

| | |
|------------------------|-------------|
| C. N. E. A. Biblioteca | |
| ARCHIVO PUBLICACIONES | |
| Nº 1 | AÑO 1982 |

Agradecimiento: Los desarrollos que describe el presente trabajo son el fruto del esfuerzo del personal del proyecto SUCOEM y parte del personal de los Departamentos de Combustibles Nucleares y Materiales de la Gerencia de Desarrollo, a quienes debe asignárseles el mérito de los resultados y éxito de los mismos.

Suministro nacional de combustibles nucleares: Posibilidad de una tecnología independiente

Roberto Omar Cirimello *

I. Introducción

Hoy nadie duda de la necesidad de fuentes alternativas de energía primaria, si se mantiene la tendencia de la sociedad moderna hacia una sociedad industrial avanzada.

El consumo creciente de energía, en sus diversas formas y usos, agotará rápidamente los recursos de combustibles fósiles los cuales, prácticamente, desaparecerán a mediados del próximo siglo. La energía solar y la fusión, actualmente en etapas preliminares de desarrollo, no estarán disponibles para comenzar a ser usadas en forma masiva y económica hasta la misma época.

El "valle" que se espera entre el agotamiento de los combustibles fósiles y la entrada progresiva de la energía solar o la fusión sólo puede "llenarse" con el combustible nuclear de fisión.

En la Argentina, la utilización del combustible nuclear resulta alentadora y fundamenta la intención de implementar, en forma integral, las etapas del ciclo de combustible, ya que la existencia de uranio asegurada (24.000 Tn) en el país, permiten alimentar durante 30 años las 6 Centrales Nucleares previstas hasta fines de siglo en el Plan Nuclear.

Una reserva probable 10 veces mayor a la cantidad mencionada refirma la decisión de implementar el aprovechamiento de esta fuente de energía.

En otras palabras la autonomía energética de la Argentina en los próximos 100 años depende, sustancialmente, del aprovechamiento de sus reservas de uranio, aún considerando la disponibilidad hidroeléctrica y de combustibles fósiles.

* Gerencia de Desarrollo. Comisión Nacional de Energía Atómica. República Argentina.

Sin embargo, el uranio no puede utilizarse tal cual sale de la mina o con un simple proceso químico.

El fenómeno de fisión que tiene lugar en un reactor nuclear requiere, particularmente, de una geometría definida, y los productos de fisión que se producen deben ser retenidos y confinados durante la operación del reactor y luego que salen del mismo.

Además, la economía neutrónica, las temperaturas de trabajo y el efecto de la irradiación sobre los materiales, exigen que éstos sean especiales y con propiedades muy particulares.

Por otra parte, el combustible usado no puede desecharse en forma convencional por razones económicas (contiene material fisionable plutonio), y por razones de seguridad (contiene productos radiactivos de larga vida).

Esto conduce a dos aspectos diferenciales de la explotación del combustible nuclear: el primero, por la existencia de un ciclo que parte de la extracción y se cierra en la reutilización del plutonio producido en el reactor, y el segundo, a la necesidad de una tecnología altamente especializada, aunque económicamente factible.

La incidencia del costo del combustible en el del KW-h producido en una central nuclear es de, aproximadamente, 10 ó 15 %.

La inversión requerida para las distintas plantas industriales del ciclo de combustible nuclear, incluidas las de suministro de materiales estructurales, tales como Zircaloy y berilio, y las de agua pesada, es de, aproximadamente, 10 % de la estimada para la instalación de las centrales nucleares previstas hasta fines de siglo.

Por ello, se afirma que la inversión en el ciclo de combustible no es sólo política y estratégicamente necesaria, sino económicamente factible.

En base a las consideraciones previas, resulta necesario analizar las implicancias tecnológicas de la decisión de implementar el suministro local de combustibles nucleares, por cuanto el mismo debe efectuarse en condiciones de calidad tal, que asegure la disponibilidad y no afecte la seguridad de operación de la central nuclear.

2. Consideraciones tecnológicas

Mientras la disponibilidad de un recurso energético puede asegurar la autosuficiencia, y la determinación de su utilización consciente implica adoptar las medidas de planificación y seguridad que posibiliten su uso sin consecuencias perniciosas para los habitantes, ejercer el derecho al uso de ese recurso implica el conocimiento y dominio de su tecnología.

Este concepto de soberanía tecnológica es vital en el área del combustible nuclear y es la base del esfuerzo de la mayoría de los países en vías de desarrollo.

El manejo y control de la tecnología de combustibles nucleares constituye la vía de asegurar, a las generaciones futuras, una fuente de energía

vital para su desenvolvimiento. La etapa de desarrollo y control de esta tecnología que concluirá en el país en esta década, permitirá disponer de un conocimiento e infraestructura tal que dé al país absoluta capacidad e independencia de decisión en este área.

Esta capacidad está definida por el conocimiento no documentado del personal involucrado a nivel profesional, técnico y operario, la industria manufacturera de las áreas explotables, el desarrollo pleno de los recursos disponibles y los medios de extracción y producción, así como las instalaciones de apoyo, tales como plantas piloto, circuitos hidrodinámicos experimentales, celdas calientes, facilidades de irradiación.

Esta capacidad, detentada hoy por los países que manejan la tecnología nuclear, genera la sumisión comercial y técnica de los países con incipiente o nula capacidad tecnológica, ejerciendo una influencia que, en el mejor de los casos, impide la decisión incondicionada de la tecnología adoptada.

El ejemplo de desarrollo integral del suministro nacional de elementos combustibles a la Central Nuclear de Embalse, que se expone a continuación, está basado en las premisas expuestas anteriormente, y constituye un argumento irrefutable para avalar futuras realizaciones.

3. Proyecto Suministro Nacional de Combustible Embalse (tipo CANDU)

Un Proyecto significa un esfuerzo razonablemente definido en tiempo y costo.

Un avance logrado en CNEA se produjo cuando varios programas de desarrollo se organizaron en Proyectos a fin de establecer, a corto plazo, una infraestructura acorde con uno de los desafíos que se impuso el país: la autosuficiencia en materia de combustibles nucleares.

La organización por Proyectos no es nueva, y se ha aplicado en otras áreas extensivamente, tanto en organizaciones del Estado como en la industria privada; sin embargo, no existen numerosos ejemplos de su empleo en investigación y desarrollo.

La aplicación de esta metodología permitió dirimir con claridad continuas disputas entre tareas de largo plazo, llevadas a cabo por la organización departamental, y las de realización inmediata, siempre postpuestas por la influencia de aquéllas.

