones de fluido calculadas obtener una correlación apropiada de flujo crítico de calor.
- _ Calcular el flujo de calor real en cada punto y compararlo con el flujo de calor crítico determinado anteriormente.

El diseño es aceptable si el flujo de calor real es menor que el flujo crítico de calor, con márgenes apropiados de incertidumbre debido a condiciones transitorias.

3.2.8 Límites de temperatura del combustible.

La determinación de la temperatura máxima del combustible para un diseño dado es, probablemente, el más sencillo de los cálculos de diseño. En los reactores de agua ligera la ebullición ocurre en las regiones de flujo de calor más alto.

La temperatura máxima de superficie a estado estable, depende únicamente del flujo de calor local y la presión. La temperatura máxima del combustible depende de la temperatura de superficie y la velocidad máxima de calor.

La aceptabilidad de la temperatura es determinada por el criterio de diseño seleccionado (v.g. no fusión del combustible central). La influencia de la temperatura del combustible sobre el diseño del encamisado será expuesta en la siguiente sección.

3.3. Consideraciones Mecánicas.

Los parámetros más útiles para valorar la integridad estructural de las barras de combustible y los correspondientes límites de diseño comúnmente especificados para asegurar satisfactoriamente el comportamiento de las barras de combustible son:

- _ Esfuerzo del encamisado (1.0 % -para Zircaloy-)
- _ Presión interna de gases de fisión en la barra de combustible, (≤ 1500 psi).
- _ Temperatura central de la barra de combustible ($< T_{\text{fus}}$ del combustible, $< 5000^{\circ}\text{F}$ para UO_2).
- _ Resistencia a la rotura del encamisado.

Otros parámetros que influyen en el diseño de las barras son:

- _ Corrosión del encamisado y absorción de H_2 .
- _ Vibración de las barras de combustible inducida hidráulicamente y desgaste del encamisado en los soportes.

- _ Doblado térmico.
- _ Migración de huecos en el combustible.

3.3.1 Esfuerzo del encamisado.

El cálculo del esfuerzo del encamisado como una función del tiempo de vida de la barra de combustible es muy complejo debido a los -- efectos de la fisión: protuberancias en el combustible, expansión-térmica entre combustible y encamisado, el sistema externo de presión y la variación de las propiedades físicas y químicas del material del encamisado como una función de la temperatura y los ciclos de irradiación.

Como resultado este trabajo es generalmente llevado a cabo mediante programas de cómputo. Cuya aplicación es para la mayoría de diseños de barras de combustible a base de óxidos. Al alimentar al programa las propiedades mecánicas (elásticas, plásticas y de expansión), del combustible y del encamisado, y la rapidez a la que el gas de fisión es liberado del combustible --como una función de la temperatura y del agotamiento del combustible--, éste calcula los cambios en las dimensiones de la barra, la temperatura y los esfuerzos longitudinales y radiales producidos en el combustible y el encamisado.

3.3.2 Presión del gas de fisión en el interior de una barra.

La cantidad de gas de fisión liberado del combustible es una función de la temperatura y del agotamiento del mismo. Un modelo que es comúnmente utilizado en el diseño de barras de combustible dá las siguientes recomendaciones:

| Quemado (Mwd/MTU) | T _{comb.} (°F) | Cant.liberada (%) |
|----------------------|----------------------------|----------------------|
| < 16,500 | < 3,000 | 0.5 |
| < 16,500 | > 3,000 | 20.0 |
| | < 3,450 | |
| < 16,500 | > 3,450 | 100.0 |
| > 16,500 | < 3,000 | 4.0 |
| > 16,500 | > 3,000 | 100.0 |

Utilizando este modelo, el gas de fisión liberado puede ser calculado con tal que la distribución de energía a lo largo de la barra sea conocida como una función de la irradiación. Entonces, conocidas las dimensiones del encamisado y la intensidad del esfuerzo -- permitido, puede ser determinado el volumen requerido.

3.3.3 Temperatura central de la barra.

Aunque la temperatura central de la barra es una función de la manera en que ha venido operando al reactor, puede ser fácilmente --

calculada a mano. Como la temperatura del refrigerante y la de la superficie exterior de la barra son conocidas ó pueden ser calculadas; unicamente es calculada la diferencia de temperaturas entre el centro y la superficie de la barra.

3.3.4 Resistencia del encamisado a la rotura.

De los cuatro parámetros que son considerados, éste último es el menos importante en la evaluación de las alternativas de administración de combustible. Esto es debido a que en su mayor parte es una función de las dimensiones del encamisado y del sistema primario de presión.

Una resistencia a la rotura, adecuada, es considerada para asegurar la duración del encamisado. Como base de diseño para asegurar esta resistencia adecuada es la relación de la presión crítica a la presión máxima de operación del sistema primario, que debe ser: $P_{cr} / P > 1$.

3.4 Revisión del diseño de combustible y su utilización.

Los objetivos generales del uso de combustible para un reactor existente son:

- _ Obtener el máximo quemado.
- _ Mantener una distribución de potencia con una relación de pico-promedio igual ó menor del valor de diseño.

Existen varios caminos para mantener la distribución de potencia dentro de los límites de diseño:

- _ Movimiento del combustible a manera de mantener un balance natural del exceso de neutrones sobre el núcleo.
- _ Programación del movimiento de las barras de control en la cual la secuencia de retiro sea planeada para evitar picos excesivos.

3.5 Observaciones.

Un incremento en el tiempo de irradiación tendrá como consecuencia un aumento en el grado de quemado del combustible, esto es, se obtiene más energía a partir del mismo combustible.

Ahora bien, como el pago de intereses por combustible cuando se encuentra en el núcleo del reactor también aumenta en función del tiempo y además al aumentar el periodo que un núcleo permanece bajo irradiación dejamos de recibir el interés que produce el U-235 y Pu que se encuentran en el núcleo como potencial económico, manejando estas variables y otros parámetros es posible obtener un quemado máximo.

En este capítulo se han sintetizado las consideraciones Nucleares, termohidráulicas, mecánicas y análisis de transitorios que influyen en la administración de combustible bajo las cuales son manejados los parámetros mencionados en la sección anterior y que repercuten sobre el quemado máximo.

4. MODELO PROBABILISTICO DE DESPACHO DE CARGA (L).

4.1 INTRODUCCION.

Un sistema eléctrico interconectado es un conjunto de centrales generadoras que suministran a cada momento la energía eléctrica que demandan los centros de carga por medio de las líneas de transmisión y distribución.

Los centros de carga se caracterizan por la curva de demanda de potencia eléctrica que exigen a los centros de generación, mientras que estos últimos se caracterizan por la capacidad conjunta que tienen para satisfacer esa demanda.

Esto es, el estudio del comportamiento de un sistema eléctrico se reduce a estudiar la demanda y oferta de potencia eléctrica y las relaciones que existen entre ellos. Como los factores que determinan una y otra son complicados es necesario recurrir a modelos que simplifiquen la situación real. Conforme el modelo logre representar la realidad con el máximo de simplicidad puede decirse que el modelo es adecuado para simular la operación de los sistemas eléctricos de potencia.

4.2 Modelos de cálculo utilizados.

En un sistema de potencia existen muchas plantas generadoras con diferentes características, todas estas máquinas serán puestas a generar de manera que suministren la carga en cualquier tiempo al costo

más bajo que sea posible obtener.

El problema del modelo de despacho de carga es asignar cuanta energía producirá cada planta, cuando y por cuanto tiempo. Han existido diferentes métodos (13), para efectuar esta asignación.

4.2.1 El proceso que sigue éste modelo es: utilizando una curva -- cronológica de carga (horas - MW) considerando que las plantas serían puestas en marcha de acuerdo al menor costo, considerando el tiempo que estén paradas (fuera de operación), únicamente reduciendo la capacidad de la planta en 1 ó 2 %.

4.2.2 Este modelo se caracteriza por el uso de curvas muestra de carga (unas 3 a 7 por mes de estudio), tomando en cuenta el arranque, paro, carga a costo incrementales iguales y la planeación explícita de los paros por mantenimiento dentro del período considerado, los paros forzados son estimados reduciendo en un 3 a 5% la capacidad de la planta dando una capacidad promedio, y en algunos casos la cantidad estimada de paros es variada por día ó para cada fin de semana.

Este método presenta bastantes deficiencias, pues como la curva de costo contra capacidad de producción -que depende de la disponibilidad- no es lineal y diferentes unidades tendrán diferentes curvas (en magnitud y forma) entonces el promedio de un gran número de casos no darán el mismo resultado promedio, lo que provoca una gran incertidumbre en la toma de decisiones del personal que maneja los sistemas de potencia.

4.2.3 Alrededor de los años 60 's, apoyado en la habilidad de manipular datos con una velocidad sin precedentes con la primera generación de computadores, fué utilizado el método de Monte Carlo para tratar de estimar la confiabilidad de la planta.

Consiste en seleccionar números aleatorios por el computador y usarlos para seleccionar las combinaciones de disponibilidad de unidades, magnitud de carga, etc., esta aproximación es buena, todavía es usado y posiblemente se utilice progresivamente donde se requiere extremo detalle.

Los métodos anteriores han sido diseñados para tolerar cierto grado de error pero se han convertido en absoletos bajo las condiciones impuestas por los actuales sistemas de potencia.

En las ecuaciones siguientes se tratan los conceptos fundamentales que son las bases del presente modelo probabilístico y los datos de entrada necesarios para efectuar una corrida.

4.3 El modelo probabilístico.

Un modelo matemático probabilístico, creado por Baleriaux y desarrollado por Booth ha sido codificado por el Instituto Tecnológico de Massachusetts en un programa de cómputo llamado SYSGEN (14). A la presente versión del programa SYSGEN se le excluyeron en CFE algunas subrutinas del original (4), dado que su utilidad quedaba anulificada debido a que incluían referencias a otras subrutinas internas dentro de la máquina del MIT, las cuales obviamente no existen en la máquina de CFE, pero sin embargo no son esenciales para la simulación por lo que resultó indiferentes el haberlas excluido.

Ya establecido que el análisis de la demanda y oferta de potencia eléctrica y sus relaciones determinan el comportamiento de un sistema eléctrico, los trataremos en las siguientes secciones.

4.3.1 Demanda.

Consideremos un sistema eléctrico cuya demanda está dada por una -- curva cronológica de carga (Fig. 4.1), a partir de esta curva podemos, normalizando el tiempo, obtener una curva monótona de distribución (Fig. 4.2), en donde la abcisa t/T puede ser considerada como la probabilidad de que sean demandados X MW de potencia al sistema, el área bajo la curva de cualquiera de estas figuras es exactamente la demanda de energía durante el período considerado.

En la figura 4.3 podemos observar la contribución de cada planta generadora a la satisfacción de la demanda de energía, esto es, las plantas con menor costo de generación serán las que cubran la demanda base (hidroeléctricas, nucleares, fósiles baratas); la demanda pico será cubierta por plantas fósiles caras, plantas diesel y de turbogas, que son las que se encuentran en operación sólo en horas de demanda pico, de la misma manera, las hidroeléctricas de bombeo y las de regulación anual son asignadas para cubrir parte de la demanda pico.

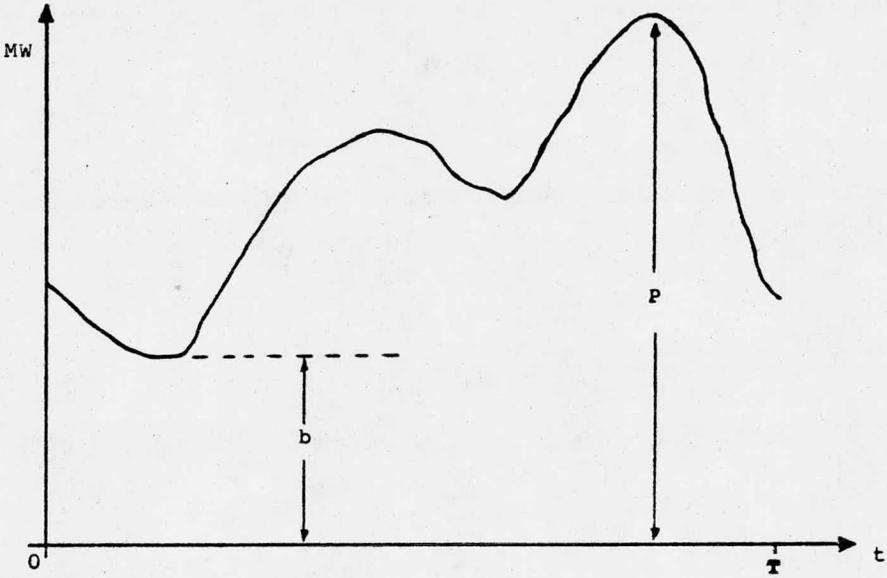


Fig. 4.1 Curva cronológica de carga.

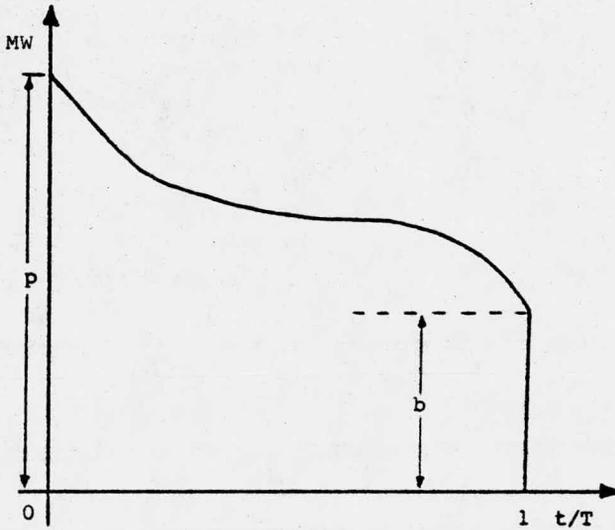


Fig. 4.2 Curva monótona de distribución.

4.3.2 Generación.

Como en la producción de potencia de una planta y su contribución - al sistema intervienen gran cantidad de factores (paros para mantenimiento, estabilidad eléctrica, fallas en las plantas y líneas de transmisión, etc.), y muchos de ellos no son determinísticos asignamos una probabilidad a cada planta de que opere o nó, llamando también a esta probabilidad factor de capacidad de la planta. p. ejem. si una planta tiene un F. c. = 0.8 entonces tiene una probabilidad de falla $p = 0.2$ y una probabilidad de no falla de $q = (1-p) = 0.8$.

Por otro lado, la probabilidad de que r de n plantas estén disponibles simultáneamente y las $n-r$ restantes no lo estén, está dada por la distribución binominal:

$$p(r) = \frac{n!}{r!(n-r)!} p^{n-r} q^r \dots\dots\dots (4.1)$$

Ahora, la probabilidad que haya r plantas disponibles simultáneamente es la misma exactamente que haya s indisponibles, donde $r + s = n$ esto es, $Q(s) = P(n - r)$, de donde:

$$Q(s) = \frac{n!}{s!(n-s)!} p^s q^{n-s} \dots\dots\dots (4.2)$$

Esta probabilidad para diferentes niveles de potencia generan la -- curva de distribución de salidas forzadas, (Fig. 4.4). Cada punto - de esta curva representa la probabilidad de que en conjunto, todas las plantas se encuentren indisponibles para cubrir la demanda a X -

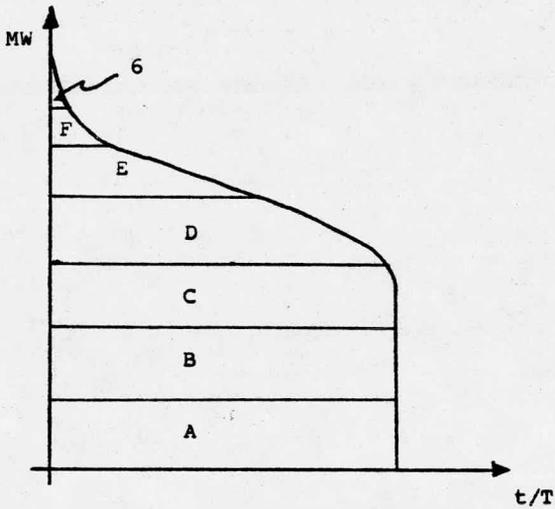


Fig. 4.3 Curva de duración de carga.

