

REVISTA DE LA CNEA

UNA PUBLICACIÓN DE LA COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA

Año XVI - Número 61-62 Enero/Junio 2016



PANELES FOTOVOLTAICOS



Guía para autores de artículos

Línea Editorial: Los artículos podrán ser originales o haber sido presentados en eventos científicos o en revistas ajenas al área nuclear que permitan su publicación con la sola mención de esa circunstancia, y estar dirigidos a la comprensión de un lector con formación científica o tecnológica, pero no necesariamente en el área temática del mismo.

Envío: Deberán enviarse por correo electrónico a la dirección .

Formato: Serán preparados en Word for Window ® y la página será tamaño especial 196 mm. X 275 mm. Los márgenes serán: izquierdo y derecho 1,5 cm., superior 1,9 cm. e inferior 2 cm. El tipo de letra será Arial de 10 pt. No deberán sobrepasar las doce páginas.

Título: Constará de no más de diez palabras, debiendo dar indicación concisa del contenido y ser fácilmente identificable para su cita en bibliografías y publicaciones editadas por servicios de información. Podrá ser seguido por un subtítulo separado por dos puntos que contenga información complementaria. Se evitarán las abreviaturas, acrónimos, códigos, símbolos y fórmulas que no sean de uso común.

Datos del (los) autores:

Deben constar los apellidos y nombre(s) propio(s), usándose iniciales sólo en el caso de más de un nombre. Se indicará(n) además la(s) función(es) y/o puesto(s) de trabajo y el(los) organismo(s) a que pertenece(n).

Resúmenes de los artículos:

Cada artículo será precedido por un resumen del contenido, redactado en castellano e inglés, que sea autosuficiente, contenga la información básica y no supere las trescientas palabras, estructurado en no más de dos o tres párrafos. Se utilizarán verbos en voz activa y palabras significativas tomadas del texto que ayuden a la recuperación automática por ordenador. Conviene evitar términos infrecuentes, acrónimos, siglas, abreviaturas o símbolos, y en caso de que se utilicen deben definirse la primera vez que aparezcan en el resumen.

Texto Principal: Los artículos deben seguir un orden lógico y claro, debiéndose indicar la finalidad del trabajo, así como su relación con otros anteriores. Las divisiones y subdivisiones se podrán destacar con títulos apropiados que podrán numerarse. Se utilizarán notaciones normalizadas para cada disciplina, como las establecidas por las normas IRAM u otros organismos de normalización. Las notas a pie de página sólo se incluirán para complementar la información o remitir a las referencias bibliográficas, pero no deben contenerlas.

Las figuras (fotografías, gráficos, diagramas, ilustraciones y mapas) deben numerarse secuencialmente en números arábigos y estar acompañadas por una leyenda explicativa. Las tablas también deben numerarse y tener títulos apropiados. Tanto las figuras como las tablas deben referenciarse en el texto. Su envío se hará en lo posible en formato jpg o bmp.

Los aportes suministrados por otros deben ser claramente reconocidos. Los documentos citados en el texto principal se incluirán en una lista de referencias al final del artículo.

Referato: Serán considerados para su publicación por miembros del Comité Científico y/o se consultará con especialistas del área temática correspondiente sobre su relevancia y originalidad.

Derechos de autor: Los trabajos publicados sólo podrán copiarse con el consentimiento del autor e indicación de su procedencia.

Erratas: Las correcciones y/o comentarios a que dieran lugar se publicarán en la edición posterior en la sección "Aclaraciones y comentarios".



El Comité Editorial se complace en presentar el número 61/62 de la Revista de la CNEA con el que inicia su décimo sexto año de existencia. Este número presenta cuatro trabajos sobre una variada gama de temas relativos a las actividades de la CNEA tanto en materia de tecnología nuclear cuanto en sus aplicaciones no nucleares.

La técnica de soldadura láser es - por lejos - la más perfecta. Para un óptimo aprovechamiento de la misma es necesario conocer el efecto que genera en los distintos materiales. El primer artículo presenta los primeros resultados obtenidos utilizando un laser Nd: YAG pulsado de alta potencia en los siguientes materiales: Zr-1%Nb, Ti6Al4V y acero inoxidable 316L; la optimización de los parámetros de soldadura; la identificación de las diferentes zonas de soldadura y el efecto en la microestructura, utilizando un microscopio electrónico de barrido (SEM) y microscopio óptico metalográfico.