Los Proyectos definieron cuáles eran los objetivos a concretar en forma inmediata y permitieron utilizar el conocimiento acumulado en la estructura departamental para concreciones inmediatas.

Esta política permitió redefinir el alcance del sentido tecnológico de las actividades de investigación y desarrollo, aplicando la capacidad acumulada a la concreción de los Proyectos y, a la vez, continuar el desarrollo de esta capacidad, a través de tareas de largo alcance o de carácter

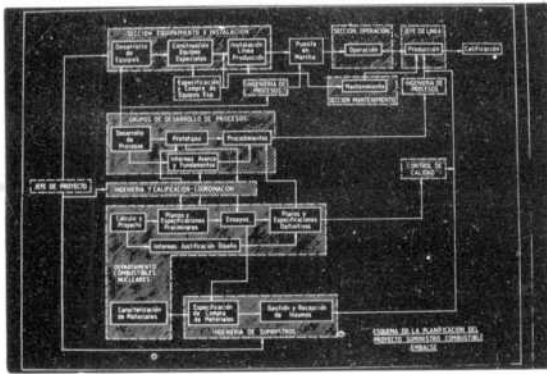


Figura 1. Esquema de la Planificación del Proyecto

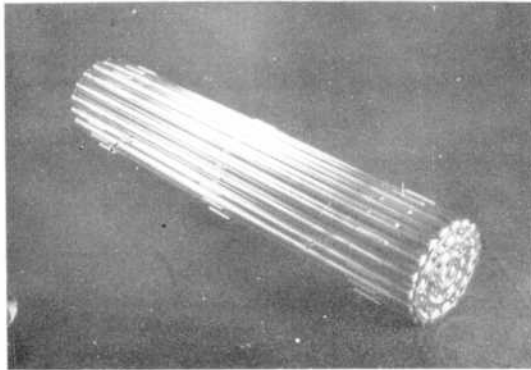


Figura 2. Elemento Combustible tipo Embalse.

disciplinario.

Estas consideraciones son necesarias ya que el suministro nacional de elementos combustibles a la Central Nuclear de Embalse se organizó como "Proyecto", a pesar de que era, intrínsecamente, un desafío de desarrollo, en tanto que la tecnología debía ser desarrollada íntegramente en el país, sin ayuda externa, en virtud de la imposibilidad de establecer acuerdos de transferencia con los fabricantes canadienses, por condicionamientos de su gobierno.

Ello condujo a planificar la adquisición de la capacidad tecnológica requerida, partiendo de la información pública existente sobre el combustible tipo CANDU, procesos y equipos de producción.

La organización del Proyecto se basó en la recomendada por R. D. Archibald (1).

Se exponen, a continuación, a modo de ejemplo los siguientes aspectos que debieron ser desarrollados en la realización del Proyecto, aún no concluido, y que son fundamentales para el manejo de la tecnología:

- Calificación de los elementos combustibles de producción.
- Desarrollo de insumos y/o proveedores.
- Desarrollo de procesos.
- Desarrollo de equipos especiales de producción.

En la figura 1 se muestra un esquema de la Planificación del Proyecto.

4. Calificación de los elementos combustibles de producción

El combustible para la Central Nuclear de Embalse está constituido por pastillas de dióxido de uranio sintetizado al 96 % de la densidad teórica, encapsuladas en una vaina de Zircaloy-4 de 0,4 mm de espesor.

La cara interna de la vaina lleva un recubrimiento de grafito de, aproximadamente, 0,01 mm de espesor, y sus extremos están sellados por sendos tapones, también de Zircaloy-4, soldados a la vaina por el método de resistencia a tope.

Treinta y siete de estas cápsulas o barras combustibles conteniendo, aproximadamente, 576 g de dióxido de uranio, y de una longitud de 500 mm, están unidas en sus extremos por sendas grillas, conformando un manojo o elemento combustible. La separación entre barras combustibles se asegura por espaciadores colocados en el plano medio del elemento combustible, adosados a las vainas. Estos espaciadores son de Zircaloy-4 y se fijan a la vaina por un proceso de soldadura, utilizando berilio como material de aporte.

Las barras combustibles externas llevan patines deslizantes, que tienen la finalidad de centrar el elemento combustible en el canal, y permitir su deslizamiento. Se fijan a las vainas por el mismo método que los espaciadores.

R. D. Page (2) ha definido las características principales de este combustible, así como los requerimientos básicos y fenómenos de comportamiento tecnológico principales de operación.

La Figura 2 muestra una foto del elemento combustible y en la Tabla de la Figura 3 se hace un listado de los principales parámetros de operación y del combustible.

A fin de compatibilizar el uso del elemento combustible fabricado con procesos y equipos de desarrollo propio, fue necesario definir un conjunto de ensayos que permitieran asegurar la performance y la seguridad de operación de los mismos.

Dichos ensayos fueron concebidos, diseñados y son efectuados en CNEA, en dispositivos e instalaciones fuera del reactor y están destinados a verificar que:

Parámetros de Operación del Reactor

- Tipo: PHWR. Con tubos de presión.
- Combustible: U natural.
- Moderador: Agua pesada, (D₂O).
- Flujo de refrigerante: 23,94 kg/s.
- Caída de presión estimada (12 elementos combustibles): 7,13 kg/cm² ó 110 psia.
- Número de tubos de refrigerante en el núcleo: 380.

- Temperatura máxima de UO_2 : $1.900^{\circ}C$.
- Temperatura máxima de la vaina (exterior) $326^{\circ}C$.
- Temperatura del colector de entrada: $266,4^{\circ}C$.
- Temperatura del colector de salida - hirviendo: $310^{\circ}C$.
- Presión del colector de entrada: $115,3 \text{ kg/cm}^2$ ó 1.640 psia .
- Presión del colector de salida: $101,9 \text{ kg/cm}^2$ o 1.450 psia .
- Concentración aproximada del vapor a la salida: $2,9 \%$.
- Velocidad máxima promedio del refrigerante a la salida del canal (basada en dimensiones nominales frías y propiedades del fluido caliente):
 - una fase: $9,33 \text{ m/s}$.
 - dos fases: $12,18 \text{ m/s}$.