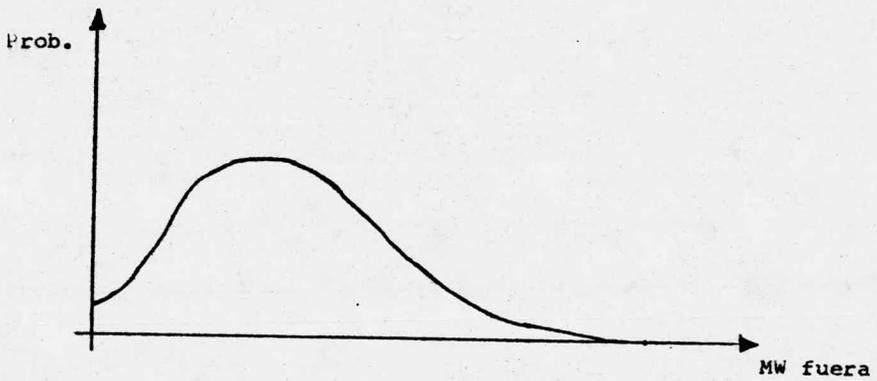


Fig. 4.4 Distribución de salidas forzadas.

MW de potencia.

4.3.3 Convolución.

Si llamamos P a la potencia eléctrica disponible en un momento dado y Q a la indisponible; la potencia neta total C del sistema es la suma de estas dos, esto es:

$$C = P + Q \quad \dots\dots\dots (4.3)$$

La reserva R de un sistema eléctrico se define como:

$$R = P - D \quad \dots\dots\dots (4.4)$$

donde:

D = es la demanda de los centros de carga.

Pero en vista de la ec. (4.3), R se expresa como:

$$R = C - d \quad \dots\dots\dots (4.5)$$

donde:

$$d = Q + D$$

o sea, que en este caso la reserva queda expresada como función de una sola variable d y del parámetro C.

La ec. (4.4) implica que a la potencia indisponible Q se le trata como si fuera una demanda virtual, y de hecho lo es, ya que desde el punto de vista del despacho de carga es equivalente tener un sis

tema cuya potencia disponible sea P cuando la demanda es D a tener otro con potencia disponible $C = P - Q$ cuando la demanda es $d = D - Q$, porque en ambos casos la reserva es la misma.

Esta es la razón por la cual se introduce el concepto de demanda equivalente.

La probabilidad $l(d)$ de tener una demanda equivalente d en un momento dado es igual a la probabilidad de tener simultáneamente una demanda real D y una potencia indisponible Q , tales que sumen d .

Esta probabilidad es obtenida a partir de la convolución (ver apéndice A) de la curva monótona de distribución de carga y la curva de distribución de salidas forzadas. Fig. (4.5).

A partir de la figura 4.5 podemos obtener la probabilidad de pérdida de carga (fracción de tiempo que la reserva sea cero o negativa) y la energía no servida (la energía demandada por el sistema durante esa fracción de tiempo), que es el área A de la figura 4.6.

Si quitamos del sistema la última planta en la secuencia de arranque y se efectúa la convolución de la nueva distribución de salidas forzadas con la curva monótona de distribución de carga obtenemos, figura 4.7, una nueva energía no servida que es el área $A + B$, y el valor de la energía generada por la última planta es la diferencia entre estas energías no servidas, esto es, $(A + B) - A = B$.

Aplicando sucesivamente este proceso se calcula la energía generada por cada una de las máquinas del sistema y la suma de éstas es la energía total generada. La energía total no servida por pérdida de

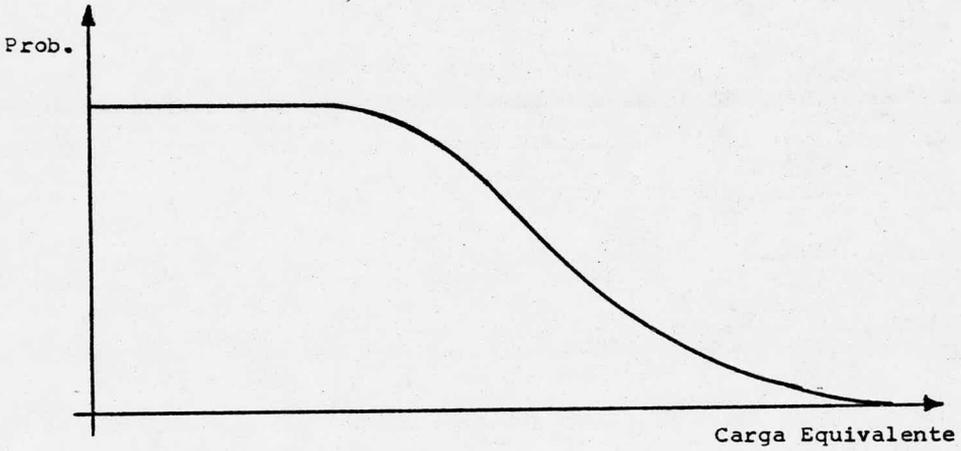


Fig. 4.5 Distribución de probabilidad de demanda equivalente.

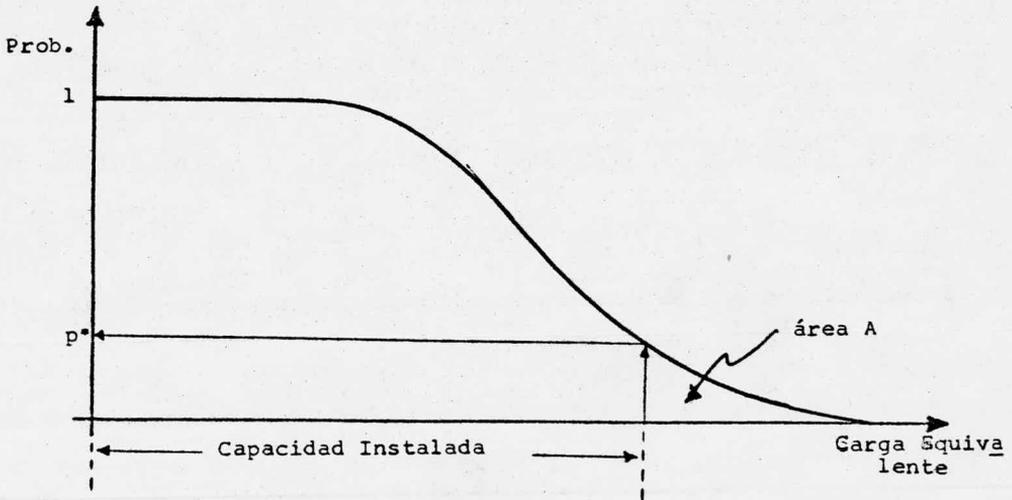


Fig. 4.6 Obtención de la probabilidad de pérdida de carga y la energía no servida.

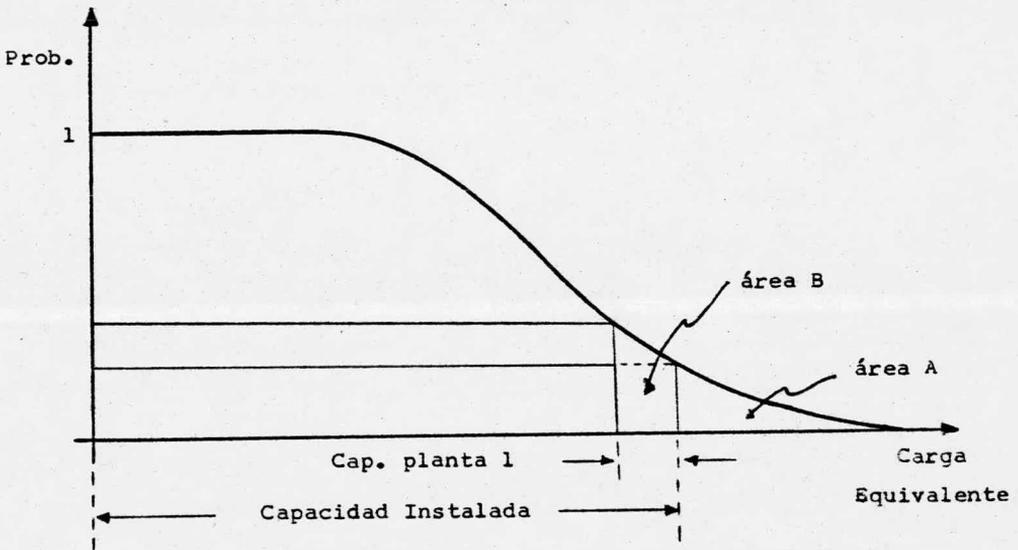


Fig. 4.7 Obtención de la energía producida por la planta 1.

carga es igual a la energía demandada menos la energía total generada.

Finalmente se calcula el costo asociado a la generación de la energía tomando en cuenta el costo de arranque y paro de las máquinas del sistema.

El programa SYSGEN calcula éstos y otros parámetros de la operación del sistema, los datos que son necesarios suministrarle son: período de tiempo bajo consideración, curva monótona de duración de carga, demanda máxima, número de máquinas del sistema, el número de puntos de válvula por máquina, potencia de cada punto de válvula, consumo térmico unitario (relación de energía térmica consumida entre energía eléctrica producida), y costo de combustible por unidad de energía térmica.

También se deben alimentar los datos de factores de disponibilidad y la secuencia de arranque. Estos dos parámetros son los que podemos variar para optimizar el funcionamiento del sistema; como el factor de disponibilidad se calcula a partir de los registros históricos de las instalaciones ó en caso de instalaciones nuevas se estima en base a los registros históricos de instalaciones semejantes conectadas a sistemas similares al que se trata, unicamente podemos disponer de diferentes combinaciones de la secuencia de arranque para lograr nuestro objetivo.

En base a esta información, el programa calcula como resultados iniciales de la simulación el factor de carga, y la energía producida por cada punto de válvula según la secuencia de arranque así como --

la indisponibilidad de potencia y la curva monótona de duración de carga equivalente.

Los resultados finales de la simulación para cada máquina son: el factor de capacidad, horas de operación, número de arranques y pa--ros así como la energía térmica consumida en ellos y sus costos aso--ciados, la producción de energía eléctrica con la energía térmica --consumida para ello y sus costos correspondientes, la energía térmi--ca total consumida con sus costos asociados.

Además incluye un resumen donde se especifica la capacidad instala--da de potencia eléctrica, la capacidad en línea, la predicción de --demanda pico, la probabilidad de pérdida de carga, la energía deman--da del sistema, producida y para reemplazo de energía no servida --así como los costos de combustible para generación, para arranque--y paro y de energía no servida.

4.4 Consideraciones hechas en la aplicación del programa.

Como en la práctica no se arrancan las máquinas sucesivamente una --después que otra sino que a medida que aumenta la demanda del siste--ma se va elevando alternativamente la potencia de las máquinas del--mismo tipo de carga, ya sean de base, variable ó pico la potencia --neta de cada máquina se divide en varios niveles de potencia denomi--nados puntos de válvula, y conociendo el consumo específico para --cada punto de válvula se establece una secuencia de arranque deta--llada, en la que se trata a cada uno de éstos como si fuera una má--quina independiente.

Las plantas hidroeléctricas pueden ser clasificadas en plantas de regulación y en plantas de río; las primeras se caracterizan por tener un vaso de almacenamiento grande, mientras que los de río su capacidad de regulación es pequeña.

Tomando en cuenta estas características, para simular el despacho de carga en un sistema que contenga plantas hidroeléctricas se engloba la capacidad conjunta de las plantas de río en una sola máquina hipotética, a la que se trata como si fuera una máquina térmica, colocándola en primer término en la secuencia de arranque y asignándole un sólo punto de válvula cuyo consumo específico se considera nulo.

El resto de las Plantas hidroeléctricas se engloban en otra máquina hipotética la cual se coloca en aquella posición de la secuencia de arranque en que su factor de capacidad durante el período de simulación resulte ser igual al real.

Una vez conocida la cantidad de energía térmica que se espera extraer del combustible nuclear de los reactores de Laguna Verde de acuerdo a los programas propuestos por GE se calcula el factor de capacidad esperado en cada uno de ellos para cada ciclo de generación.

En segundo lugar en la secuencia de arranque entran en operación los primeros puntos de válvulas de las máquinas nucleares y fósiles grandes, llamadas también de vapor barato ya que sus costos incrementales son bajos comparados con las otras máquinas térmicas, puesto que por razones técnicas existe la restricción de que esas unidades

no pueden pararse a cada rato y por lo menos su primer punto de válvula debe quedar en la región base de la curva monótona de duración de carga.

En general, a continuación de este primer bloque de máquinas térmicas de vapor barato entra en la secuencia de arranque el bloque de plantas hidroeléctricas de regulación y detrás de él entran los puntos de válvula restantes del bloque de vapor barato. Sin embargo, aunque éste es el orden normal de la secuencia de arranque, en la práctica es necesario modificar la posición de las máquinas nucleares y el bloque de plantas hidroeléctricas de regulación hasta que se obtenga una secuencia tal que el factor de capacidad de cada uno de ellos sea el predeterminado por el cálculo al que se refiere el párrafo anterior en el caso de las máquinas nucleares y el factor de capacidad conjunto pronosticado para el conjunto de plantas en el caso del bloque de máquinas hidráulicas.

En teoría, cuando se logra realizar tal ajuste no sobra ni falta -- energía nuclear ni hidráulica de regulación para hacer frente a la demanda del sistema, pero en la práctica es bastante difícil lograr una secuencia de arranque que cumpla con esas condiciones pues es necesario hacerlo por medio de tanteos realizando corridas sucesivas del programa con diferentes secuencias de arranque.

Sin embargo, esos tanteos se facilitan algo si se divide a la máquina hipotética que representa al bloque de hidroeléctricas de regulación en varios puntos de válvula.

Finalmente, después de las máquinas del bloque de vapor barato en--

tran en la secuencia de arranque las de vapor caro y por último las que utilizan diesel como combustible.

Esta estrategia de operación del sistema eléctrico es la que más se aproxima al caso real y cuando menos en lo que se refiere a las máquinas nucleoelectricas representan con mucha fidelidad el procedimiento de despacho de carga en este tipo de instalaciones.

5. APLICACION DEL PROGRAMA SYSGEN.

Podemos observar en la figura 5.1 los factores que influyen en una planta nucleoelectrica para determinar los parámetros (ecuación 1.5) a partir de los cuales es posible optimizar el costo de generación de una planta de este tipo.

$$e = f(c_f, B, L) \dots\dots\dots (1.5)$$

Cada uno de estos circuitos ya han sido esquematizados en diferentes sitios del presente trabajo; así tenemos, desde el punto de vista de la interacción de la producción de la planta nucleoelectrica con el sistema eléctrico de potencia al cual está integrada es representado en la figura 1.2, por este medio se logra obtener el valor de L para el período de tiempo bajo consideración.

Después fué descrita una secuencia de cálculo para diseño y operación de un reactor nuclear (fig. 3.2); a partir de estos modelos y aplicando la administración de combustible se obtiene el quemado optimo, esto es, B.

Por último, considerando la extracción de energía del combustible, como una etapa más del ciclo de combustible (Figura 2.1), se obtiene el costo del ciclo de combustible, c_f en \$/KWH.

Si se fija el valor de B en la ecuación 1.5, unicamente es posible variar los valores de L y c_f ; L es fijada (optimizada) a partir de las consideraciones de despacho de carga, mientras que c_f se encuen-

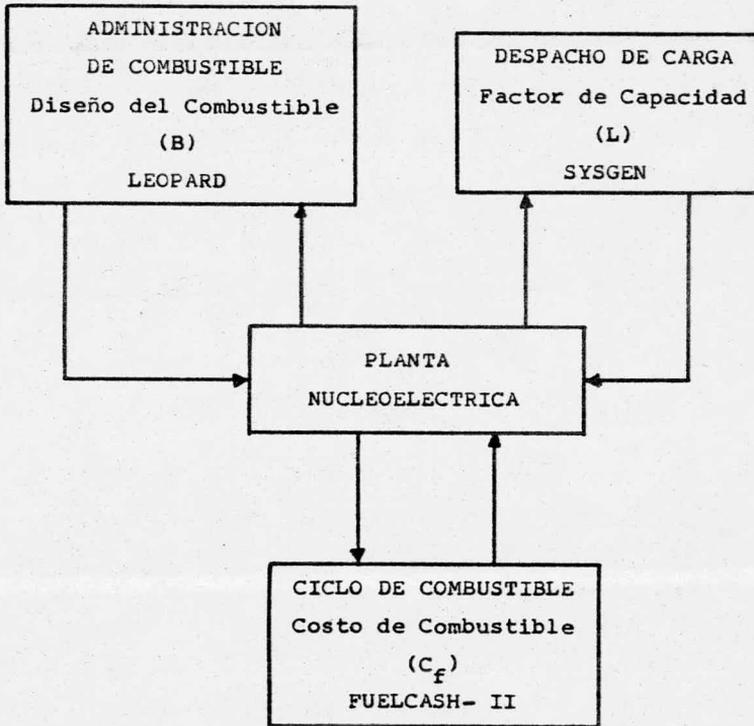


Fig. 5.1 Factores que influyen en una planta Nucleoeléctrica para optimizar su costo de generación.

tra determinada por consideraciones de marcado de los componentes -- del ciclo de combustible.