En el Área de Gestión Ezeiza se almacenan residuos radiactivos líquidos generados principalmente en la producción de radioisótopos y de elementos combustibles y en actividades de investigación. La tasa de generación promedio de estos residuos es de aproximadamente 1.000 litros/año y se encuentran en contenedores metálicos en los que fueron colectados, algunos de ellos hace más de 15 años. Para minimizar la posibilidad de dispersión de material radiactivo por posible deterioro de los contenedores se desarrollan formulaciones para la inmovilización por cementado de los mismos. El segundo artículo nos informa de esos desarrollos.

La actual escasez de ^3He , principal material utilizado para la detección de neutrones en diferentes ámbitos, ha motivado que distintos laboratorios se encuentren actualmente dedicados a la búsqueda de técnicas alternativas de detección de neutrones. En el artículo tercero se presentan resultados experimentales que muestran la factibilidad de detectar neutrones térmicos y rápidos por efecto Cherenkov en agua.

La demanda de agua caliente sanitaria en hogares constituye cerca del 50% de su consumo energético total en países de clima templado y es cubierto mayormente a partir de fuentes no renovables a pesar de que es reconocido el enorme potencial del recurso solar para satisfacer esta demanda, debido fundamentalmente a razones socio-económicas y otras barreras. El cuarto artículo da cuenta del desarrollo de un nuevo colector solar térmico de bajo costo y diseño simple, basado en una larga manguera negra de polietileno de baja densidad que opera por recirculación forzada asistida por una mini bomba regulada y alimentada por un mini panel fotovoltaico. Un primer prototipo obtuvo eficiencias del 37% y calentó agua a 48°C en invierno en Salta.

Se incluye la sección “CNEA al Día”

Reiteramos la invitación a los integrantes del sector nuclear, con prescindencia del organismo al que pertenezcan o hayan pertenecido, y a quienes estén o hayan estado vinculados a la actividad nuclear bajo cualquier circunstancia, que tengan trabajos que deseen difundir, a que los hagan llegar este Comité Editorial.



Foto de tapa

Paneles fotovoltaicos desarrollados por la CNEA e instalados en el Centro Atómico Constituyentes

autoridades nacionales

Presidente de la Nación
Ingeniero Mauricio Macri

Ministro de Energía y Minería
Ingeniero Juan José Aranguren

Secretario de Energía
Ingeniero Alejandro Valerio Srouga

Subsecretario de Energía Nuclear
Licenciado Julián Gadano

autoridades institucionales

Presidente
Licenciado Osvaldo Carlos Calzetta Larrieu

Vice-Presidente
Licenciado Alberto Lamagna

Gerente General
Ingeniero Enrique Cinat

comité asesor

Doctor Carlos Aráoz
Doctor Juan Martín Maldacena

comité editorial

Ingeniero Pascual Francisco Aguirre
Investigador Consulto Roberto Mario Ornstein

Diseño de tapa División Diseños de Contenidos
Departamento de Prensa – Gerencia de
Comunicación Social
Traductora Andrea Carolina Cruz
Impresión VCRE Gráfica S.A.
SIN: 1666-10

sumario

Editorial	3
Autoridades y sumario	4
Soldadura Laser en materiales de interés nuclear	5
Cementado de residuos radiactivos líquidos	15
Detección de neutrones mediante efecto Cherenkov en agua	26
Nuevo colector solar térmico de bajo costo de flujo forzado autónomo por panel fotovoltaico	34
CNEA al Día, noticias institucionales	44

Nota: En la página web de la CNEA (www.cnea.gov.ar), en la opción del menú "Comunicación – Publicaciones – Revista de la CNEA", se puede acceder al índice general temático de los artículos publicados en la totalidad de los números de la Revista de la CNEA.