Características del E. C. tipo

- Valor máximo de potencia de diseño del EC: 904 KW .
- Peso total de Uranio en el núcleo: 84 ton U .
- Peso de U por elemento combustible: $18,70 \text{ kg}$.
- Peso del elemento combustible: $23,45 \text{ kg}$.
- Peso total del Zry-4 por el Elemento Combustible: $2,27 \text{ kg}$.
- Diámetro exterior nominal de la vaina en frío: $13,081 \text{ mm}$.
- Espesor de la vaina (promedio): $0,419 \text{ mm}$.
- Espacio entre barras, frío (mínimo junto a los espaciadores): $1,55 \text{ mm}$.
- Diámetro nominal del UO_2 frío: $12,154 \text{ mm}$.
- Cantidad de elementos combustibles en el núcleo del reactor: 4.560 .
- Cantidad de elementos combustibles en el canal: 12 .
- Longitud máxima, del elemento combustible: $496,06 \text{ mm}$.
- Potencia nominal de diseño del elemento combustible: 800 KW .

Figura 3. Parámetros de Operación del Reactor. Características del Elemento Combustible tipo Embalse.

- el desgaste del canal del reactor, por efecto del pasaje del elemento combustible, no sea excesivo;
- el elemento combustible tenga una pérdida de carga compatible con el sistema termohidráulico del reactor;
- su estructura y puntos de contacto entre barras combustibles mantengan su integridad y dimensiones durante el tiempo de permanencia en el reactor;
- las dimensiones sean compatibles con el sistema de transferencia de combustibles del reactor;
- su resistencia mecánica sea compatible con las solicitaciones a que estará sometido en

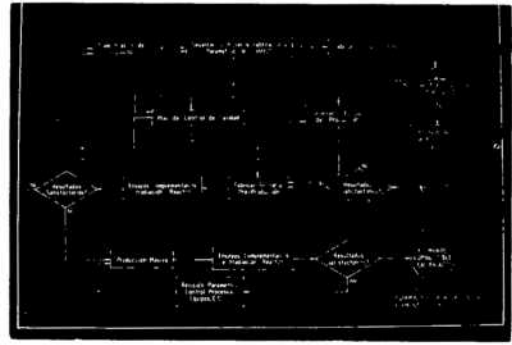


Figura 4. Esquema de Calificación de Elementos Combustibles.

servicio;

- sus especificaciones sean compatibles con el comportamiento bajo irradiación, resultante de las condiciones de operación.

El proceso de calificación se basa en asegurarse, primero, que combustibles (componentes y conjunto), fabricados en sus dimensiones y propiedades nominales, satisfacen los requerimientos enunciados. Esto implica la fabricación de un reducido número de elementos combustibles cuidadosamente controlados, hecho que no puede repetirse en una producción masiva.

Una vez comprobado que los elementos combustibles fabricados de esta manera satisfacen los ensayos establecidos, se fabrican elementos combustibles en serie de preproducción.

Para ello, fue necesario investigar las variaciones introducidas por los procesos y operaciones sobre las condiciones nominales de los Elementos Combustibles Prototipos, definiendo la variabilidad de los parámetros de procesos.

Esta serie de preproducción, etapa actual en la que se encuentra el Proyecto, debe proveer los elementos combustibles que serán sometidos a ensayos complementarios para verificar el cumplimiento de especificaciones.

Una vez confirmada esta etapa, se inicia la etapa de producción, la cual concluirá con la calificación de los elementos combustibles provenientes de una producción masiva.

La Figura 4 muestra un esquema que resume el sistema de calificación empleado.

De esta manera, se evalúa, en forma progresiva, la capacidad de los elementos combustibles fabricados con procesos y equipos de desarrollo propio, para satisfacer los requerimientos de operación sin riesgos para la Central (lucro cesante o seguridad), y permitiendo efectuar las correcciones necesarias en la línea de producción para lograr un producto satisfactorio.

5. Desarrollo de insumos y/o proveedores

La autonomía en el suministro de combustibles nucleares no puede lograrse si no se establece un medio de aprovisionamiento de insumos en calidad, cantidad, precio y en el tiempo re-

Durante el desarrollo del suministro de combustible Embalse fue necesario recurrir, por primera vez, a la compra de semiterminados de Zircaloy-4, en forma directa, a los proveedores internacionales. Este hecho implica la selección, negociación técnica y comercial, auditoría del Plan de Garantía de Calidad o Calificación, en el caso de los que no lo eran, y posterior inspección y recepción de los materiales adquiridos.

El esquema de la Figura 6 muestra la vía seguida en la calificación de un proveedor de barras y flejes de Zircaloy-4, el cual puede ser de aplicación general y extensivo a otros insumos.

La supervisión técnica de la negociación y Plan de Garantía de Calidad se efectuó con la colaboración del Proyecto Planta Piloto de Aleaciones Especiales, sector de CNEA que ha acumulado, particularmente, la experiencia necesaria para la definición de los parámetros de calidad de estos materiales y su control.

La Tabla de la Figura 7 muestra una lista de las principales propiedades y características de insumos de Zircaloy-4 que son necesarias conocer para definir la calidad del insumo a adquirir. Se ha tomado como base el trabajo de Weidinger (5) para definir las mismas y el criterio de calificación mencionado antes.

A pesar de que, tanto el berilio como el grafito entran en pequeña proporción en la producción de los elementos combustibles, su adquisición ha presentado dificultades y, por ello, se ha decidido desarrollar, en forma experimental en el país, su obtención como seguridad estratégica. Las características de estos materiales se listan en la Tabla de la Figura 8.

Finalmente, cabe destacar que la provisión de helio de pureza 99,995 para llenado de las barras combustibles tiene, también, problemas logísticos, vinculados con el costo del flete de los tubos vacíos que quieran ser devueltos para su nuevo llenado. Se investiga, por ello, la factibilidad técnico-económica de su obtención en el país.

Se ha encarado al presente el desarrollo de la tecnología de obtención de berilio metálico y helio a partir de mineral existente en el país, y gas natural, respectivamente.

6. Desarrollo de procesos

Los procesos utilizados en las técnicas de fabricación del combustible para la Central Nuclear de Embalse no tenían antecedentes a nivel de producción en el país, excepto la fabricación de pastillas de dióxido de uranio. Por ello, requerían ser estudiados y definidos partiendo de información pública existente.

Una revisión de R. Holt (6) muestra aspectos metalúrgicos involucrados en estos procesos, mientras que A. S. Bain (7), relata la influencia de los procesos más importantes en la performance de los elementos combustibles.