Para la aplicación del modelo de despacho fué necesario conocer de -- antemano el grado de quemado del combustible, esto es, la energía -- térmica disponible del SNSV y, por supuesto, su equivalente como -- energía eléctrica; estos valores fueron obtenidos de los esquemas de recambio de combustible que GE propone a CFE.

5.1 Los Sistemas Interconectados del Sistema Eléctrico Nacional.

Hasta hace poco el sistema eléctrico nacional constaba de seis siste -- mas principales, cuatro cubriendo el territorio nacional continental y los otros dos localizados en las dos penínsulas, además, existen -- muchos sistemas pequeños, que a causa de su aislamiento geográfico -- se encuentran dispersos por todo el país.

Los cuatro sistemas principales son:

El sistema Central que, a groso modo, abastece de energía a los esta -- dos de Hidalgo, México, Morelos y Distrito Federal; el sistema Orien -- tal-Occidental (ORIOC), que se extiende desde Chiapas, Tabasco y Oa -- xaca pasando por Veracruz, Puebla y Tlaxcala en el oriente, por Que -- rétaro, Guanajuato, Aguascalientes, San Luis Potosi y Zacatecas en -- el centro, hasta cubrir los estados de Nayarit, Jalisco, Colima, Mi -- choacán y Guerrero en el occidente.

Los otros dos sistemas son el Norte-Noreste (NOINE), que surte a los estados de Chihuahua, Durango, Coahuila, Nuevo León y Tamaulipas, y el Noroeste que abarca Sonora y Sinaloa.

En la actualidad, con la interconexión de los sistemas Noroeste -- =ORIOC y NOINE-ORIOC (agosto 76), y la conversión del sistema Cen-- tral a 60 cps y su simultánea integración al sistema ORIOC (diciem-- bre 76), el sistema eléctrico nacional cuenta con un solo sistema -- interconectado.

5.2 Aplicación del Programa.

Es posible efectuar la simulación del despacho de carga de la planta de Laguna Verde y de otras plantas nucleoelectricas en el contexto - del sistema nacional interconectado, pero dado que la tarea de reco- pilación de datos (plantas nuevas, factor de operación, fecha de pro- ducción comercial, etc.), resulta laborioso y complejo -implicaría-- un retraso considerable en el presente trabajo- se limitó la aplica- ción al sistema ORIOC.

El período de tiempo que abarca la aplicación va desde el cuarto tri- mestre de 1977 hasta fines de 1982, estos límites fueron determina-- dos por la entrada hipotética en operación de la primera unidad de - Laguna Verde en diciembre de 1977 y por otro lado no están aún pro- gramadas las instalaciones que entrarán en operación después de 1987. Existiendo incertidumbre en la política con que se manejarán las nue- vas fuentes de energía después de 1982.

Dicho lapso se dividió en seis períodos, de los cuales el primero co

responde al cuarto trimestre de 1977 y los cinco restantes a los años 1978, 1979, 1980, 1981 y 1982. En cada uno de ellos se simuló la operación del sistema ORIOC tomando en cuenta el aumento de la demanda y la entrada en operación de las nuevas instalaciones programadas.

En la tabla 5.2 se listan las plantas que constituyen el sistema ORIOC, incluyendo las adiciones programadas hasta 1982 y la clave con que es conocida cada planta en el programa; la fecha de operación comercial está dada en trimestres. La demanda máxima de potencia y la energía total demandada en el sistema ORIOC crecerá así:

| | 1977 | 1978 | 1979 | 1980 | 1981 | 1982 | 1983 |
|-----------------------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|-------|
| D _{max} (MW) | 4174 | 4743 | 5430 | 6214 | 7030 | 7962 | 9025 |
| E (GWH) | 22703 | 25678 | 29275 | 33421 | 37809 | 42817 | 48537 |

Tabla 5.1

Como fué establecido en la sección 4.4, la capacidad conjunta de plantas de río se engloba en una máquina denominada SHPR; en la tabla 5.3 se muestran las plantas que componen el bloque de plantas de río y en la tabla 5.4 las que componen el bloque de plantas de regulación.

El bloque de plantas hidroeléctricas de regulación se dividió en dos máquinas hipotéticas, una llamada MHRG con dos puntos de válvula y la otra llamada SHRG con cinco; esta división obedece a la restric-

ción que tiene el programa que ninguna máquina puede tener una capacidad mayor que la demanda mínima del sistema, que en este caso es de 42% de la demanda pico, y como el sistema ORIOC tiene una capacidad hidroeléctrica de regulación del orden del 45% de la capacidad total fué necesario fraccionarla en dos pseudo máquinas hipotéticas.

Los parámetros del sistema ORIOC que varían de período a período se encuentran sintetizados en la tabla 5.5.

| NOMBRE | NOMBRE EN EL PROGRAMA | TIPO | POTENCIA (MW) | FECHA |
|---------------------|-----------------------|-------|---------------|--------|
| Laguna Verde I | LVR1 | N | 640 | IV-77 |
| Laguna Verde II | LVR2 | N | 640 | IV-78 |
| Manzanillo I | MNZI | V | 300 | I-80 |
| Manzanillo II | MNZ2 | V | 300 | II-80 |
| Manzanillo III | MNZ3 | V | 300 | III-82 |
| Manzanillo IV | MNZ4 | V | 300 | IV-82 |
| Tampico I | TMPI | V | 158 | |
| Tampico II | TMP2 | V | 158 | |
| Tampico III | TMP3 | V | 300 | III-77 |
| Tampico IV | TMP4 | V | 300 | I-78 |
| Valle de México III | VMX3 | V | 158 | |
| Valle de México IV | VMX4 | V | 300 | |
| Salamanca I | SLMI | V | 158 | |
| Salamanca II | SLM2 | V | 158 | |
| Salamanca III | SLM3 | V | 300 | |
| Salamanca IV | SLM4 | V | 300 | I-78 |
| Dos Bocas 2 I | DB21 | V(cc) | 100 | |
| Dos Bocas 2 II | DB22 | V(cc) | 230 | |
| Poza Rica I | PRCI | V | 39 | |
| Poza Rica II | PRC2 | V | 39 | |
| Poza Rica III | PRC3 | V | 39 | |
| Celaya I | CLYI | V | 10 | |
| Celaya II | CLY2 | V | 16 | |
| Celaya III | CLY3 | V | 16 | |

Tabla 5.2

| NOMBRE | NOMBRE EN EL PROGRAMA | TIPO | POTENCIA (MW) | FECHA |
|----------------|--------------------------|------|------------------|-------|
| S. B. Mier I | SBMI | V | 8 | |
| S. B. Mier II | SBM2 | V | 16 | |
| S. B. Mier III | SBM3 | V | 16 | |
| Andonegui I | ANDI | V | 6 | |
| Andonegui II | AND2 | V | 6 | |
| Andonegui III | AND3 | V | 10 | |
| Las Cruces I | LCRI | V | 7 | |
| Las Cruces II | LCR2 | V | 7 | |
| Dos Bocas 1 I | DB11 | V | 10 | |
| Dos Bocas 1 II | DB12 | V | 16 | |
| Zapopan I | ZPP1 | V | 5 | |
| Zapopan II | ZPP2 | V | 5 | |
| Zapopan III | ZPP3 | V | 5 | |
| Juchitán I | JCH1 | V | 6 | |
| Juchitán II | JCH2 | V | 6 | |
| San Luis I | SLS1 | V | 3 | |
| San Luis II | SLS2 | V | 3 | |
| San Luis III | SLS3 | V | 7 | |
| Calera I | CLR1 | V | 3 | |
| Calera II | CLR2 | V | 3 | |
| Villahermosa I | VHRI | V | 2 | |
| Dos Bocas CC1 | DBCA | P | 67 | |
| Dos Bocas CC2 | DBC B | P | 67 | |

Tabla 5.2 (continuación)

| NOMBRE | NOMBRE EN EL PROGRAMA | TIPO | POTENCIA (MW) | FECHA |
|--------------------|-----------------------|------|---------------|-------|
| Guadalajara G1 | GDLA | P | 15 | |
| Guadalajara G2 | GDLB | P | 15 | |
| Guadalajara G3 | GDLC | P | 15 | |
| Guadalajara G4 | GDL D | P | 20 | |
| Salamanca G1 | SLMA | P | 15 | |
| Manzanillo G1 | MNZA | P | 15 | |
| Valle de México G1 | VMXA | P | 18 | |
| Dos Bocas G1 | DBA | P | 21 | |
| Puebla G1 | PBLA | P | 20 | |
| Puebla G2 | PBLB | P | 20 | |
| Puebla G3 | PBLC | P | 20 | |
| Tampico G1 | TMFA | P | 15 | |
| Villahermosa G1 | VHRA | P | 5 | |
| Acapulco G1 | ACPA | P | 14 | |
| Acapulco G2 | ACPB | P | 14 | |
| Acapulco G3 | ACPC | P | 14 | |
| Oaxaca C1 | OAXA | P | 1 | |
| Juchitán | JCHA | P | 1 | |
| Río Verde C1 | RVRA | P | 4 | |
| Tuxtla C1 | TXTA | P | 2 | |
| Arriaga C1 | ARRA | P | 2 | |
| Colomo C1 | CLOA | P | 3 | |
| Colima C1 | CLIA | P | 1 | |

Tabla 5.2 (continuación)

| NOMBRE | NOMBRE EN EL PROGRAMA | TIPO | POTENCIA (MW) | FECHA |
|---------------|-----------------------|------|---------------|--------|
| Tecomán C1 | TCMA | P | 2 | |
| Matehuala C1 | MTHA | P | 9 | |
| Chicoasén I | CHC1 | H | 300 | 11-80 |
| Chicoasén II | CHC2 | H | 300 | 11-80 |
| Chicoasén III | CHC3 | H | 300 | III-80 |
| Chicoasén IV | CHC4 | H | 300 | III-80 |
| Chicoasén V | CHC5 | H | 300 | III-80 |
| Chicoasén VI | CHC6 | H | 300 | IV-80 |
| Aguamilpa I | AGM1 | H | 180 | 11-79 |
| Aguamilpa II | AGM2 | H | 180 | III-79 |
| Aguamilpa III | AGM3 | H | 180 | IV-79 |
| Angostura I | ANG1 | H | 180 | |
| Angostura 11 | ANG2 | H | 180 | |
| Angostura 111 | ANG3 | H | 180 | |
| Angostura IV | ANG4 | H | 180 | IV-77 |
| Angostura V | ANG5 | H | 180 | 1-78 |
| Malpaso 1 | MLP1 | H | 180 | |
| Malpaso 11 | MLP2 | H | 180 | |
| Malpaso 111 | MLP3 | H | 180 | |
| Malpaso IV | MLP4 | H | 180 | |
| Malpaso V | MLP5 | H | 180 | IV-77 |
| Malpaso VI | MLP6 | H | 180 | 1-78 |
| Peñitas 1 | PNT1 | H | 100 | 1-81 |
| Peñitas 11 | PNT2 | H | 100 | 11-81 |
| Peñitas 111 | PNT3 | H | 100 | 111-81 |

Tabla 5.2 (continuación)

| NOMBRE | NOMBRE EN EL PROGRAMA | TIPO | POTENCIA (MW) | FECHA |
|----------------|-----------------------|------|---------------|--------|
| Peñitas IV | PNT4 | H | 100 | IV-81 |
| Temascal 2 I | TM21 | H | 90 | 1-79 |
| Temascal 2 II | TM22 | H | 90 | II-79 |
| Temascal 2 III | TM23 | H | 90 | III-79 |
| Temascal 2 IV | TM24 | H | 90 | IV-79 |
| Villita III | + | H | 75 | |
| Villita IV | + | H | 75 | |
| Temascal 1 I | + | H | 38 | |
| Temascal 1 II | + | H | 38 | |
| Temascal 1 III | + | H | 38 | |
| Temascal 1 IV | + | H | 38 | |
| Cupatitzio I | + | H | 35 | |
| Cupatitzio II | + | H | 35 | |
| Sta. Rosa I | + | H | 30 | |
| Sta. Rosa II | + | H | 30 | |
| Cóbbano I | + | H | 26 | |
| Cóbbano II | + | H | 26 | |
| Chilapan I | + | H | 4 | |
| Chilapan II | + | H | 4 | |
| Chilapan III | + | H | 9 | |
| Chilapan IV | + | H | 9 | |
| Encanto I | + | H | 5 | |
| Encanto II | + | H | 5 | |
| Las Juntas I | + | H | 4 | |
| Las Juntas II | + | H | 4 | |

Tabla 5.2 (continuación)

| NOMBRE | NOMBRE EN EL PROGRAMA | TIPO | POTENCIA (MW) | FECHA |
|-------------------------|-----------------------|------|---------------|-------|
| Las Juntas III | + | H | 6 | |
| Platanal I | + | H | 2 | |
| Platanal II | + | H | 6 | |
| Zumpimito I | + | H | 1 | |
| Zumpimito II | + | H | 1 | |
| Zumpimito III | + | H | 2 | |
| Zumpimito IV | + | H | 2 | |
| El Salto I | + | H | 2 | |
| Gral. Camilo Arriaga I | + | H | 8 | |
| Gral. Camilo Arriaga II | + | H | 8 | |
| Tepazolco I | + | H | 5 | |
| Tepazolco II | + | H | 5 | |
| Tuxpango I | + | H | 6 | |
| Tuxpango II | + | H | 6 | |
| Tuxpango III | + | H | 9 | |
| Tuxpango IV | + | H | 15 | |
| Minas I | + | H | 5 | |
| Minas II | + | H | 5 | |
| Minas III | + | H | 5 | |
| La Venta I | + | H | 6 | |
| La Venta II | + | H | 6 | |
| La Venta III | + | H | 6 | |
| La Venta IV | + | H | 6 | |
| La Venta V | + | H | 6 | |
| Colimilla I | + | H | 12 | |



QUINCHO

Tabla 5.2 (continuación)

| NOMBRE | NOMBRE EN EL PROGRAMA | TIPO | POTENCIA (MW) | FECHA |
|------------------------|-----------------------|------|---------------|-------|
| Colimilla II | + | H | 12 | |
| Colimilla III | + | H | 12 | |
| Colimilla IV | + | H | 12 | |
| Puente Grande I | + | H | 2 | |
| Puente Grande II | + | H | 2 | |
| Puente Grande III | + | H | 3 | |
| Puente Grande IV | + | H | 6 | |
| Puente Grande V | + | H | 9 | |
| Intermedia I | + | H | 5 | |
| Bombaná I | + | H | 1 | |
| Bombaná II | + | H | 1 | |
| Bombaná III | + | H | 1 | |
| Bombaná IV | + | H | 2 | |
| Botello I | + | H | 4 | |
| Botello II | + | H | 4 | |
| Colotlipa I | + | H | 2 | |
| Colotlipa II | + | H | 2 | |
| Colotlipa III | + | H | 2 | |
| Colotlipa IV | + | H | 2 | |
| Plantas Chicas (total) | + | H | 23 | |

cc.- ciclo combinado

Tabla 5.2 (continuación)

| NOMBRE | POTENCIA (MW) | FACTOR DE CAPACIDAD | FECHA |
|----------------------|------------------|------------------------|-------|
| Bombaná | 5 | .519 | |
| Chilapan | 26 | .480 | |
| Encanto | 10 | .599 | |
| Minas | 15 | .564 | |
| El Salto | 2 | .481 | |
| Gral. Camilo Arriaga | 16 | .315 | |
| Tuxpango | 36 | .545 | |
| Tepazolco | 10 | .163 | |
| Botello | 8 | .721 | |
| Cóbano | 52 | .410 | |
| Cupatitzio | 70 | .602 | |
| Platanal | 8 | .560 | |
| Zumpimito | 6 | .650 | |
| Las Juntas | 14 | .664 | |
| La Venta | 30 | .347 | |
| Colimilla | 48 | .527 | |
| Puente Grande | 22 | .484 | |
| Intermedia | 5 | .827 | |
| Colotlipa | 8 | .426 | |
| Plantas Chicas | 23 | .395 | |
| Chicoasén | <u>1800</u> | <u>.320</u> | 1980 |
| SHPR (1980) | 2214 | .3545 | |
| | <u>1800</u> | --- | |
| SHPR (1977) | 414 | .4992 | |

Tabla 5.3 Plantas Hidroeléctricas de río del sistema ORIOC.

| NOMBRE | P O T E N C I A | | FACTOR DE CAPACIDAD | FECHA |
|-------------|-----------------|-----------|------------------------|-----------------|
| | (MW,1977) | (MW,1982) | | |
| Santa Rosa | 60 | 60 | .441 | |
| Temascal I | 152 | 152 | .618 | |
| Villita | 150 | 150 | .650 | |
| Malpaso | 720 | 1080 | .730 | (V,VI)1977-1978 |
| Temascal 2 | | 360 | .400 | 1979 |
| Aguamilpa | | 540 | .520 | 1979 |
| Angostura | 540 | 900 | .560 | (IV,V)1977-1978 |
| Peñitas | ---- | 400 | .460 | 1981 |
| SHRG (1977) | 1622 | ---- | .6448 | |
| SHRG (1982) | | 3642 | .582 | |

Tabla 5.4 Plantas Hidroeléctricas de Regulación del sistema ORIOC.

1er. periodo. 4/. trimestre de 1977.

Arranque U 1 de l.v. en diciembre 1.

Demanda pico: 4174 MW.

Entran en operación:

Angostura IV (tipo: VB, MW:180, f. cap.:0.56)

Malpaso V (VB, 180, 0.73)

| Nombre | pot. (MW) | fac. disp. | fac. carga | fac. cap. |
|--------|-----------|------------|------------|-----------|
| LVR1 | 640 | .3033 | .8000 | .2426 |
| LVR2 | 640 | .0000 | .0000 | .0000 |
| SHPR | 414 | .4992 | 1.0000 | .4992 |
| SHRG | 1622 | .9750 | .6613 | .6448 |
| MHRG | 360 | .9750 | .6615 | .6450 |

MHRG: ANG IV, MLP V.

2º. periodo. año de 1978.

Arranca U 2 de L.V. en octubre 1.

Demanda pico: 4743 MW

Entran en operación:

Tampico IV (VB, 300)

Salamanca IV (VB, 300)

Angostura V (HRe, 180, .56)

Malpaso VI (HRe, 180, .73)

| Nombre | pot. (MW) | fac. disp. | fac. carga | fac. cap. |
|--------|-----------|------------|------------|-----------|
| LVR1 | 640 | .9000 | .8000 | .7200 |
| LVR2 | 640 | .2268 | .8000 | .1815 |
| SGPR | 414 | .4992 | 1.0000 | .4992 |
| SHRG | 1982 | .9750 | .6613 | .64485 |
| MHRG | 360 | .9750 | .6615 | .6450 |

MHRG: ANG V, MLP VI

nota. VB = vapor barato, HRe = hidráulica de regulación,
HR = hidráulica de río, MW = potencia en MW.

3er. periodo año de 1979.

1er. paro de U 1 de L.V. jul 1 -sep 15.

Demanda pico: 5430

Entran en operación:

Temascal 2 1 (HRe, 90, 0.4)
 Temascal 2 11 (HRe, 90, 0.4)
 Aguamilpa 1 (HRe, 180, 0.52)
 Temascal 2 111 (HRe, 90, 0.4)
 Aguamilpa 11 (HRe, 180, 0.52)
 Temascal 2 IV (HRe, 90, 0.4)
 Aguamilpa 111 (HRe, 180, 0.52)

| Nombre | pot. (MW) | fac. disp. | fac. carga | fac. cap. |
|--------|-----------|------------|------------|-----------|
| LVR1 | 640 | .7307 | .8389 | .6130 |
| LVR2 | 640 | .9000 | .8000 | .7200 |
| SHPR | 414 | .4992 | 1.0000 | .4992 |
| SHRG | 2162 | .9750 | .6686 | .65194 |
| MHRG | 1080 | .9750 | .4991 | .4866 |

MHRG: ANG V, TM21, TM211, TM2111, TM2IV, AGMI, AGMII, AGMIII.

4o. periodo año de 1980.

2o. paro U 1 de L.V. ago 16 - sep 15.

1er. paro U 2 de L.V. may 1 - jul 15.

Demanda pico: 6214

Entran en operación:

Manzanillo 1 (VB, 300)
 Manzanillo II (VB, 300)
 Chicoasen I (HR, 300, 0.32)
 Chicoasen II (HR, 300, 0.32)
 Chicoasen III (HR, 300, 0.32)
 Chicoasen IV (HR, 300, 0.32)
 Chicoasen V (HR, 300, 0.32)
 Chicoasen VI (HR, 300, 0.32)

| Nombre | pot. (MW) | fac. disp. | fac. carga | fac. cap. |
|--------|-----------|------------|------------|-----------|
| LVR1 | 640 | .8892 | .8997 | .8000 |
| LVR2 | 640 | .7475 | .8601 | .6429 |
| SHPR | 2214 | .3535 | 1.0000 | .3535 |
| SHRG | 2342 | .9750 | .6614 | .64487 |
| MHRG | 900 | .9750 | .4841 | .4720 |

MHRG: TM21, TM2II, TM2III, TM2IV, AGMI, AGMII, AGMIII.

5º. periodo año de 1981

3er. paro U 1 de L.V. ago 16 - sep 15.

2º. paro U 2 de L.V. jun 16 - jul 15.

Demanda pico: 7030

Entran en operación:

Peñitas I (HRe, 100, 0.46)

Peñitas II (HRe, 100, 0.46)

Peñitas III (HRe, 100, 0.46)

Peñitas IV (HRe, 100, 0.46)

| Nombre | pot. (MW) | fac. disp. | fac. carga | fac. cap. |
|--------|-----------|------------|------------|-----------|
| LVR1 | 640 | .8892 | .8997 | .8000 |
| LVR2 | 640 | .8892 | .8997 | .8000 |
| SHPR | 2214 | .3535 | 1.0000 | .3535 |
| SHRG | 2702 | .9750 | .6279 | .612245 |
| MHRG | 940 | .9750 | .4323 | .4945 |

MHRG: AGMI, AGMII, AGMIII, PNTI, PNTII, PNTIII, PNTIV.

6º. periodo año de 1982.

4º. paro U 1 de L.V. ago 16 - sep 15.

3er. paro U 2 de L.V. jun 16 - jul 15.

Demanda pico: 7962

Entran en operación:

Manzanillo III (VB, 300)

Manzanillo IV (VB, 300)

| Nombre | pot. (MW) | fac. disp. | fac. carga | fac. cap. |
|--------|-----------|------------|------------|-----------|
| LVR1 | 640 | .8892 | .8997 | .8000 |
| LVR2 | 640 | .8892 | .8997 | .8000 |
| SHPR | 2214 | .3535 | 1.0000 | .3535 |
| SHRG | 2702 | .9750 | .6279 | .6122 |
| MHRG | 940 | .9750 | .4323 | .4945 |

MHRG: AGMI, AGMII, AGMIII, PNTI, PNTII, PNTIII, PNTIV.

Tabla 5.5 (continuación)

5.2.1 Resultados.

A manera de ilustración, los resultados de la corrida óptima para el cuarto periodo de simulación (1980) se encuentran en el apéndice B; si se desea conocer los formatos de entrada y salida del programa ver la referencia 4, donde se encuentra un listado del programa.

A partir de los resultados de los seis periodos de simulación se obtiene la tabla 5.6, donde están sintetizados los valores esperados del factor de capacidad para cada unidad de la planta nuclear eléctrica de Laguna Verde.

| | P E R I Ó D O | | | | | |
|--------|---------------|-------|-------|-------|-------|-------|
| Planta | 1977 | 1978 | 1979 | 1980 | 1981 | 1982 |
| LVRI | .2380 | .7146 | .5432 | .7876 | .7967 | .8031 |
| LVR2 | .0000 | .1986 | .7552 | .6307 | .8057 | .8113 |

Tabla 5.6 Factor de capacidad en función del tiempo.

5.4 Conclusiones.

1. Para efectuar una optimización total -desde el punto de económico- de una planta nucleoelectrónica es necesario efectuar la optimización simultánea de los parámetros B, L y c_f , ya que el efecto de cualquiera de ellos influye en el valor de los otros dos.
2. Tomando en cuenta las consideraciones de despacho de carga en el

sistema ORIOC fué posible efectuar la optimización del factor de capacidad (L), de las dos unidades de la planta de Laguna Verde para el periodo 1977-1982.

3. Con estos valores el factor de capacidad y con los efectos del mercado sobre los componentes del ciclo de combustible es posible determinar el valor del costo del ciclo de combustible (c_f), lo cual se realiza por medio de programas de cómputo tales como FUELCASH-II.
4. Finalmente -con auxilio de programas para este propósito, tales como LEOPARD, LASER u otros- considerando la influencia que ejerce el diseño del reactor, la administración de combustible dentro del núcleo y el factor de capacidad se efectúa la optimización del quemado (B).
5. Para periodos mayores de simulación el factor de capacidad de las centrales nucleares tiende a disminuir, ya que la entrada en operación de plantas generadoras grandes, ya sean nucleares, hidráulicas ó termoeléctricas -con menores costos incrementales- desplazan a éstas fuera de la región base de la curva monótona de distribución.
6. Queda abierta la posibilidad de realizar la simulación en el contexto del Sistema Eléctrico Nacional para determinar un factor de capacidad más real, manejar programas para conocer los valo--

res óptimos de c_f y B, y lograr la optimización total de una - -
planta nucleoelectrica.

7. Teniendo en cuenta la expansión de los sistemas eléctricos de potencia a base de plantas que proporcionen energía de origen nuclear y los efectos económicos que esto implica, en países como México, es posible determinar con bases más firmes la mejor administración de los recursos energéticos del país.

APENDICE A. CONVOLUCION GRAFICA.

La convolución de dos funciones $h(x)$ y $u(x)$ está dada por:

$$y(x) = h(x) * u(x) = \int_0^x h(x-z) u(z) dz$$

esta integral puede interpretarse gráficamente como el área bajo una curva ; así para $x = x_1$ tenemos:

$$y(x_1) = \int_0^{x_1} h(x_1-w) u(w) dw$$

Por lo que el valor de la integral, o sea $y(x_1)$, es igual al área -- bajo la curva de la función $h(x_1-w) u(x)$.

Para dar una interpretación gráfica de la integral de convolución h ce falta observar que la función $h(-w)$ es la imagen espejo de $h(w)$, -- o sea la función dibujada para x negativas en lugar de positivas. -- Además, la función $h(x_1-w)$ es la función $h(-w)$ corrida x_1 unidades -- de x hacia la derecha. Todo ello se expresa en la figura A.1.

A continuación se multiplica $u(w)$ por $h(x_1-w)$ y el área bajo la curva así obtenida es $y(x_1)$. En la figura A.2 se muestran dos funcio- -- nes, de las que se desea obtener su convolución.

En la figura A.3 se incluyen los valores de $y(x) = u(x) * h(x)$ obtenidos por el método gráfico descrito, para $x = 0, 0.5, \dots, 2.5$, y en la A.4, la función $y(x)$.

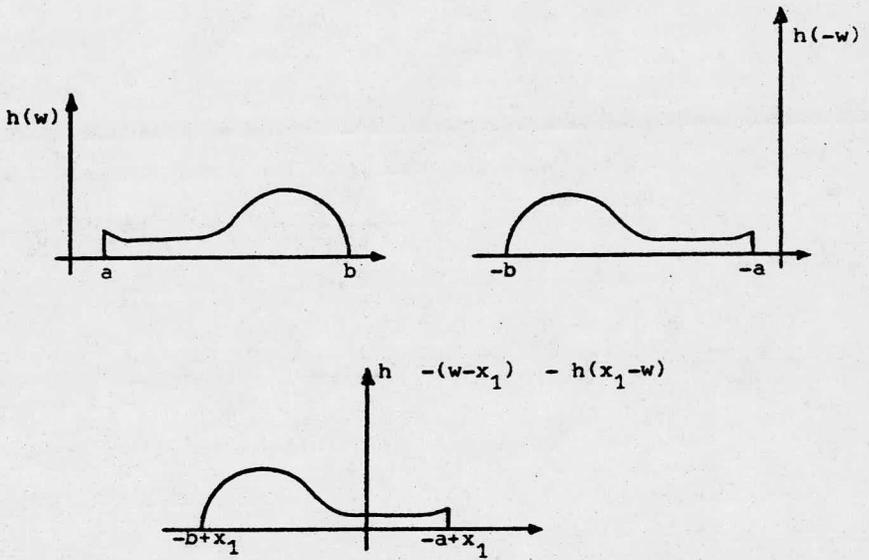


Fig. A.1 Obtención de $h(x_1-w)$

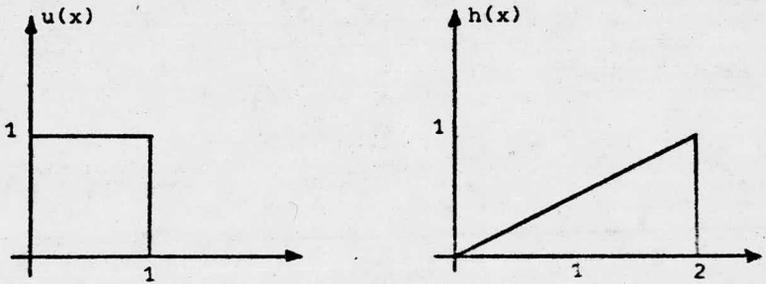


Fig. A.2 Dos funciones por convolucionar.

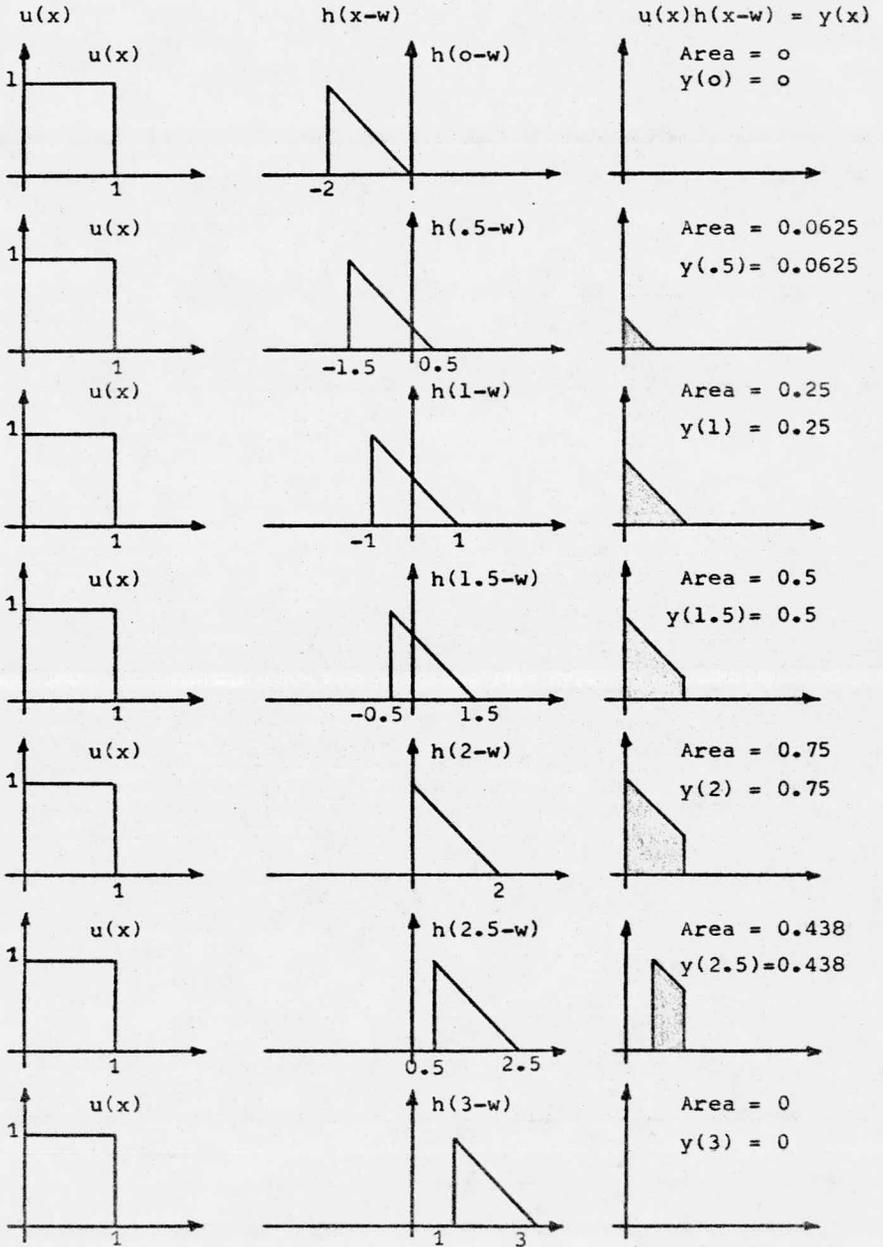


Fig. A.3 Convolución gráfica de $u(x)$ y $h(x)$.