Del análisis preliminar de esta información fueron definidos los procesos a ser estudiados y

que se mencionan a continuación:

- Fabricación de pastillas de UO_2 con polvo de UO_2 granulado.
- Metalización al vacío de berilio.
- Soldadura por resistencia con fuerza magnética (tapones), con fuerza mecánica e hidráulica (grilla), por descarga capacitiva (apéndices).
- "Brazing" por inducción con alta frecuencia de Zircaloy con berilio.
- Deposición de grafito sobre Zircaloy.
- Conformado mecánico con Zircaloy.

El objetivo de estos estudios a nivel de laboratorio fue definir las variables intervinientes, la influencia relativa de las mismas, la influencia del (o los) materiales de partida y su relación con el equipo o medio de producción masiva.

En algunos casos fue necesario efectuar estudios paramétricos para determinar la influencia relativa de los factores que afectan los procesos, los cuales han sido de utilidad para redefinir las especificaciones del producto.

En todos los casos fue necesario desarrollar antes una capacidad operativa determinada por el grupo de trabajo, el equipamiento de laboratorio indispensable y el espacio físico de realización.

6.1. Soldadura por Resistencia

En la soldadura por resistencia, el calor se genera por la resistencia al flujo de la corriente eléctrica a través de la interfase de las partes a ser soldadas.

Un par de electrodos sujeta las partes a soldar, conduce la corriente y, además, es el medio para producir una presión que permite contener el metal fundido en la unión o ejercer una acción de forja.

Las principales variables de este proceso son: corriente y tiempo de soldadura, fuerza aplicada y características de los electrodos (material y geometría), y acortamiento después de la soldadura.

Para la unión de tapones a vainas de Zircaloy-4, la fuerza de recalcado o forja se efectúa por acción magnética, variante que tiene ciertas ventajas y que ha sido empleada desde 1958 en USA y Canadá (8).

Una máquina de soldadura por resistencia por fuerza magnética se diferencia de una convencional en la forma de aplicar la fuerza de recalcado. Mientras en los sistemas convencionales se usa un sistema neumático, hidráulico o mecánico para aplicar la fuerza de forja, en la de fuerza magnética se utiliza un electro-imán acoplado al electrodo móvil. En ambos casos, este último es un cabezal de baja inercia.

El electroimán se sincroniza de manera que la fuerza de forja es proporcional a aquella. El proceso se lleva a cabo en sólo 10 a 20 milisegundos.

El corto período de calentamiento y la pro-

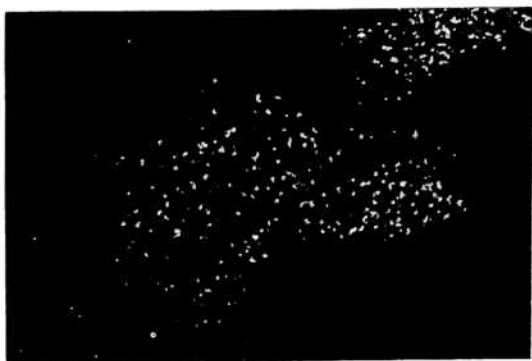
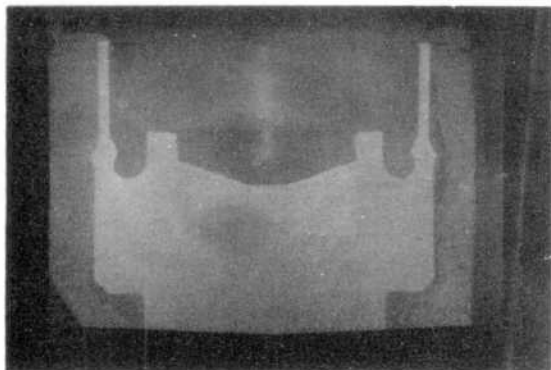


Figura 9. Geometría resultante de una soldadura de tapones y una microestructura típica.

tección que brinda el último contacto con los electrodos, resulta ventajoso para efectuar la soldadura al aire, o en atmósfera de gas inerte de calidad inferior al utilizado en el caso de soldaduras tipo TIG.

Una desventaja de este tipo de soldadura es que no existen métodos no destructivos efectivos y rápidos para ser usados en producción para el control de calidad. Por ello, se ha establecido un sistema combinado de ensayos destructivos sobre testigos y control de parámetros de procesos.

Para la soldadura de grillas a tapones requerida para el ensamble del elemento combustible se utiliza un método convencional con electrodos concéntricos, el cual permite hacer circular la corriente a través de la grilla y el tapón.

El electrodo central apoya sobre la grilla, mientras que dos proyecciones de un electrodo anular concéntrico con el primero apoyan sobre las caras inclinadas del tapón.

En la fijación temporaria de patines y espaciadores previa a la operación de brazing con berilio, se utiliza una descarga capacitiva de baja energía, la cual fluye por proyecciones practicadas en los apéndices (patines y espaciadores), los cuales funden localmente sobre la vaina provocando una mínima o nula perturbación de esta última.

Los tres métodos tienen en común la necesidad

de conocer la relación entre las condiciones de soldadura (corriente y presión), la geometría de la unión y terminación superficial de las partes a unir, características de los electrodos (geometría, materiales, terminación superficial).

La tarea desarrollada ha permitido conocer, no sólo estos parámetros, su interdependencia, la forma de controlarlos y hacerlos repetitivos, sino también definir las características de una "buena" soldadura, en relación con la performance funcional de los productos obtenidos (componentes, barra o elemento combustible). En los trabajos de Balzaretto (9) (10), se han publicado algunos resultados específicos de estos trabajos.

En la Figura 9 se muestra una foto con la geometría resultante de una soldadura de tapones y una microestructura típica.

Estos trabajos han permitido, a la vez, proveer la información necesaria para el desarrollo de los equipos de producción, que se exponen en otra parte de esta publicación.

6.2. Grafitado de la Cara Interna de la Vaina

Durante la operación de elementos combustibles sujetos a rampas o saltos de potencia se ha observado entre 1972 y 1975 fallas atribuidas a la interacción pastilla-vaina.

Uno de los primeros argumentos encontrados para explicar este fenómeno fue la interacción mecánica pastilla-vaina la cual, por efecto de la apertura de las fisuras de las pastillas de dióxido de uranio en estrecho contacto con las vainas de Zircaloy, produciría una falla por deformación localizada o por propagación de fisuras frágiles aparecidas en la cara interna de la vaina. Numerosos estudios posteriores (11) (12), concluyeron que la presencia de un agente (tal como el yodo), sensibilizante del efecto de corrosión bajo tensiones en el Zirconio, era el factor adicional para el tipo de fractura o fallas aparecidas.

Más recientemente, Wood et al (12), caracterizaron, para el combustible CANDU, el fenómeno, definiendo la relación entre los factores intervinientes: quemado, salto de potencia, potencia máxima a la cual se arriba, y tiempo.

Paralelamente a las medidas tomadas en la operación de los reactores tendientes a reducir las condiciones que favorecen la aparición de fallas, se buscaron soluciones para mejorar la respuesta de los elementos combustibles a rampas de potencia. J. A. L. Robertson (13) expone la solución adoptada para los elementos tipo CANDU, la cual fue incorporada como requisito en el diseño básico de los elementos combustibles de este tipo, denominados CAN LUB.

El medio empleado es la incorporación de una capa de grafito entre la vaina y las pastillas de UO_2 , colocada depositando el grafito sobre la cara interna de la vaina.

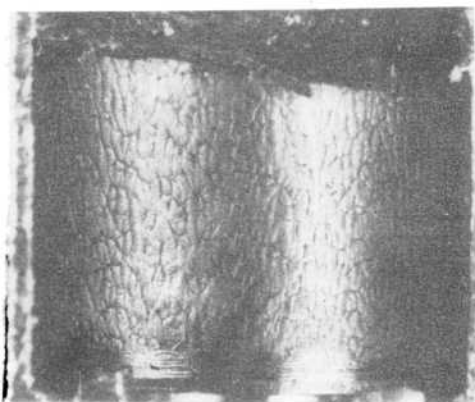


Figura 10. Capa de grafito obtenida.

El proceso, de aplicación simple en su concepción, es de naturaleza compleja, desde el punto de vista de su cinética, y aún no están totalmente esclarecidos los mecanismos que intervienen.

Se trata de la aplicación de una capa de grafito coloidal en un vehículo volátil, y que contiene ciertos aditivos que actúan como polimerizantes de un soluto base que fija el grafito durante la etapa de curado.

La aplicación de esta solución a la cara interna de la vaina de, aproximadamente, 13 mm de diámetro, el proceso de curado en vacío (para evitar la oxidación de Zircaloy), y la homogeneidad de la capa sustancialmente gruesa (10) y resistente, han constituido el principal objetivo de los desarrollos efectuados. R. Olezza et al (14).

Paralelamente, se ha desarrollado un producto de grafito para reemplazar el compuesto comercial usado para esta operación en Canadá.

Como en todos los casos, los resultados de los parámetros de proceso y las experiencias de laboratorio, han servido de base para el diseño e ingeniería de detalle de los equipos requeridos para producción.

La foto de la Figura 10 muestra el aspecto microscópico de la capa obtenida.

6.3: "Brazing" con Berilio de Patines y Espaciadores

El berilio forma, con el Zirconio, un eutéctico de composición Zr 5 % Be, que funde entre 970 y 990°C.

Han sido investigados numerosos binarios de Zirconio (15), para finalmente adoptarse el berilio por la resistencia mecánica y, sobre todo, a la corrosión de la unión soldada, a pesar de los problemas que trae aparejado el manejo seguro del berilio (límite máximo en aire 2 g/m³ en una jornada de trabajo), y la fragilización a altas temperaturas que produce en el Zircaloy.



Figura 11. Proceso de soldadura tipo "Brazing".

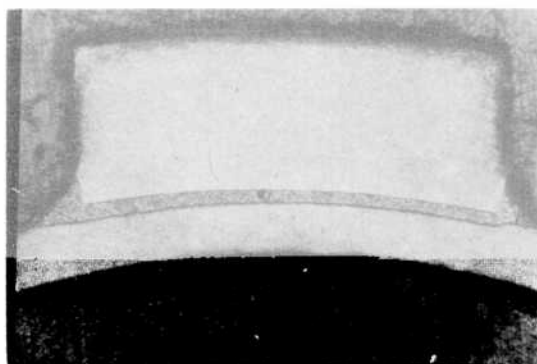


Figura 12. Micrografía de una soldadura tipo "Brazing".

K. T. Bates (16) ha descrito, ya en 1966, las características de este proceso.

Las operaciones involucradas para la producción de elementos combustibles requieren la deposición de berilio sobre Zircaloy en capas gruesas (aprox. 20), y adherentes, el posicionado y fijación temporaria (descarga capacitiva) de los apéndices (patines y espaciadores) sobre la vaina de Zircaloy y el calentamiento por inducción al vacío para la formación del eutéctico y producir la unión de las piezas por "brazing".

Para la tecnología electrónica ha debido desarrollarse la técnica de "películas finas"; sin embargo, la deposición de capas gruesas y en condiciones de manipuleo seguro del berilio, han exigido un desarrollo sustancial, para lograr un depósito adherente y adecuado para las operaciones posteriores.

Luego de la operación de punteado por descarga capacitiva (descrita en el punto 6.1. de este trabajo), se procede a calentar por inducción a alto vacío (Figura 11) las piezas puestas en contacto con el berilio en la interfase. Se produce, entonces, la difusión controlada de berilio y formación del eutéctico Zr-Be mencionado.

Los principales parámetros controlantes son la terminación y limpieza superficial del sustrato y la temperatura de la fuente de emisión, así como la presión dentro de la cámara de metalización,

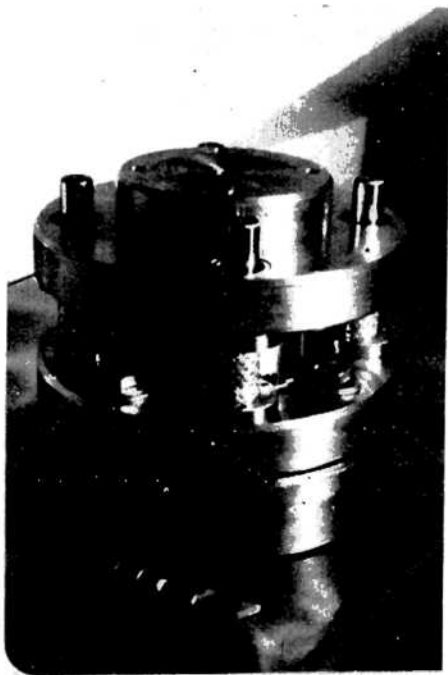


Figura 13. Matriz de estampado de Grilla.