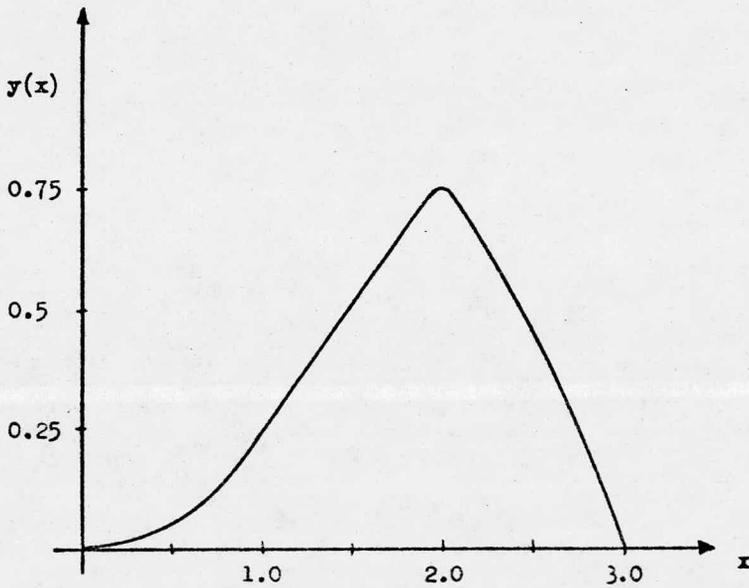


Fig. A.4 Gráfica de $y(x)$ construida de acuerdo a las áreas de la figura A.3.

CATOS DE ENTRADA DEL SISTEMA ELECTRICO.

NUMERO DE MAQUINAS TERMICAS DEL SISTEMA= 79 UNIDADES

| INDICE | KUM | NUMBRE | MAXPCT | TIPC | STAT | CASARR (MW) | DISP | NPTS | PUNTOS DE VALVULA= | POTVAL(T,INDICE) | CNSFC(T,INDICE) | T=1,NPTS | INDICE | |
|--------|------|--------|--------|------|------|----------------|--------|------|--------------------|------------------|-----------------|------------|------------|----|
| 1 | 1011 | LVR1 | 640 | N | 2 | 3300.00 | 0.8992 | 3 | 323 | 10906. | 480 10202. | 640 10075. | 1 | |
| 2 | 1012 | LVF2 | 640 | N | 2 | 3300.00 | 0.7475 | 3 | 323 | 10906. | 480 10202. | 640 10075. | 2 | |
| 3 | 6000 | SHPR | 2214 | H | 2 | 0.0 | 0.3535 | 1 | 2214 | 0. | ***** | ***** | 3 | |
| 4 | 6001 | SHRG | 2342 | H | 2 | 0.0 | 0.9750 | 5 | 500 | 0. | 1000 0. | 1500 0. | 2342 0. | 4 |
| 5 | 6002 | MHRG | 900 | H | 2 | 0.0 | 0.9750 | 2 | 450 | 0. | 900 0. | ***** | ***** | 5 |
| 6 | 6061 | PNT1 | 100 | H | 0 | 0.0 | 0.9750 | 1 | 100 | 0. | ***** | ***** | ***** | 6 |
| 7 | 6062 | PNT2 | 100 | H | 0 | 0.0 | 0.9750 | 1 | 100 | 0. | ***** | ***** | ***** | 7 |
| 8 | 6063 | PNT3 | 100 | H | 0 | 0.0 | 0.9750 | 1 | 100 | 0. | ***** | ***** | ***** | 8 |
| 9 | 6064 | PNT4 | 100 | H | 0 | 0.0 | 0.9750 | 1 | 100 | 0. | ***** | ***** | ***** | 9 |
| 10 | 2011 | MN71 | 300 | V | 2 | 1600.00 | 0.7544 | 4 | 75 | 10300. | 150 9050. | 240 8700. | 300 8740. | 10 |
| 11 | 2012 | MN72 | 300 | V | 2 | 1600.00 | 0.7544 | 4 | 75 | 10300. | 150 9050. | 240 8700. | 300 8740. | 11 |
| 12 | 2013 | MN73 | 300 | V | 0 | 1600.00 | 0.9750 | 4 | 75 | 10300. | 150 9050. | 240 8700. | 300 8740. | 12 |
| 13 | 2014 | MN74 | 300 | V | 0 | 1600.00 | 0.9750 | 4 | 75 | 10300. | 150 9050. | 240 8700. | 300 8740. | 13 |
| 14 | 2021 | TMP1 | 158 | V | 2 | 750.00 | 0.9750 | 4 | 40 | 9300. | 80 8425. | 120 8160. | 158 7703. | 14 |
| 15 | 2022 | TMP2 | 158 | V | 2 | 750.00 | 0.9750 | 4 | 40 | 9300. | 80 8425. | 120 8160. | 158 7703. | 15 |
| 16 | 2023 | TMP3 | 300 | V | 2 | 1600.00 | 0.9750 | 4 | 75 | 8905. | 150 8120. | 225 7800. | 300 7715. | 16 |
| 17 | 2024 | TMP4 | 300 | V | 2 | 1600.00 | 0.9750 | 4 | 75 | 8905. | 150 8120. | 225 7800. | 300 7715. | 17 |
| 18 | 2033 | VPX3 | 158 | V | 2 | 750.00 | 0.9750 | 4 | 40 | 11000. | 80 9950. | 120 9560. | 158 9600. | 18 |
| 19 | 2034 | VPX4 | 300 | V | 2 | 1600.00 | 0.9750 | 4 | 75 | 10500. | 150 9500. | 240 9140. | 300 8180. | 19 |
| 20 | 2041 | SLM1 | 158 | V | 2 | 750.00 | 0.9750 | 4 | 40 | 10500. | 80 9550. | 120 9200. | 158 9225. | 20 |
| 21 | 2042 | SLM2 | 158 | V | 2 | 750.00 | 0.9750 | 4 | 40 | 10500. | 80 9550. | 120 9200. | 158 9225. | 21 |
| 22 | 2043 | SLM3 | 300 | V | 2 | 1600.00 | 0.9750 | 4 | 75 | 8705. | 150 8069. | 225 7900. | 300 7755. | 22 |
| 23 | 2044 | SLM4 | 300 | V | 2 | 1600.00 | 0.9750 | 4 | 75 | 8009. | 150 7945. | 225 7900. | 300 7650. | 23 |
| 24 | 3011 | DBCA | 67 | P | 2 | 65.00 | 0.9500 | 2 | 56 | 16400. | 67 19500. | ***** | ***** | 24 |
| 25 | 3012 | DBCB | 67 | P | 2 | 65.00 | 0.9500 | 2 | 56 | 15400. | 67 19500. | ***** | ***** | 25 |
| 26 | 3013 | DB21 | 100 | V | 2 | 50.00 | 0.9750 | 4 | 25 | 11000. | 50 10560. | 80 10120. | 100 10000. | 26 |
| 27 | 3014 | DB22 | 100 | V | 2 | 50.00 | 0.9750 | 4 | 25 | 11000. | 115 10560. | 184 10120. | 230 10000. | 27 |
| 28 | 2051 | PRC1 | 39 | V | 2 | 200.00 | 0.9500 | 4 | 10 | 11800. | 20 11000. | 32 10600. | 39 10600. | 28 |
| 29 | 2052 | PRC2 | 39 | V | 2 | 200.00 | 0.9500 | 4 | 10 | 11800. | 20 11000. | 32 10600. | 39 10600. | 29 |
| 30 | 2053 | PRC3 | 39 | V | 2 | 200.00 | 0.9500 | 4 | 10 | 11800. | 20 11000. | 32 10600. | 39 10600. | 30 |
| 31 | 2061 | CLY1 | 10 | V | 2 | 60.00 | 0.9500 | 4 | 4 | 14700. | 8 13700. | 13 13160. | 16 13160. | 31 |
| 32 | 2062 | CLY2 | 16 | V | 2 | 60.00 | 0.9500 | 4 | 4 | 14700. | 8 13700. | 13 13160. | 16 13160. | 32 |
| 33 | 2063 | CLY3 | 16 | V | 2 | 60.00 | 0.9500 | 4 | 4 | 14700. | 8 13700. | 13 13160. | 16 13160. | 33 |
| 34 | 2071 | SBM1 | 8 | V | 2 | 40.00 | 0.9500 | 4 | 4 | 15900. | 8 14750. | 6 14380. | 6 14300. | 34 |
| 35 | 2072 | SBM2 | 16 | V | 2 | 60.00 | 0.9500 | 4 | 4 | 15900. | 8 14750. | 13 14380. | 16 14300. | 35 |
| 36 | 2073 | SBM3 | 16 | V | 2 | 60.00 | 0.9500 | 4 | 4 | 15900. | 8 14750. | 13 14380. | 16 14300. | 36 |
| 37 | 2091 | AND1 | 6 | V | 2 | 30.00 | 0.9500 | 4 | 1 | 16000. | 3 14750. | 5 14380. | 6 14300. | 37 |
| 38 | 2092 | AND2 | 6 | V | 2 | 30.00 | 0.9500 | 4 | 1 | 16000. | 3 14750. | 5 14380. | 6 14300. | 38 |
| 39 | 2093 | AND3 | 10 | V | 2 | 50.00 | 0.9500 | 4 | 2 | 16000. | 5 14750. | 8 14380. | 10 14300. | 39 |
| 40 | 2091 | LCR1 | 7 | V | 2 | 35.00 | 0.9500 | 4 | 2 | 16000. | 4 14750. | 6 14380. | 7 14300. | 40 |
| 41 | 2092 | LCF2 | 7 | V | 2 | 35.00 | 0.9500 | 4 | 2 | 16000. | 4 14750. | 6 14380. | 7 14300. | 41 |
| 42 | 2101 | DB11 | 10 | V | 2 | 50.00 | 0.9500 | 4 | 3 | 16000. | 5 14750. | 8 14380. | 10 14300. | 42 |
| 43 | 2102 | DB12 | 16 | V | 2 | 60.00 | 0.9500 | 4 | 4 | 16100. | 8 14350. | 13 13800. | 16 13900. | 43 |
| 44 | 2111 | ZPP1 | 5 | V | 2 | 25.00 | 0.9500 | 4 | 1 | 16100. | 3 15100. | 4 14640. | 5 14680. | 44 |
| 45 | 2112 | ZPP2 | 5 | V | 2 | 25.00 | 0.9500 | 4 | 1 | 16100. | 3 15100. | 4 14640. | 5 14680. | 45 |
| 46 | 2113 | ZPP3 | 5 | V | 2 | 25.00 | 0.9500 | 4 | 1 | 16100. | 3 15100. | 4 14640. | 5 14680. | 46 |
| 47 | 2121 | JCH1 | 6 | V | 2 | 30.00 | 0.9500 | 4 | 2 | 16100. | 3 15100. | 5 14640. | 6 14680. | 47 |
| 48 | 2122 | JCH2 | 6 | V | 2 | 30.00 | 0.9500 | 4 | 2 | 16100. | 3 15100. | 5 14640. | 6 14680. | 48 |
| 49 | 2131 | SL51 | 3 | V | 2 | 15.00 | 0.9500 | 2 | 2 | 14600. | 3 14680. | ***** | ***** | 49 |
| 50 | 2132 | SL52 | 3 | V | 2 | 15.00 | 0.9500 | 2 | 2 | 14600. | 3 14680. | ***** | ***** | 50 |
| 51 | 2133 | SL53 | 7 | V | 2 | 35.00 | 0.9500 | 4 | 2 | 16100. | 4 15100. | 6 14640. | 7 14680. | 51 |
| 52 | 2141 | CLF1 | 3 | V | 2 | 15.00 | 0.9500 | 2 | 2 | 14600. | 3 14680. | ***** | ***** | 52 |
| 53 | 2142 | CLF2 | 3 | V | 2 | 15.00 | 0.9500 | 2 | 2 | 14600. | 3 14680. | ***** | ***** | 53 |
| 54 | 2151 | VHR1 | 2 | V | 2 | 10.00 | 0.9500 | 1 | 2 | 14600. | ***** | ***** | ***** | 54 |
| 55 | 7011 | DAXA | 1 | P | 2 | 5.00 | 0.9500 | 1 | 1 | 10000. | ***** | ***** | ***** | 55 |
| 56 | 7021 | JCHA | 1 | P | 2 | 5.00 | 0.9500 | 1 | 1 | 10000. | ***** | ***** | ***** | 56 |
| 57 | 7031 | RVRA | 1 | P | 2 | 5.00 | 0.9500 | 1 | 4 | 10000. | ***** | ***** | ***** | 57 |