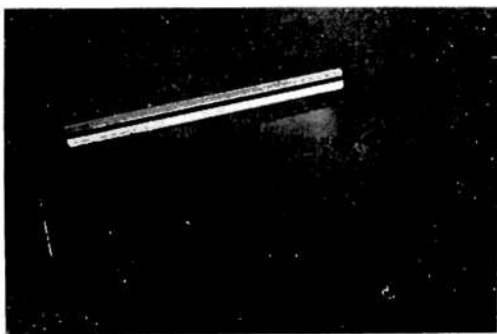


Figura 14. Producto obtenido después del estampado.

en la etapa de deposición del berilio.

El correcto diseño de las bobinas secundarias de inducción (suceptores), aseguran un calentamiento homogéneo de las zonas de soldadura que posibilitan una unión satisfactoria y ausencias de distorsiones en la vaina de Zircaloy.

El ciclo de calentamiento es el parámetro crítico de este proceso. La limitación de la penetración del berilio, y el control de la uniformidad de la interfase, con ausencia de poros o zonas sin aporte, constituyen uno de los objetivos logrados en el desarrollo de este proceso.

La foto de la Figura 12 muestra una micrografía de una unión obtenida durante el desarrollo efectuado.

6.3. Conformado Mecánico

La obtención de componentes por algún pro-

ceso de conformado mecánico, tales como mecanizado o corte (troquelado), fue motivo de desarrollos. En particular, de matrices y dispositivos adecuados para el volumen de producción requerido y a bajo costo unitario.

La fabricación de patines y espaciadores por corte (sin acuñado o formado posterior) dentro de la geometría y tolerancias requeridas, ha sido motivo de desarrollo, en particular, para definir las características del material de Zircaloy-4, huelgo punzón-cavidad, las matrices y material de las mismas. El troquelado de la grilla con una matriz de un solo golpe ha sido, también, motivo de una labor de desarrollo que ha concluido con un conjunto de herramienta para producción. Las fotos de las Figuras 13 y 14 muestran el aspecto de los dispositivos y el producto obtenido.

La operación de mecanizado de tapones aparentemente convencional y sencilla, ha demandado un proceso de puesta a punto cuidadoso y sistemático, en virtud de las tolerancias exigidas, complejidad de la geometría y volumen de producción (más de 2000 unidades diarias).

La puesta a punto de las piezas hasta lograr las tolerancias exigidas, se lleva a cabo con máquinas de control numérico, previéndose que las unidades de producción serán de control mecánico.

7. Desarrollo de equipos especiales de producción

La fabricación de elementos combustibles nucleares está caracterizada por procesos y operaciones convencionales y otros de características especiales, no tanto por lo novedoso, sino por las condiciones mecánico-metalúrgicas especiales de su construcción.

La alta reactividad con el oxígeno del Zircaloy y su capacidad de absorción de gases, tales como hidrógeno y nitrógeno, requieren de procesos de soldadura que contemplen el tiempo y la atmósfera durante la operación. Asimismo, las características del Zircaloy, exige un control de la temperatura involucrada en el proceso de soldadura, así como la velocidad de enfriamiento por sus cambios de fase.

Componentes tales como tapones y grilla, que son soldados por resistencia requieren una alta calidad de la unión soldada, por ser el sello del material combustible, en un caso, y la estructura portante, en el otro.

Finalmente, el volumen de producción y la alta repetitividad exigida durante la misma, conduce a equipos especiales en algunas de las operaciones de fabricación.

La diferencia esencial de estos equipos respecto de los usados en la industria convencional es que su performance no está basada en la experiencia de operación de un número de unidades tal, que permita asignársele un valor estadístico para evaluar su confiabilidad.

Los 18 fabricantes de elementos combustibles nucleares que existen hoy en el mundo, trabajan

sobre la base de equipos básicos modificados, de acuerdo con su experiencia en proceso y operación.

Este hecho conduce a los llamados equipos "a medida del cliente" (customerized equipment), los cuales basan su confiabilidad en los componentes standard usados en su construcción y el conocimiento de los procesos involucrados para las partes que definen los mismos, tales como cabezales y electrodos de soldadura o materiales de cavidades y punzones para formado mecánico.

Este criterio, común en las denominaciones "máquinas transfer" de la industria metalmeccánica liviana, ha sido de aplicación en el diseño y fabricación de los equipos usados en el Proyecto SU-COEM, cuya experiencia se describe en el presente trabajo.

A fin de ejemplificar este aspecto de los desarrollos se describe, a continuación, la experiencia hecha con un equipo automático de soldadura de tapones.

7.1. Equipo Automático de Soldadura por Resistencia de Tapones a Vaina

La soldadura por resistencia de tapones, requiere un equipo confiable desde el punto de vista del proceso, así como de alto volumen de producción, en virtud del número de unidades a soldar por día.

Se decidió desarrollar un equipo que satisficiera lo antedicho y, a la vez, reuniera características tales que, por su diseño y construcción constituyera un avance tecnológico frente a lo conocido en la técnica actual.

Ello se logró y materializó en el equipo, actualmente en proceso de puesta en marcha, el cual está amparado por la patente argentina N° 22.623 (31-8-81).

Dicho equipo consta de una cámara principal con dos cámaras de soldadura adosadas, dispuestas de tal manera de poder soldar, simultáneamente, extremos opuestos en barras situadas en un carrousel, desplazadas entre sí 180° (Figura 15).

El carrousel que porta los tubos con pastillas de óxido de uranio se coloca en un eje concéntrico con el de la cámara principal, y puede girar por un sistema de indexación, de tal manera de posicionar paso a paso los extremos de las barras combustibles en orificios que comunican la cámara principal con las de soldadura.

Un sistema de empuje introduce los extremos de las barras combustibles en la cámara de soldadura, donde un tapón, a la vez, cae automáticamente en un contraelectrodo que avanza y, en forma controlada, suelda el tapón a la vaina.

Este proceso ocurre en ambas cámaras de soldadura, mientras se efectúa una evacuación de la cámara principal.

Al finalizar el ciclo de soldadura de los primeros tapones, que dura medio giro del carrousel se introduce helio para el llenado interno de las barras combustibles, y se continúa soldando en

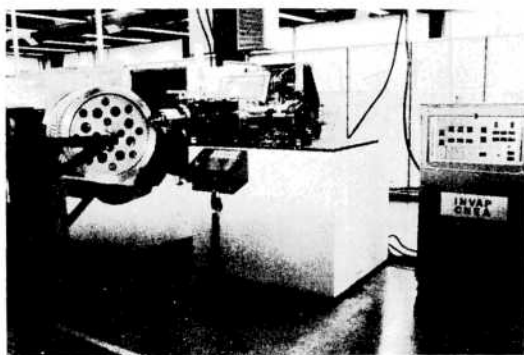


Figura 15. Equipo automático de soldadura por resistencia de tapones a vaina.

forma similar a la descripta, ahora, el segundo tapón.

Al finalizar el segundo medio giro del carrousel se tienen totalmente soldadas las barras combustibles existentes, trasladándose el carrousel a la operación siguiente (Figura 15).

Se ha utilizado un cabezal de soldadura de baja inercia, aplicando la fuerza de recalado por medios electromagnéticos.

La empresa INVAP S. E. en conjunto con CNEA, realizó la ingeniería del equipo, así como el seguimiento de la construcción de armado y puesta en marcha del mismo y diseño y construyó, además, el microprocesador electrónico.

Los controles de soldadura y el sistema de transformadores, así como la cámara y electroforce, fue construida por la empresa TAFER S. R. L.

El equipo se completa con sistemas mecánicos, neumáticos, de vacío y gas, donde se utilizaron, en todos los casos en que fue posible, elementos standard. Se construyeron prototipos de partes vitales del equipo, a fin de verificar el diseño y modificar componentes, cuando fuera necesario. El montaje electromecánico se realizó en la línea de producción.

En resumen, se ha tratado de utilizar al máximo componentes conocidos y probados y, a la vez, se utilizó, en las partes que afectan al proceso en sí la experiencia realizada con dos generaciones anteriores de máquinas diseñadas en CNEA y utilizadas para el desarrollo del proceso de soldadura por resistencia de tapones a vaina.

La experiencia hasta el presente permite afirmar que el nivel alcanzado asegurará, no sólo la operación y confiabilidad de este equipo sino, lo que es más importante, el mantenimiento y repetitividad de la calidad obtenida en el producto fabricado, sin recurrir, necesariamente, al asesoramiento o asistencia técnica externa.

8. GARANTIA DE CALIDAD

8.1. Introducción

La filosofía general de garantía de calidad se aplica a cualquier tipo de tecnología donde es ne-

cesario un alto nivel de performance y seguridad. Obviamente, esto es válido para todos los componentes de reactores nucleares que son relevantes o influyen en la performance y seguridad.

Hay dos razones principales que deben ser consideradas, para comprender la necesidad de un programa específico de garantía de calidad para el suministro de combustibles.

Primero, una cantidad elevada de componentes básicamente idénticos, tales como pastillas de óxido de uranio, vainas, barras combustibles, etc., requieren métodos de control donde los componentes individuales se mantienen anónimos. Esta situación reclama un alto grado de reproductibilidad de cada etapa de producción (y de las propiedades del material usado), sobre un largo período de tiempo.

Esta reproductibilidad puede ser sólo alcanzada por un *específico* esfuerzo tecnológico y por *específicos* métodos de garantía y control: sobre los procesos y sobre los productos. Esto es diferente al requerimiento de otros componentes, tales como recipientes de presión, bombas, etc.

Segundo, el combustible nuclear es reemplazado luego de cortos períodos de tiempo, en comparación con otros componentes de reactores. Por ello, los requerimientos técnicos son diferentes.

De estos argumentos puede derivarse la siguiente conclusión:

La gran cantidad de items idénticos, la necesaria alta reproductibilidad de procesos y productos, y la relativa alta frecuencia de recambio del producto después de su uso en el reactor, conduce a la posibilidad y necesidad de una extensa evaluación estadística de parámetros de proceso y propiedades de producto. Ya que el nivel de confianza de este tipo de evaluación depende, esencialmente, de la población de datos relativa al item a ser controlado, este método no puede ser normalmente utilizado en otros componentes del reactor.

En forma adicional, debe reconocerse que, por la naturaleza de la etapa de aplicación de este programa (desarrollo, implementación e inicio de la producción), es necesario enfatizar que:

a) Un determinado nivel de calidad no puede ser alcanzado por medio del control, sino que debe ser "planeado, producido y verificado", y,

b) La calidad no es el resultado de acciones postuladas, sino la consecuencia de un enfoque lógico basado en el conocimiento científico y tecnológico del producto y procesos, en las condiciones que fijan los requerimientos de operación.

8.2. Requerimientos del OIEA

El Organismo Internacional de Energía Atómica ha emitido, con sentido de universalización, una norma, 50-C-QA, denominada "Garantía de Calidad para la Seguridad en las Centrales Nucleares. Código de Práctica".

Si bien esta norma está principalmente orien-

tada a velar por la seguridad de la central nuclear a través de la calidad de sus componentes, es de aplicación también si se pretende garantizar la performance de los mismos.

La norma establece que, si bien el Programa de Garantía de Calidad es importante y necesario, "la responsabilidad fundamental del logro de la calidad en la ejecución de una tarea especial, recae sobre quienes tiene asignadas esas tareas y no sobre quienes tratan de comprobar, mediante la verificación, que la calidad ha sido conseguida".

En resumen, un Programa de Garantía de Calidad deberá proveer un método ordenado para todas las actividades que afectan a la calidad, incluso cuando proceda, la verificación de que cada tarea se ha efectuado satisfactoriamente, y de que han aplicado las medidas correctivas necesarias. También incluirá el aporte de pruebas documentales que demuestren que se ha logrado obtener la calidad exigida.

La organización sobre la que recae la responsabilidad global, en este caso, del suministro de elementos combustibles, deberá, también, ser responsable del establecimiento y ejecución del Programa General de Garantía de Calidad.

8.3. Criterios Básicos para un Programa de Garantía de Calidad

Pueden distinguirse requerimientos que definen las características diferenciales de un Programa de Garantía de Calidad para el suministro de elementos combustibles.

En primer lugar, debe considerarse el *nivel tecnológico* actual y su mejora, hasta alcanzar el estado de equilibrio en el suministro, aún en desmedro de los costos iniciales de producción, los cuales deberán optimizarse, pero no en base a una reducción de la capacidad tecnológica del sistema.

El nivel tecnológico queda definido por el equipamiento, capacitación del personal, conocimiento científico de procesos y performance del producto y por la reproductibilidad de cada etapa de producción.

En segundo lugar, debe establecerse un *sistema de Control de Calidad* que, reconociendo la etapa que se encara, refleje las condiciones anónimas de los componentes individuales, es decir, por la aplicación de métodos estadísticos de control adecuados con la imposición de un Nivel Preferencial de Calidad (AQL), seguramente diferente a los utilizados actualmente en los países de origen de la tecnología.