APENDICE B1

DATOS ADICIONALES DE ENTRADA RESULTADOS DE LA PRESIMULACION

COSTO DE LA ENERGIA DE EMERGENCIA= 75.00 PFSOS/MWH

| INDICE | NUM | NOMBRE | MAXPOT | TIPO | STAT | DISP (C/C) | CSTMRTU (CENT) | CSTAR (PFSOS) | NPTS | PUNYOS DE VALVULA | POTVAL (Mw) | (I,INDICE) | (I,INDICE) | (I,INDICE) | I=1,NP(I) | INDICE | | | | |
|--------|------|--------|--------|------|------|---------------|-------------------|------------------|------|-------------------|----------------|------------|------------|------------|-----------|--------|-------|-------|-----|---|
| 1 | 1011 | LVR1 | 640 | N | 2 | 88.92 | 250.00 | 8250.00 | 3 | 320 | 27.26 | 480 | 25.50 | 640 | 25.19 | ***** | 1 | | | |
| 2 | 1012 | LVR2 | 640 | N | 2 | 74.75 | 250.00 | 8250.00 | 3 | 320 | 27.26 | 480 | 25.50 | 640 | 25.19 | ***** | 2 | | | |
| 3 | 6000 | SHPR | 2214 | H | 2 | 35.35 | 0.0 | 0.0 | 1 | 2214 | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 3 | | | |
| 4 | 6001 | S4RG | 2342 | H | 2 | 97.50 | 0.0 | 0.0 | 5 | 500 | 0.0 | 1000 | 0.0 | 1500 | 0.0 | 2000 | 0.0 | 2342 | 0.0 | 4 |
| 5 | 6002 | M4RG | 900 | H | 2 | 97.50 | 0.0 | 0.0 | 2 | 450 | 0.0 | 900 | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | 5 |
| 6 | 6061 | PNT1 | 100 | H | 0 | 97.50 | 0.0 | 0.0 | 1 | 100 | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | 6 |
| 7 | 6062 | PNT2 | 100 | H | 0 | 97.50 | 0.0 | 0.0 | 1 | 100 | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | 7 |
| 8 | 6063 | PNT3 | 100 | H | 0 | 97.50 | 0.0 | 0.0 | 1 | 100 | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | 8 |
| 9 | 6064 | PNT4 | 100 | H | 0 | 97.50 | 0.0 | 0.0 | 1 | 100 | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | ***** | 0.0 | 9 |
| 10 | 2011 | MN21 | 300 | V | 2 | 97.50 | 510.00 | 8160.00 | 4 | 75 | 52.53 | 150 | 46.15 | 240 | 44.37 | 300 | 44.57 | ***** | 10 | |
| 11 | 2012 | MN22 | 300 | V | 2 | 73.46 | 510.00 | 8160.00 | 4 | 75 | 52.53 | 150 | 46.15 | 240 | 44.37 | 300 | 44.57 | ***** | 11 | |
| 12 | 2013 | MN23 | 300 | V | 0 | 97.50 | 510.00 | 8160.00 | 4 | 75 | 52.53 | 150 | 46.15 | 240 | 44.37 | 300 | 44.57 | ***** | 12 | |
| 13 | 2014 | MN24 | 300 | V | 0 | 97.50 | 510.00 | 8160.00 | 4 | 75 | 52.53 | 150 | 46.15 | 240 | 44.37 | 300 | 44.57 | ***** | 13 | |
| 14 | 2021 | TMP1 | 158 | V | 2 | 97.50 | 510.00 | 3825.00 | 4 | 40 | 47.43 | 80 | 42.57 | 170 | 41.62 | 158 | 39.29 | ***** | 14 | |
| 15 | 2022 | TMP2 | 158 | V | 2 | 97.50 | 510.00 | 3825.00 | 4 | 40 | 47.43 | 80 | 42.57 | 170 | 41.62 | 158 | 39.29 | ***** | 15 | |
| 16 | 2023 | TMP3 | 300 | V | 2 | 97.50 | 510.00 | 8160.00 | 4 | 75 | 45.42 | 150 | 41.41 | 225 | 39.78 | 300 | 39.35 | ***** | 16 | |
| 17 | 2024 | TMP4 | 300 | V | 2 | 97.50 | 510.00 | 8160.00 | 4 | 75 | 45.42 | 150 | 41.41 | 225 | 39.78 | 300 | 39.35 | ***** | 17 | |
| 18 | 2033 | VMX3 | 158 | V | 2 | 97.50 | 510.00 | 3825.00 | 4 | 40 | 56.10 | 80 | 50.74 | 170 | 48.76 | 158 | 48.66 | ***** | 18 | |
| 19 | 2034 | VMX4 | 300 | V | 2 | 97.50 | 510.00 | 8160.00 | 4 | 75 | 53.55 | 150 | 42.45 | 240 | 46.61 | 300 | 46.82 | ***** | 19 | |
| 20 | 2041 | SLM1 | 158 | V | 2 | 97.50 | 510.00 | 3825.00 | 4 | 40 | 53.55 | 80 | 49.70 | 120 | 46.92 | 158 | 47.05 | ***** | 20 | |
| 21 | 2042 | SLM2 | 158 | V | 2 | 97.50 | 510.00 | 3825.00 | 4 | 40 | 53.55 | 80 | 49.70 | 120 | 46.92 | 158 | 47.05 | ***** | 21 | |
| 22 | 2043 | SLM3 | 300 | V | 2 | 97.50 | 510.00 | 8160.00 | 4 | 75 | 46.40 | 150 | 41.15 | 225 | 39.81 | 300 | 39.55 | ***** | 22 | |
| 23 | 2044 | SLM4 | 300 | V | 2 | 97.50 | 510.00 | 8160.00 | 4 | 75 | 40.85 | 150 | 40.52 | 225 | 39.78 | 300 | 39.01 | ***** | 23 | |
| 24 | 3011 | EBCA | 67 | F | 2 | 98.00 | 1360.00 | 1292.00 | 2 | 56 | 223.04 | 67 | 210.80 | ***** | ***** | ***** | ***** | ***** | 24 | |
| 25 | 3012 | DBCB | 67 | F | 2 | 98.00 | 1360.00 | 1292.00 | 2 | 56 | 223.04 | 67 | 210.80 | ***** | ***** | ***** | ***** | ***** | 25 | |
| 26 | 3013 | OP21 | 100 | V | 2 | 97.50 | 510.00 | 2550.00 | 4 | 25 | 56.10 | 50 | 53.66 | 80 | 51.61 | 100 | 51.00 | ***** | 26 | |
| 27 | 3014 | OP22 | 230 | V | 2 | 97.50 | 510.00 | 5865.00 | 4 | 25 | 56.10 | 115 | 53.66 | 184 | 51.61 | 230 | 51.00 | ***** | 27 | |
| 28 | 2051 | PRC1 | 39 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 1020.00 | 4 | 10 | 60.18 | 20 | 56.10 | 32 | 54.06 | 39 | 54.06 | ***** | 28 | |
| 29 | 2052 | PRC2 | 39 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 1020.00 | 4 | 10 | 60.18 | 20 | 56.10 | 32 | 54.06 | 39 | 54.06 | ***** | 29 | |
| 30 | 2053 | PRC3 | 39 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 1020.00 | 4 | 10 | 60.18 | 20 | 56.10 | 32 | 54.06 | 39 | 54.06 | ***** | 30 | |
| 31 | 2061 | CLY1 | 10 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 255.00 | 4 | 3 | 74.97 | 5 | 69.87 | 8 | 67.12 | 10 | 67.12 | ***** | 31 | |
| 32 | 2062 | CLY2 | 16 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 408.00 | 4 | 4 | 74.97 | 8 | 69.87 | 13 | 67.12 | 16 | 67.12 | ***** | 32 | |
| 33 | 2063 | CLY3 | 16 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 408.00 | 4 | 4 | 74.97 | 8 | 69.87 | 13 | 67.12 | 16 | 67.12 | ***** | 33 | |
| 34 | 2071 | SBM1 | 8 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 204.00 | 4 | 2 | 81.09 | 4 | 75.22 | 6 | 73.34 | 8 | 72.63 | ***** | 34 | |
| 35 | 2072 | SBM2 | 16 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 408.00 | 4 | 4 | 81.09 | 8 | 75.22 | 13 | 73.34 | 16 | 72.63 | ***** | 35 | |
| 36 | 2073 | SBM3 | 16 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 408.00 | 4 | 4 | 81.09 | 8 | 75.22 | 13 | 73.34 | 16 | 72.63 | ***** | 36 | |
| 37 | 2081 | AND1 | 6 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 153.00 | 4 | 1 | 81.60 | 3 | 75.22 | 5 | 73.34 | 6 | 72.63 | ***** | 37 | |
| 38 | 2082 | AND2 | 6 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 153.00 | 4 | 1 | 81.60 | 3 | 75.22 | 5 | 73.34 | 6 | 72.63 | ***** | 38 | |
| 39 | 2083 | AND3 | 10 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 255.00 | 4 | 2 | 81.60 | 5 | 75.22 | 8 | 73.34 | 10 | 72.63 | ***** | 39 | |
| 40 | 2091 | LCR1 | 7 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 178.50 | 4 | 2 | 81.60 | 4 | 75.22 | 6 | 73.34 | 7 | 72.63 | ***** | 40 | |
| 41 | 2092 | LCR2 | 7 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 178.50 | 4 | 2 | 81.60 | 4 | 75.22 | 6 | 73.34 | 7 | 72.63 | ***** | 41 | |
| 42 | 2101 | DB11 | 10 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 255.00 | 4 | 3 | 81.60 | 5 | 75.22 | 8 | 73.34 | 10 | 72.63 | ***** | 42 | |
| 43 | 2102 | DB12 | 16 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 408.00 | 4 | 4 | 78.54 | 8 | 73.18 | 13 | 70.89 | 16 | 70.89 | ***** | 43 | |
| 44 | 2111 | ZPP1 | 5 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 127.50 | 4 | 1 | 82.11 | 3 | 77.01 | 4 | 74.66 | 5 | 74.67 | ***** | 44 | |
| 45 | 2112 | ZPP2 | 5 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 127.50 | 4 | 1 | 82.11 | 3 | 77.01 | 4 | 74.66 | 5 | 74.67 | ***** | 45 | |
| 46 | 2113 | ZPP3 | 5 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 127.50 | 4 | 1 | 82.11 | 3 | 77.01 | 4 | 74.66 | 5 | 74.67 | ***** | 46 | |
| 47 | 2121 | JCH1 | 6 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 153.00 | 4 | 2 | 82.11 | 3 | 77.01 | 5 | 74.66 | 6 | 74.67 | ***** | 47 | |
| 48 | 2122 | JCH2 | 6 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 153.00 | 4 | 2 | 82.11 | 3 | 77.01 | 5 | 74.66 | 6 | 74.67 | ***** | 48 | |
| 49 | 2131 | SL51 | 3 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 76.50 | 2 | 2 | 74.46 | 3 | 74.87 | ***** | ***** | ***** | ***** | 49 | | |
| 50 | 2132 | SL52 | 3 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 76.50 | 2 | 2 | 74.46 | 3 | 74.87 | ***** | ***** | ***** | ***** | 50 | | |
| 51 | 2133 | SL53 | 7 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 178.50 | 4 | 2 | 82.11 | 4 | 77.01 | 6 | 74.66 | 7 | 74.67 | ***** | 51 | |
| 52 | 2141 | CLR1 | 3 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 76.50 | 2 | 2 | 74.46 | 3 | 74.87 | ***** | ***** | ***** | ***** | 52 | | |
| 53 | 2142 | CLR2 | 3 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 76.50 | 2 | 2 | 74.46 | 3 | 74.87 | ***** | ***** | ***** | ***** | 53 | | |
| 54 | 2151 | VHR1 | 2 | V | 2 | 95.00 | 510.00 | 51.00 | 1 | 2 | 74.46 | ***** | ***** | ***** | ***** | ***** | ***** | 54 | | |
| 55 | 7011 | DAKA | 1 | P | 2 | 95.00 | 1360.00 | 68.00 | 1 | 1 | 136.00 | ***** | ***** | ***** | ***** | ***** | ***** | 55 | | |
| 56 | 7021 | JCHA | 1 | F | 2 | 95.00 | 1360.00 | 68.00 | 1 | 1 | 136.00 | ***** | ***** | ***** | ***** | ***** | ***** | 56 | | |

APENDICE B (continúa del 1)

B
C

RESULTADOS INICIALES DE LA SIMULACION

| J | PTVAL | AUP | PCTAC (PK) | PCTAE (PK) | PCTFIN (PK) | FCYCRG | ENGRPD (GWH) | J |
|----|-------|------|---------------|---------------|----------------|----------|-----------------|----|
| 1 | 1003 | 6000 | 2214. | 2214 | 2214 | 1.000000 | 6856.004250 | 1 |
| 2 | 1001 | 1011 | 2534. | 320 | 320 | 1.000000 | 2492.605362 | 2 |
| 3 | 1002 | 1012 | 2654. | 320 | 320 | 0.999959 | 2095.306913 | 3 |
| 4 | 1022 | 2043 | 2929. | 75 | 75 | 0.999794 | 640.442718 | 4 |
| 5 | 1023 | 2044 | 3004. | 75 | 75 | 0.995584 | 640.305568 | 5 |
| 6 | 1016 | 2023 | 3075. | 75 | 75 | 0.995155 | 640.033585 | 6 |
| 7 | 1017 | 2024 | 3154. | 75 | 75 | 0.995528 | 639.632130 | 7 |
| 8 | 1019 | 2034 | 3225. | 75 | 75 | 0.997451 | 638.941729 | 8 |
| 9 | 1014 | 2021 | 3265. | 40 | 40 | 0.996347 | 340.391982 | 9 |
| 10 | 1015 | 2022 | 3305. | 40 | 40 | 0.995176 | 339.992954 | 10 |
| 11 | 1010 | 2011 | 33E4. | 75 | 75 | 0.993372 | 635.269565 | 11 |
| 12 | 1011 | 2012 | 3459. | 75 | 75 | 0.989841 | 477.729114 | 12 |
| 13 | 10C4 | 6001 | 3950. | 500 | 500 | 0.962332 | 4109.639603 | 13 |
| 14 | 1020 | 2041 | 3995. | 40 | 40 | 0.920135 | 314.354790 | 14 |
| 15 | 1021 | 2042 | 4035. | 40 | 40 | 0.911224 | 211.210674 | 15 |
| 16 | 1018 | 2033 | 4075. | 40 | 40 | 0.902194 | 308.225639 | 16 |
| 17 | 2002 | 1012 | 4239. | 160 | 480 | 0.895451 | 2994.702482 | 17 |
| 18 | 2001 | 1011 | 4395. | 160 | 480 | 0.883428 | 3535.047612 | 18 |
| 19 | 1005 | 6002 | 4E45. | 450 | 450 | 0.775836 | 2581.885081 | 19 |
| 20 | 3001 | 1011 | 5005. | 160 | 640 | 0.706725 | 4415.841004 | 20 |
| 21 | 2004 | 6001 | 5509. | 500 | 1000 | 0.678785 | 7008.392241 | 21 |
| 22 | 3004 | 6001 | 6005. | 500 | 1500 | 0.620669 | 9658.600800 | 22 |
| 23 | 1026 | 3013 | 6034. | 25 | 25 | 0.574270 | 122.621068 | 23 |
| 24 | 3002 | 1012 | 6194. | 160 | 640 | 0.516718 | 3536.065670 | 24 |
| 25 | 4004 | 6001 | 6694. | 500 | 2000 | 0.422266 | 11462.331723 | 25 |
| 26 | 5004 | 6001 | 7036. | 342 | 2242 | 0.295425 | 12193.829027 | 26 |
| 27 | 2005 | 6002 | 748E. | 450 | 900 | 0.134E35 | 3500.116135 | 27 |
| 28 | 1027 | 3014 | 7511. | 25 | 25 | 0.089668 | 19.146370 | 28 |
| 29 | 2022 | 2043 | 75E6. | 75 | 150 | 0.001091 | 692.387792 | 29 |
| 30 | 2023 | 2044 | 7661. | 75 | 150 | 0.076400 | 685.404874 | 30 |
| 31 | 1024 | 3011 | 7717. | 56 | 56 | 0.062343 | 29.971288 | 31 |
| 32 | 1025 | 3012 | 7773. | 56 | 56 | 0.056219 | 27.027413 | 32 |
| 33 | 3022 | 2043 | 7E48. | 75 | 225 | 0.049264 | 723.945190 | 33 |
| 34 | 3023 | 2044 | 7E23. | 75 | 225 | 0.043191 | 713.071817 | 34 |
| 35 | 4022 | 2043 | 7E98. | 75 | 300 | 0.037649 | 749.062353 | 35 |
| 36 | 4023 | 2044 | 8E78. | 75 | 300 | 0.033383 | 734.455998 | 36 |
| 37 | 2016 | 2023 | 8146. | 75 | 150 | 0.029503 | 659.188680 | 37 |
| 38 | 2017 | 2024 | 8223. | 75 | 150 | 0.026685 | 656.726094 | 38 |
| 39 | 3016 | 2023 | 8298. | 75 | 225 | 0.023917 | 674.509429 | 39 |
| 40 | 3017 | 2024 | 8373. | 75 | 225 | 0.021548 | 670.529502 | 40 |
| 41 | 4016 | 2023 | 844E. | 75 | 300 | 0.019493 | 686.995362 | 41 |
| 42 | 4017 | 2024 | 8523. | 75 | 300 | 0.017740 | 681.893543 | 42 |
| 43 | 2019 | 2034 | 8598. | 75 | 150 | 0.016301 | 649.383723 | 43 |
| 44 | 3019 | 2034 | 8E8E. | 50 | 240 | 0.014727 | 669.704104 | 44 |
| 45 | 4019 | 2034 | 8748. | 60 | 300 | 0.013401 | 667.571671 | 45 |
| 46 | 2014 | 2021 | 8786. | 40 | 60 | 0.012731 | 344.741471 | 46 |
| 47 | 2015 | 2022 | 8E2E. | 40 | 80 | 0.012134 | 344.427144 | 47 |
| 48 | 3014 | 2021 | 8E6E. | 40 | 120 | 0.011501 | 347.670744 | 48 |
| 49 | 3015 | 2022 | 8508. | 40 | 120 | 0.010543 | 347.865400 | 49 |
| 50 | 4014 | 2021 | 8946. | 38 | 150 | 0.009875 | 351.070483 | 50 |
| 51 | 4015 | 2022 | 9059. | 38 | 150 | 0.009170 | 352.040550 | 51 |
| 52 | 2010 | 2011 | 9059. | 75 | 150 | 0.008028 | 481.603694 | 52 |
| 53 | 2011 | 2012 | 9134. | 75 | 150 | 0.007517 | 481.603694 | 53 |
| 54 | 3010 | 2011 | 9224. | 90 | 240 | 0.006177 | 485.180934 | 54 |
| 55 | 3011 | 2012 | 9314. | 90 | 240 | 0.006047 | 485.180934 | 55 |
| 56 | 4010 | 2011 | 9374. | 60 | 300 | 0.004922 | 487.061475 | 56 |
| 57 | 4011 | 2012 | 9434. | 60 | 300 | 0.004922 | 487.061475 | 57 |
| 58 | 2020 | 2061 | 956E. | 40 | 80 | 0.002532 | 316.151405 | 58 |

APENDICE B (continuación)

B - 5

AERNDI DE B (continuaçãõ)

| | | | | | | | | |
|-----|------|------|--------|----|-----|----------|------------|-----|
| 56 | 2020 | 2041 | 9474. | 40 | 80 | 0.001237 | 215.151405 | 58 |
| 59 | 2021 | 2042 | 9514. | 40 | 80 | 0.004926 | 212.993534 | 59 |
| 60 | 2020 | 2041 | 9554. | 40 | 120 | 0.004585 | 217.717895 | 60 |
| 61 | 3021 | 2042 | 9594. | 40 | 120 | 0.004262 | 214.445625 | 61 |
| 62 | 4020 | 2041 | 9632. | 38 | 158 | 0.003973 | 219.007381 | 62 |
| 63 | 4021 | 2042 | 9670. | 38 | 158 | 0.003703 | 215.651583 | 63 |
| 64 | 2018 | 2033 | 9710. | 40 | 80 | 0.003444 | 209.402320 | 64 |
| 65 | 3018 | 2033 | 9750. | 40 | 120 | 0.003189 | 210.401745 | 65 |
| 66 | 4018 | 2033 | 9788. | 38 | 158 | 0.002949 | 211.448531 | 66 |
| 67 | 2024 | 3011 | 9795. | 11 | 67 | 0.002816 | 30.237189 | 67 |
| 68 | 2025 | 3012 | 9810. | 11 | 67 | 0.002749 | 27.287003 | 68 |
| 69 | 2026 | 3013 | 9835. | 25 | 50 | 0.002648 | 123.186456 | 69 |
| 70 | 2027 | 3014 | 9925. | 50 | 115 | 0.002359 | 20.957102 | 70 |
| 71 | 3026 | 3013 | 9955. | 30 | 80 | 0.002059 | 123.714058 | 71 |
| 72 | 3027 | 3014 | 10024. | 69 | 164 | 0.001845 | 22.044352 | 72 |
| 73 | 4026 | 3013 | 10044. | 20 | 100 | 0.001674 | 123.699978 | 73 |
| 74 | 4027 | 3014 | 10090. | 46 | 230 | 0.001532 | 22.546136 | 74 |
| 75 | 1028 | 2051 | 10100. | 10 | 10 | 0.001461 | 0.121560 | 75 |
| 76 | 1029 | 2052 | 10110. | 10 | 10 | 0.001430 | 0.118974 | 76 |
| 77 | 1030 | 2053 | 10120. | 10 | 10 | 0.001398 | 0.116382 | 77 |
| 78 | 2028 | 2051 | 10130. | 10 | 20 | 0.001365 | 0.235187 | 78 |
| 79 | 2029 | 2052 | 10140. | 10 | 20 | 0.001334 | 0.229999 | 79 |
| 80 | 2030 | 2053 | 10150. | 10 | 20 | 0.001303 | 0.224801 | 80 |
| 81 | 3028 | 2051 | 10162. | 12 | 32 | 0.001266 | 0.361645 | 81 |
| 82 | 3029 | 2052 | 10174. | 12 | 32 | 0.001229 | 0.352690 | 82 |
| 83 | 3030 | 2053 | 10186. | 12 | 32 | 0.001191 | 0.343713 | 83 |
| 84 | 4028 | 2051 | 10153. | 7 | 39 | 0.001159 | 0.429183 | 84 |
| 85 | 4029 | 2052 | 10200. | 7 | 39 | 0.001141 | 0.419169 | 85 |
| 86 | 4030 | 2053 | 10207. | 7 | 39 | 0.001124 | 0.409210 | 86 |
| 87 | 1031 | 2061 | 10210. | 3 | 3 | 0.001118 | 0.027906 | 87 |
| 88 | 1032 | 2062 | 10214. | 4 | 4 | 0.001109 | 0.036922 | 88 |
| 89 | 1033 | 2063 | 10218. | 4 | 4 | 0.001099 | 0.036595 | 89 |
| 90 | 2031 | 2061 | 10220. | 2 | 5 | 0.001092 | 0.046079 | 90 |
| 91 | 2032 | 2062 | 10224. | 4 | 8 | 0.001084 | 0.073015 | 91 |
| 92 | 2033 | 2063 | 10228. | 4 | 8 | 0.001075 | 0.072368 | 92 |
| 93 | 3031 | 2061 | 10231. | 3 | 8 | 0.001066 | 0.072491 | 93 |
| 94 | 3032 | 2062 | 10236. | 5 | 13 | 0.001056 | 0.116937 | 94 |
| 95 | 3033 | 2063 | 10241. | 5 | 13 | 0.001043 | 0.115783 | 95 |
| 96 | 4031 | 2061 | 10243. | 2 | 10 | 0.001035 | 0.089918 | 96 |
| 97 | 4032 | 2062 | 10246. | 3 | 16 | 0.001028 | 0.142605 | 97 |
| 98 | 4033 | 2063 | 10249. | 3 | 16 | 0.001021 | 0.141268 | 98 |
| 99 | 1049 | 2131 | 10251. | 2 | 2 | 0.001017 | 0.016922 | 99 |
| 100 | 1050 | 2132 | 10253. | 2 | 2 | 0.001012 | 0.016740 | 100 |
| 101 | 2049 | 2131 | 10254. | 1 | 3 | 0.001008 | 0.025310 | 101 |
| 102 | 2050 | 2132 | 10255. | 1 | 3 | 0.001005 | 0.025208 | 102 |
| 103 | 1052 | 2141 | 10257. | 2 | 2 | 0.001002 | 0.016677 | 103 |
| 104 | 1053 | 2142 | 10259. | 2 | 2 | 0.000997 | 0.016596 | 104 |
| 105 | 2052 | 2141 | 10260. | 1 | 3 | 0.000993 | 0.024943 | 105 |
| 106 | 2053 | 2142 | 10261. | 1 | 3 | 0.000991 | 0.024840 | 106 |
| 107 | 1054 | 2151 | 10263. | 2 | 2 | 0.000987 | 0.016432 | 107 |
| 108 | 1043 | 2102 | 10267. | 4 | 4 | 0.000980 | 0.032614 | 108 |
| 109 | 2043 | 2102 | 10271. | 4 | 8 | 0.000959 | 0.064881 | 109 |
| 110 | 3043 | 2102 | 10276. | 5 | 13 | 0.000952 | 0.104728 | 110 |
| 111 | 4043 | 2102 | 10275. | 3 | 16 | 0.000947 | 0.128376 | 111 |
| 112 | 1034 | 2071 | 10281. | 2 | 2 | 0.000943 | 0.015695 | 112 |
| 113 | 1035 | 2072 | 10285. | 4 | 4 | 0.000935 | 0.031138 | 113 |
| 114 | 1036 | 2073 | 10289. | 4 | 4 | 0.000926 | 0.030809 | 114 |
| 115 | 2034 | 2071 | 10291. | 2 | 4 | 0.000918 | 0.030974 | 115 |
| 116 | 2035 | 2072 | 10295. | 4 | 8 | 0.000910 | 0.061435 | 116 |
| 117 | 2036 | 2073 | 10299. | 4 | 8 | 0.000900 | 0.060777 | 117 |
| 118 | 3034 | 2071 | 10301. | 2 | 6 | 0.000893 | 0.045836 | 118 |
| 119 | 3035 | 2072 | 10306. | 5 | 13 | 0.000884 | 0.095200 | 119 |
| 120 | 3036 | 2073 | 10311. | 5 | 13 | 0.000871 | 0.097025 | 120 |
| 121 | 4034 | 2071 | 10313. | 2 | 8 | 0.000863 | 0.060198 | 121 |
| 122 | 4035 | 2072 | 10316. | 3 | 16 | 0.000856 | 0.119565 | 122 |
| 123 | 4036 | 2073 | 10319. | 3 | 16 | 0.000850 | 0.118239 | 123 |

| | | | | | | | | |
|-----|------|------|--------|----|----|----------|----------|-----|
| 124 | 1037 | 2081 | 10320. | 1 | 1 | 0.000840 | 0.007755 | 124 |
| 125 | 1038 | 2082 | 10321. | 1 | 1 | 0.000846 | 0.007040 | 125 |
| 126 | 1039 | 2083 | 10322. | 2 | 2 | 0.000843 | 0.014033 | 126 |
| 127 | 1040 | 2081 | 10325. | 2 | 2 | 0.000839 | 0.013971 | 127 |
| 128 | 1041 | 2092 | 10327. | 2 | 2 | 0.000836 | 0.013909 | 128 |
| 129 | 1042 | 2101 | 10330. | 3 | 3 | 0.000831 | 0.020746 | 129 |
| 130 | 2037 | 2081 | 10332. | 2 | 3 | 0.000826 | 0.020907 | 130 |
| 131 | 2038 | 2082 | 10334. | 2 | 3 | 0.000823 | 0.020730 | 131 |
| 132 | 2039 | 2083 | 10337. | 3 | 5 | 0.000818 | 0.034466 | 132 |
| 133 | 2040 | 2091 | 10339. | 2 | 4 | 0.000813 | 0.027503 | 133 |
| 134 | 2041 | 2092 | 10341. | 2 | 4 | 0.000809 | 0.027380 | 134 |
| 135 | 2042 | 2101 | 10343. | 2 | 5 | 0.000805 | 0.034152 | 135 |
| 136 | 3037 | 2081 | 10345. | 2 | 5 | 0.000802 | 0.034152 | 136 |
| 137 | 3038 | 2082 | 10347. | 2 | 5 | 0.000798 | 0.034012 | 137 |
| 138 | 3039 | 2083 | 10350. | 3 | 8 | 0.000793 | 0.054245 | 138 |
| 139 | 3040 | 2091 | 10352. | 2 | 6 | 0.000789 | 0.040628 | 139 |
| 140 | 3041 | 2092 | 10354. | 2 | 6 | 0.000785 | 0.040442 | 140 |
| 141 | 3042 | 2101 | 10357. | 3 | 8 | 0.000780 | 0.053624 | 141 |
| 142 | 4037 | 2081 | 10358. | 1 | 6 | 0.000776 | 0.040612 | 142 |
| 143 | 4038 | 2082 | 10359. | 1 | 6 | 0.000774 | 0.040457 | 143 |
| 144 | 4039 | 2083 | 10361. | 2 | 10 | 0.000771 | 0.067081 | 144 |
| 145 | 4040 | 2091 | 10362. | 1 | 7 | 0.000769 | 0.047025 | 145 |
| 146 | 4041 | 2092 | 10363. | 1 | 7 | 0.000767 | 0.046923 | 146 |
| 147 | 4042 | 2101 | 10365. | 2 | 10 | 0.000764 | 0.066335 | 147 |
| 148 | 1044 | 2111 | 10366. | 1 | 1 | 0.000762 | 0.006340 | 148 |
| 149 | 1045 | 2112 | 10367. | 1 | 1 | 0.000760 | 0.006325 | 149 |
| 150 | 1046 | 2113 | 10368. | 1 | 1 | 0.000758 | 0.006309 | 150 |
| 151 | 1047 | 2121 | 10370. | 2 | 2 | 0.000755 | 0.012570 | 151 |
| 152 | 1048 | 2122 | 10372. | 2 | 2 | 0.000751 | 0.012508 | 152 |
| 153 | 1051 | 2133 | 10374. | 2 | 2 | 0.000748 | 0.012465 | 153 |
| 154 | 2044 | 2111 | 10376. | 2 | 3 | 0.000744 | 0.018721 | 154 |
| 155 | 2045 | 2112 | 10378. | 2 | 3 | 0.000740 | 0.018543 | 155 |
| 156 | 2046 | 2113 | 10380. | 2 | 3 | 0.000736 | 0.018564 | 156 |
| 157 | 2047 | 2121 | 10381. | 1 | 3 | 0.000733 | 0.018674 | 157 |
| 158 | 2048 | 2122 | 10382. | 1 | 3 | 0.000732 | 0.018596 | 158 |
| 159 | 2051 | 2133 | 10384. | 2 | 4 | 0.000729 | 0.024573 | 159 |
| 160 | 3044 | 2111 | 10385. | 1 | 4 | 0.000726 | 0.024761 | 160 |
| 161 | 3045 | 2112 | 10386. | 1 | 4 | 0.000724 | 0.024667 | 161 |
| 162 | 3046 | 2113 | 10387. | 1 | 4 | 0.000722 | 0.024572 | 162 |
| 163 | 3047 | 2121 | 10389. | 2 | 5 | 0.000719 | 0.030642 | 163 |
| 164 | 3048 | 2122 | 10391. | 2 | 5 | 0.000715 | 0.030501 | 164 |
| 165 | 3051 | 2133 | 10393. | 2 | 6 | 0.000711 | 0.036413 | 165 |
| 166 | 4044 | 2111 | 10394. | 1 | 5 | 0.000709 | 0.030658 | 166 |
| 167 | 4045 | 2112 | 10395. | 1 | 5 | 0.000707 | 0.030548 | 167 |
| 168 | 4046 | 2113 | 10396. | 1 | 5 | 0.000705 | 0.030438 | 168 |
| 169 | 4047 | 2121 | 10397. | 1 | 6 | 0.000703 | 0.036491 | 169 |
| 170 | 4048 | 2122 | 10398. | 1 | 6 | 0.000701 | 0.036384 | 170 |
| 171 | 4051 | 2133 | 10399. | 1 | 7 | 0.000699 | 0.042230 | 171 |
| 172 | 1063 | 7091 | 10406. | 7 | 7 | 0.000692 | 0.040293 | 172 |
| 173 | 2063 | 7091 | 10408. | 2 | 9 | 0.000683 | 0.051656 | 173 |
| 174 | 1055 | 7011 | 10409. | 1 | 1 | 0.000681 | 0.005664 | 174 |
| 175 | 1056 | 7021 | 10410. | 1 | 1 | 0.000679 | 0.005648 | 175 |
| 176 | 1057 | 7031 | 10414. | 4 | 4 | 0.000674 | 0.022430 | 176 |
| 177 | 1058 | 7041 | 10416. | 2 | 2 | 0.000668 | 0.011122 | 177 |
| 178 | 1059 | 7051 | 10418. | 2 | 2 | 0.000664 | 0.011058 | 178 |
| 179 | 1060 | 7061 | 10421. | 3 | 3 | 0.000660 | 0.016467 | 179 |
| 180 | 1061 | 7071 | 10422. | 1 | 1 | 0.000656 | 0.005458 | 180 |
| 181 | 1062 | 7081 | 10424. | 2 | 2 | 0.000653 | 0.010868 | 181 |
| 182 | 1071 | 4061 | 10441. | 17 | 17 | 0.000634 | 0.002537 | 182 |
| 183 | 1067 | 4024 | 10457. | 16 | 16 | 0.000606 | 0.083292 | 183 |
| 184 | 1072 | 4071 | 10473. | 16 | 16 | 0.000583 | 0.080084 | 184 |
| 185 | 1073 | 4072 | 10489. | 16 | 16 | 0.000560 | 0.076070 | 185 |
| 186 | 1074 | 4073 | 10505. | 16 | 16 | 0.000536 | 0.073650 | 186 |
| 187 | 1070 | 4051 | 10509. | 13 | 13 | 0.000515 | 0.057472 | 187 |
| 188 | 2071 | 4061 | 10522. | 4 | 20 | 0.000502 | 0.100778 | 188 |
| 189 | 2067 | 4024 | 10526. | 4 | 20 | 0.000496 | 0.100331 | 189 |
| 190 | 2072 | 4071 | 10530. | 4 | 20 | 0.000490 | 0.096921 | 190 |

APENDICE B (continuación)