Finalmente, los criterios en que se base el Programa de Garantía de Calidad deben contemplar, específicamente, la *calificación de procesos y producto*, lo cual deberá ser analizado, para cada caso, a fin de establecer la necesidad de ensayos, controles o procedimientos complementarios a los existentes antes de dar por terminada la etapa de calificación del sistema productivo, de acuerdo a lo expuesto en el punto 3. de este trabajo.

CONCLUSIONES FINALES

La tecnología de combustibles nucleares, como casi todos los campos de la técnica, debe adaptarse y ser compatible con el nivel tecnológico del medio de aplicación.

Las normas, criterios y condiciones de operación y seguridad deben presidir la calidad alcanzada, lo cual se logra con la adecuada utilización de los medios disponibles, conocimientos, infraestructura y capacidad industrial pero, sobre todo en la etapa inicial, por un especial esfuerzo de investigación y desarrollo.

Este esfuerzo alcanza, en el área de combustibles nucleares, a:

- la capacitación de los individuos intervinientes a nivel profesional, técnico y operario, así como en las áreas de ingeniería del producto, fabricación y control, ciencia de materiales y comportamiento bajo irradiación;
- la infraestructura de ensayos para verificar el comportamiento de elementos combustibles y garantizar el suministro local;
- las plantas industriales conducidas de manera tal que se asegure el suministro en tiempo y al menor costo posible pero, sobre todo, con el conocimiento específico de los procesos involucrados, incluido los equipos especiales de producción.

Es relevante, en esta tecnología, el rol que juegan los equipos de producción y, por ende, el control que se tiene sobre su mantenimiento y confiabilidad pero, sobre todo, la relación parámetros de proceso-calidad producto, en virtud del control estadístico que se ejerce sobre este último.

El conocimiento intrínseco de las características operativas de los equipos así como la capacidad desarrollada para el diseño de partes vitales, permitirá reducir costos de producción, manteniendo la calidad de los elementos combustibles.

Finalmente, debe destacarse la aplicación de Programas Específicos de Garantía de Calidad los cuales, al reconocer lo expuesto en este trabajo, constituyen un medio para mantener un nivel de calidad compatible con los costos y fallas admitidas en servicio. Ello se logra a través de un sistema productivo que armonice el nivel tecnológico de la Ingeniería del Producto, procesos y equipamiento de fabricación y control.

BIBLIOGRAFIA

1. R. D. Archibald "Managing High-Technology Programs and Projects" - J. W. & Sons, 1976.

2. R. D. Page "Canadian Power Reactor Fuel." AECL 5609, Ago 1977.

3. J. Celora "Influencia de las Etapas de Producción del Polvo de UO₂ sobre su Estructura y Calidad de Pastillas" - Conf. Int. Cer, Inglaterra, 1979.

4. H. Bairiot "Process and Product Control of Oxide Powder and Pellet for Reactor Fuel Applications" - Seminario Regional sobre la Calidad en la Tecnología del Combustible Nuclear, Bs. As. 1979.

5. G. Weindinger "Quality Control in Zr Alloy Technology for Water Reactor Fuel Application" - Seminario Regional sobre la Calidad en la Tecnología del Combustible Nuclear" - Bs. As. 1979.

6. R. Holt "The Role of Zr Alloy Metallurgy in the Fabrication of CANDU Fuel" - AECL 5107, 1975.

7. D. G. Hardy et al "Influence of Metallurgical Variables on the Performance of Zry Fuel Sheathing" - AECL 6001, 1977.

8. A. W. Schueler "Magnetic Force Welding for Nuclear Cladding" - "Welding Journal" - Aug. 1968, p. 638.

9. J. Valesi et al "Metalografía de Zry-4: Su Aplicación a la Soldadura por Resistencia", AATN, Bariloche, 1980.

10. D. Balzaretti et al "Soldadura de Tapones de Zry-4 por los Procesos de GTWA y Resistencia" - AATN, Bariloche, 1980.

11. "Water Reactor Fuel Performance", Proceedings of Conf. ANS, St. Charles, Illinois, USA, 9-11 May, 1977.

12. W. J. Penn, R. K. Ko, J. C. Wood "CANDU Fuel - Power Ramps Performance Criteria", ANS, San Francisco, ECL 5572, 1976.

13. J. A. L. Robertson "Improved Performance for UO₂ Fuel", AECL, 4366, Jan 1973.

14. R. Olezza et al "Desarrollo del Proceso de Grafitación en Vainas para Elementos Combustibles", AATN, Bariloche, 1980.

15. H. Schuartzbar "Brazing of Zry", Reactive Metals, Vol. 2, AIME, 1958.

16. K. T. Bates "Brazing of Zry in Nuclear Fuel", AECL 2813, Set. 1966.

17. W. Ci Durant "Manufacturing CANDU Fuel", IAEA Study Group, Grenoble, Set. 1972.

18. G. Morandi et al "Il Combustibile CIRENE". Energia Nucleare, Vol. 23/Nº 7, Jul. 1976.

19. H. R. Debnam "A Review of the Design and Manufacturing of CANDU Fuel" - Canadian Nuclear Association - 16th Annual Int. Conf. Toronto, Canada, Jun. 16, 1976.

SERVICIO I.A. 100

Suscribase a

ENERGÍA NUCLEAR

publicación bimestral

Piedras 930 - 1er. Piso
1070 Buenos Aires - Argentina
Tel.: 26-2419/23-2098

ANUNCIANTES

| | |
|--|------------|
| Aceros Fortuna S.A. | 14 |
| Acre S.R.L. | 11 |
| Acumuladores Nife Argentina S.A. | Ret.Tapa |
| Alfanuclear S.A.C.I. | 3 |
| Cientist S.R.L. | 13 |
| Coartec - Cia. Argentina de Tecnología S.A. | 31 |
| Dow Corning de Argentina S.A.I.C. | 9 |
| SIEMENS S.A. | 27 |
| Harshaw Chemical Co. | 18-19 |
| M.Heredia y Cia. | 12 |
| ICONTT II | TAPA |
| Inflex S.A. | 8 |
| N.C.R.Argentina S.A. | 15 |
| Nuclear S.A. | C.Tapa |
| Payo S.A. | 10 |
| Roman Ingenieria S.A. | Ret.C.Tapa |
| Sulzer Hnos. S.A. | 5 |
| Supercemento S.A.I.C. | 7 |
| Techint S.A. | 49 |
| Zoloda S.A. | 21 |