RESULTADOS FINALES DE LA SIMULACION

ESTRATEGIA= 1
 NUMERO DEL PERIODO= 4

TITULO=DEMANDA=DIST. DE POISSON. M=15.5; X=2,3,...,31. (C MIN)=0.42 (C MAX)=. F₀=0.49 0/0
 TITULO=MOD. DE 1980. 40. PERIODO DE LA SIMULACION. 20. PAISO DE LA L I Y L C. DE LA 31

| INDICE | NUM | NOMBRE | FCRAC | APRANQUES Y PAFOS | | | PRODUCCION ESPERADA | | | TOTALES | | INDICE |
|--------|------|--------|----------|-------------------|-----------|----------------|---------------------|-----------|------------|-----------|------------|--------|
| | | | | FRESCP | NUMERO | ENGTERM | FBSTJ | ENGLCHT | ENGTERM | COSTO | ENGTERM | |
| | | | | (FCRAS) | (MEGARTU) | (PESOS) | (GWH) | (MEGARTU) | (PESOS) | (MEGARTU) | (PESOS) | |
| 1 | 1011 | LVR1 | 0.787543 | 7785.3518 | 0.0 | 0.0 | 4415.84100 | 46653343. | 116733359. | 46653343. | 116733359. | 1 |
| 2 | 1012 | LVR2 | 0.630715 | 6547.8338 | 0.0059 | 20.49. | 3536.06567 | 37491285. | 93703717. | 37481304. | 93703261. | 2 |
| 3 | 6000 | SMPR | 0.353500 | 3056.6556 | 0.0 | 0.0 | 6856.00425 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 3 |
| 4 | 6001 | SMRG | 0.554359 | 8215.2758 | 5.4995 | 0.0 | 12193.82903 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 4 |
| 5 | 6002 | MHRG | 0.443752 | 4626.4113 | 137.6021 | 0.0 | 3530.11619 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 5 |
| 6 | 6061 | PNT1 | 0.0 | C.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 6 |
| 7 | 6062 | PNT2 | C.C | C.C | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 7 |
| 8 | 6063 | PNT3 | C.C | C.C | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 8 |
| 9 | 6064 | PNT4 | C.C | C.C | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 9 |
| 10 | 2011 | MNZ1 | 0.247748 | 6484.3542 | 0.5676 | 1547.7896. | 651.08083 | 6664710. | 34092027. | 6664710. | 34092027. | 10 |
| 11 | 2012 | MNZ2 | 0.185343 | 6365.7215 | 1.4832 | 2373.12103. | 487.08148 | 5003408. | 25517377. | 5003781. | 25517377. | 11 |
| 12 | 2013 | MNZ3 | C.C | C.C | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 12 |
| 13 | 2014 | MNZ4 | C.C | C.C | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 0.0 | 13 |
| 14 | 2021 | TMP1 | 0.254350 | 8505.7056 | 9.5333 | 400.2040. | 352.04055 | 3260310. | 16627587. | 3260310. | 16627587. | 14 |
| 15 | 2022 | TMP2 | 0.257649 | 8495.8013 | 0.7042 | 528.2694. | 351.07069 | 3251659. | 15584690. | 3252487. | 15587684. | 15 |
| 16 | 2023 | TMP3 | 0.261414 | 8533.7811 | 0.1234 | 197.1007. | 686.95956 | 6070873. | 30581453. | 6071071. | 30582460. | 16 |
| 17 | 2024 | TMP4 | 0.256472 | 8528.4254 | 0.2149 | 344.1754. | 681.89354 | 6030067. | 30753343. | 6030414. | 30755057. | 17 |
| 18 | 2033 | VMX3 | 0.225022 | 7705.6410 | 21.2593 | 15644.81317. | 311.44853 | 3421790. | 17451126. | 3427735. | 17522446. | 18 |
| 19 | 2034 | VMX4 | 0.254023 | 8515.2257 | 0.3722 | 595.3037. | 667.57167 | 6974600. | 3557459. | 6675195. | 35574496. | 19 |
| 20 | 2041 | SLM1 | 0.230483 | 7858.8659 | 16.0207 | 12016.61279. | 319.00738 | 3344160. | 17053375. | 3354206. | 17576490. | 20 |
| 21 | 2042 | SLM2 | 0.223055 | 7782.7668 | 18.6225 | 13967.71231. | 315.65158 | 3309317. | 16871517. | 3232394. | 16948750. | 21 |
| 22 | 2043 | SLM3 | 0.284651 | 8535.2362 | 0.0301 | 46.246. | 748.06235 | 6427533. | 32780417. | 6427581. | 32780663. | 22 |
| 23 | 2044 | SLM4 | 0.275473 | 8537.4476 | 0.0607 | 97.495. | 734.45600 | 5855913. | 29916154. | 5856010. | 29916550. | 23 |
| 24 | 3011 | DECA | 0.051518 | 335.2016 | 4.5510 | 432.5880. | 30.23719 | 495651. | 6740848. | 495083. | 6740872. | 24 |
| 25 | 3012 | DBCB | 0.046452 | 482.6324 | 4.1040 | 390.5302. | 27.28700 | 447273. | 6082916. | 447663. | 6082818. | 25 |
| 26 | 3013 | DBZ1 | 0.141552 | 4904.6427 | 508.2652 | 154133.786076. | 123.99998 | 1363001. | 6981304. | 1517133. | 7737380. | 26 |
| 27 | 3014 | DBZ2 | 0.112400 | 765.6548 | 6.5458 | 7528.38391. | 22.64414 | 246759. | 1258436. | 254380. | 126627. | 27 |
| 28 | 2051 | PRC1 | 0.001254 | 12.1560 | 0.1066 | 21.109. | 0.42518 | 4741. | 24177. | 4762. | 24286. | 28 |
| 29 | 2052 | PRC2 | 0.001327 | 11.8674 | 0.1044 | 21.105. | 0.45117 | 4630. | 22515. | 4651. | 23721. | 29 |
| 30 | 2053 | PRC3 | 0.001168 | 11.8652 | 0.1021 | 20.104. | 0.40921 | 1236. | 6304. | 4541. | 23156. | 30 |
| 31 | 2061 | CLY1 | 0.001026 | 5.3019 | 0.0815 | 4.21. | 0.08992 | 1236. | 6304. | 1260. | 6304. | 31 |
| 32 | 2062 | CLY2 | 0.001017 | 5.2306 | 0.0810 | 6.33. | 0.14261 | 1553. | 9950. | 1960. | 6604. | 32 |
| 33 | 2063 | CLY3 | 0.001008 | 5.1459 | 0.0803 | 6.33. | 0.14127 | 1553. | 9967. | 1541. | 6900. | 33 |
| 34 | 2071 | SBM1 | 0.000859 | 7.8473 | 0.0698 | 3.14. | 0.06020 | 894. | 4559. | 807. | 4574. | 34 |
| 35 | 2072 | SBM2 | 0.000853 | 7.7845 | 0.0683 | 5.28. | 0.11957 | 1776. | 9059. | 1782. | 9026. | 35 |
| 36 | 2073 | SBM3 | 0.000844 | 7.7223 | 0.0676 | 5.28. | 0.11824 | 1756. | 8959. | 1762. | 8986. | 36 |
| 37 | 2081 | AND1 | 0.000773 | 7.0555 | 0.0619 | 2.9. | 0.04061 | 600. | 3060. | 600. | 3060. | 37 |
| 38 | 2082 | AND2 | 0.000770 | 7.0400 | 0.0618 | 2.9. | 0.04046 | 598. | 3048. | 600. | 3058. | 38 |
| 39 | 2083 | AND3 | 0.000766 | 7.0163 | 0.0615 | 3.16. | 0.06708 | 954. | 5065. | 967. | 5085. | 39 |
| 40 | 2091 | LCP1 | 0.000767 | 6.9584 | 0.0613 | 2.11. | 0.04702 | 703. | 3587. | 705. | 3588. | 40 |
| 41 | 2092 | LCP2 | 0.000764 | 6.9444 | 0.0610 | 2.11. | 0.04682 | 700. | 3572. | 702. | 3565. | 41 |
| 42 | 2101 | DB11 | 0.000757 | 6.9152 | 0.0607 | 3.15. | 0.06633 | 991. | 5056. | 994. | 5072. | 42 |
| 43 | 2102 | DB12 | 0.000916 | 8.1535 | 0.0715 | 6.29. | 0.12838 | 1848. | 9424. | 1854. | 9453. | 43 |
| 44 | 2111 | ZPP1 | 0.000700 | 6.3404 | 0.0556 | 1.7. | 0.03066 | 464. | 2366. | 465. | 2374. | 44 |
| 45 | 2112 | ZPP2 | 0.000697 | 6.3248 | 0.0555 | 1.7. | 0.03055 | 462. | 2359. | 464. | 2365. | 45 |
| 46 | 2113 | ZPP3 | 0.000695 | 6.3092 | 0.0553 | 1.7. | 0.03044 | 461. | 2350. | 462. | 2357. | 46 |
| 47 | 2121 | JCM1 | 0.000694 | 6.2852 | 0.0551 | 2.8. | 0.03649 | 554. | 2834. | 567. | 2842. | 47 |
| 48 | 2122 | JCM2 | 0.000691 | 6.2539 | 0.0549 | 2.8. | 0.03633 | 553. | 2821. | 555. | 2830. | 48 |
| 49 | 2131 | SL51 | 0.000563 | 8.4610 | 0.0742 | 1.6. | 0.02531 | 370. | 1888. | 371. | 1884. | 49 |
| 50 | 2132 | SL52 | 0.000559 | 8.4202 | 0.0739 | 1.6. | 0.02521 | 369. | 1880. | 370. | 1886. | 50 |
| 51 | 2133 | SL53 | 0.000685 | 6.2225 | 0.0546 | 2.10. | 0.04223 | 642. | 3275. | 644. | 3285. | 51 |
| 52 | 2141 | CP1 | 0.000566 | 6.5324 | 0.0733 | 1.6. | 0.02504 | 365. | 1873. | 366. | 1879. | 52 |

| | | | | | | | | | | | | | |
|----|------|-------|----------|--------|--------|----|-----|---------|-------|--------|-------|--------|----|
| 52 | 2141 | CLF1 | C.000545 | 8.2575 | 0.0721 | 1. | 6. | 0.02494 | 363. | 1853. | 364. | 1755. | 53 |
| 53 | 2142 | CLF2 | C.000545 | 8.2573 | 0.0729 | 1. | 6. | 0.02494 | 363. | 1853. | 364. | 1755. | 53 |
| 54 | 2151 | VHR1 | C.000538 | 8.2161 | 0.0721 | 1. | 6. | 0.01643 | 240. | 1224. | 241. | 1237. | 54 |
| 55 | 7011 | OAXA | C.000647 | 5.6641 | 0.0497 | 0. | 3. | 0.00566 | 57. | 770. | 57. | 776. | 55 |
| 56 | 7021 | JCHA | U.000545 | 5.6483 | 0.0495 | 0. | 3. | 0.00565 | 56. | 768. | 57. | 772. | 56 |
| 57 | 7031 | RVPB | U.000640 | 5.6074 | 0.0492 | 1. | 13. | 0.02243 | 224. | 3050. | 225. | 3064. | 57 |
| 58 | 7041 | TXIA | C.000635 | 5.5608 | 0.0488 | 0. | 7. | 0.01112 | 111. | 1513. | 112. | 1519. | 58 |
| 59 | 7051 | ARPA | C.000631 | 5.5201 | 0.0485 | 0. | 7. | 0.01106 | 111. | 1504. | 111. | 1511. | 59 |
| 60 | 7061 | CLOA | C.000627 | 5.4890 | 0.0481 | 1. | 10. | 0.01647 | 165. | 2240. | 165. | 2249. | 60 |
| 61 | 7071 | CLIA | C.000623 | 5.4581 | 0.0479 | 0. | 3. | 0.00566 | 55. | 742. | 55. | 748. | 61 |
| 62 | 7081 | TCMA | C.000620 | 5.4239 | 0.0477 | 0. | 6. | 0.01087 | 109. | 1478. | 109. | 1484. | 62 |
| 63 | 7091 | MTHA | U.000655 | 5.3562 | 0.0505 | 2. | 31. | 0.05166 | 517. | 7025. | 519. | 7056. | 63 |
| 64 | 4021 | GDLA | C.000428 | 3.5472 | 0.0336 | 1. | 10. | 0.05627 | 517. | 12485. | 517. | 12475. | 64 |
| 65 | 4022 | GDLB | U.000414 | 3.7966 | 0.0323 | 1. | 9. | 0.05438 | 886. | 12044. | 886. | 12053. | 65 |
| 66 | 4023 | GDL C | C.000402 | 3.6751 | 0.0313 | 1. | 9. | 0.05283 | 860. | 11701. | 861. | 11710. | 66 |
| 67 | 4024 | GDL D | C.000573 | 5.2057 | 0.0443 | 1. | 17. | 0.05143 | 1634. | 22216. | 1635. | 22233. | 67 |
| 68 | 4031 | SLMA | U.000351 | 3.2647 | 0.0303 | 1. | 9. | 0.05143 | 837. | 11388. | 838. | 11396. | 68 |
| 69 | 4041 | HNZA | C.000361 | 3.4541 | 0.0294 | 1. | 6. | 0.05002 | 814. | 11074. | 815. | 11082. | 69 |
| 70 | 4051 | VMXA | C.000493 | 4.4209 | 0.0376 | 1. | 13. | 0.07773 | 1261. | 17145. | 1262. | 17158. | 70 |
| 71 | 4061 | DRA | U.000557 | 5.4434 | 0.0463 | 1. | 19. | 0.10978 | 1788. | 24321. | 1790. | 24340. | 71 |
| 72 | 4071 | PELA | U.000553 | 5.0052 | 0.0426 | 1. | 15. | 0.09692 | 1578. | 21457. | 1579. | 21473. | 72 |
| 73 | 4072 | PELE | U.000534 | 4.8044 | 0.0409 | 1. | 16. | 0.09351 | 1522. | 20697. | 1523. | 20713. | 73 |
| 74 | 4073 | PRLC | U.000514 | 4.6031 | 0.0391 | 1. | 15. | 0.09008 | 1466. | 19936. | 1467. | 19951. | 74 |
| 75 | 4081 | TPPA | C.000370 | 3.2433 | 0.0284 | 1. | 6. | 0.04860 | 791. | 10750. | 792. | 10765. | 75 |
| 76 | 4091 | VHRA | C.000309 | 2.7136 | 0.0231 | 0. | 2. | 0.01354 | 220. | 2695. | 220. | 2697. | 76 |
| 77 | 4011 | ACPA | C.000359 | 3.2372 | 0.0275 | 1. | 7. | 0.04401 | 716. | 9736. | 716. | 9747. | 77 |
| 78 | 4012 | ACPB | C.000345 | 3.1354 | 0.0267 | 1. | 7. | 0.04281 | 696. | 9468. | 697. | 9475. | 78 |
| 79 | 4013 | ACPC | C.000339 | 3.0335 | 0.0258 | 1. | 7. | 0.04160 | 676. | 9200. | 677. | 9207. | 79 |

APENDICE B (continuación)

| POTENCIA | | MEGAWATTS |
|---------------------------|--|-----------|
| CAPACIDAD INSTALADA | | 10680 |
| CAPACIDAD EN LINEA | | 10680 |
| PREVISION DE DEMANDA PICO | | 6214 |
| FFOB. DE PERDIDA DE CARGA | | 0.000313 |

| ENERGIA | | GWH |
|--------------------------------------|--|------------|
| DEMANDA ESPERADA | | 37016.8072 |
| PRODUCCION ESPERADA | | 37016.2406 |
| DEMANDA NO SERVIDA | | 0.5666 |
| DEMANDA NO SERVIDA (CALCULO DIRECTO) | | 0.8196 |

| COSTO | | PFOS |
|--------------------------|--|------------|
| COMESTIBLES GENERACION | | 536080668. |
| COMESTIBLES AFR. Y PAROS | | 1081704. |
| ENERGIA NO SERVIDA | | 42494. |
| TOTAL | | 537204866. |

OTROS VALORES DT= 8760. HORAS LCTYPE= 5 NPER= 5 IDSTRG= 1

EL TITULO SGF I TL SERA DEMANDA=CIST. DE-POISSON. M=15.5, X=2,3,...,31. D(MIN)=0.42 D(MAX). F.OP=68 0/0

B I B L I O G R A F I A

- (1) Mason Eduard A., "An Over-all View of the Nuclear Fuel Cycle" Nuclear News, February 1971.
- (2) Viqueira Jacinto L., "Redes Eléctricas", Vol. II, Representaciones y Servicios de Ingeniería, México. 1973.
- (3) Gerez Victor G. y Grijalva Manuel, "Predicción de Carga en -- Sistemas Eléctricos de Potencia", Ingeniería, Julio-Septiembre 1975.
- (4) Villanueva Carlos Moreno, "Despacho de Carga en un Sistema -- Nucleoeléctrico", Tesis de Maestría, DES, FQ, UNAM, agosto -- 1974.
- (5) Mallen Alejandra L. Garza, "Análisis Económico de Ciclos de - Combustible Nuclear en Reactores de Potencia", Tesis de Maestría, DES, FQ, UNAM, 1972.
- (6) "Planta Nuclear Laguna Verde", Informe de seguridad de Primera Etapa, Comisión Federal de Electricidad, México 1972.
- (7) Ortega Rubén F., "Economic Evaluation of Bids for Nuclear Power Plants", Technical Reports Series 175, International Agency Energy Atomic, Viena, 1976.

- (8) Glastone Samuel & Sesonske Alexander, "Ingeniería de Reactores Nucleares", Editorial Reverté, España, 1968.
- (9) Schwieger Robert G., "Managing Nuclear Fuel", Special Report, Power, December 1969.
- (10) "Notes of the Summer Course 1972 on Principles of Nuclear Fuel and Power Management", Nuclear Engineering Department, - - - Massachusetts Institute of Technology.
- (11) Sesonske Alexander, "Nuclear Engineering".
- (12) "Nuclear Fuel Management Workshop", Reporte Interno, NUS Corporation, USA, 1973.
- (13) Boot R.R., "The ABC of Probabilistic Simulation", February, 1971.
- (14) SYSGEN. P.F. Deaton, "A Probabilistic Simulation of Utility SYSTEM GENERATION", Department of Nuclear Engineering, -- Massachusetts Institute Technology, February 1971.