Soldadura láser en materiales de interés nuclear

ESPINOZA C.^{1,*}, SMIEUCH F.¹, FLORES A.², MENDER A.¹, VIZCAINO P.^{2,- 1} Departamento Proyecto Fuentes Selladas - ² Departamento de Tecnología de Aleaciones de Circonio

La soldadura es una técnica que permite unir metales y aleaciones diversas en forma estructural. El proceso de soldadura láser se caracteriza por la alta densidad de energía depositada en el material, no necesita material de aporte, genera una mínima zona afectada térmicamente y poca deformación. Además es un proceso automatizable, garantizando respetabilidad y buena calidad en el acabado. Existen materiales y aleaciones que por sus propiedades particulares son de interés para aplicaciones en la tecnología nuclear. Para un óptimo aprovechamiento es necesario conocer el efecto que genera el proceso de soldadura en las diferentes propiedades y además en la microestructura. En este trabajo se presentan los primeros resultados obtenidos utilizando un laser Nd:YAG pulsado de alta potencia en los siguientes materiales: Zr-1%Nb, Ti6Al4V y acero inoxidable 316L; la optimización de los parámetros de soldadura; la identificación las diferentes zonas de soldadura y el efecto en la microestructura utilizando un microscopio electrónico de barrido (SEM) y microscopio óptico metalográfico.

Laser Welding in Nuclear Materials

Welding is a technique by means of which metals and different alloys are joined in a structural way. The laser welding process is characterized by high power density, resulting in a minimal heat affected zone and a little deformation; besides it does not need filler metal. It is also an automated process, ensuring repeatability and a high weld quality. There are materials and alloys that are relevant for its nuclear technology applications due to its particular properties. In order to obtain an optimum use, it is necessary to have knowledge about the effect the welding process has in different properties and in microstructure. On the present work, the first results obtained using a high power pulsed Nd:YAG laser in Zr-1%Nb, Ti6Al4V and stainless steel 316L are shown. In addition, the optimization of the welding parameters; the identification of the different weld zones and the effect on the microstructure using scanning electron microscope (SEM) and optical metallographic microscope are presented.

1. Introducción

Existen materiales y aleaciones que por sus propiedades particulares son utilizados en aplicaciones nucleares. Como por ejemplo: aleaciones de circonio, titanio y acero inoxidable. Las aleaciones de circonio poseen baja sección eficaz de captura de neutrones, resistencia a la corrosión y buenas propiedades mecánicas aún a altas temperaturas. Una de las principales aplicaciones nucleares es la fabricación de tubos de presión, vainas de elementos combustibles y componentes estructurales de reactores nucleares [1].

Las aleaciones de titanio tienen alta resistencia a la tracción incluso a altas temperaturas, resistencia a la corrosión, baja densidad y buena soldabilidad. Ti6Al4V es la aleación más versátil, es metaestable, contiene las fases alfa y beta y mediante tratamientos térmicos se puede lograr una mejora significativa de las propiedades mecánicas, además son usados en aplicaciones médicas, espaciales y militares [2].

Los aceros inoxidables se caracterizan por su alta resistencia a la corrosión y alta dureza a elevadas temperaturas. El acero 316L se caracteriza por su bajo contenido de carbono que minimiza la precipitación de carburos durante el proceso de soldadura y además es biocompatible. Entre las diversas aplicaciones se usa para fabricar los cilindros de las cápsulas contenedoras de las fuentes de braquiterapia como por ejemplo las de Cs-137 [3].

La soldadura es una técnica que permite unir metales y aleaciones diversas en forma estructural, es decir: generando un sólido continuo de las dos o más piezas a unir. En este contexto, la técnica de soldadura láser es por lejos la más perfecta por las características de la microestructura y zona afectada por el calor que produce. El proceso de soldadura láser se caracteriza por la alta densidad de energía depositada en el material en forma puntual, por no necesitar material de aporte y por generar una mínima zona afectada térmicamente. Además, el proceso se puede automatizar, es reproducible y tiene un acabado de muy buena calidad. Esta técnica tiene aún escaso desarrollo en el país.

Para un óptimo aprovechamiento de la tecnología es necesario conocer el efecto que genera la soldadura láser en los distintos materiales, conocer como afecta a sus propiedades mecánicas y el efecto en la microestructura. El presente trabajo muestra los resultados alcanzados y el estado de avance en cada uno de los materiales estudiados, siendo promisoría la aplicación de la soldadura láser en estos y otros materiales para futuras aplicaciones.

2. Método Experimental

2.1. Equipamiento laser

En este trabajo se utilizó un láser pulsado de alta potencia de Nd: YAG, con longitud de onda de 1064nm, energía

máxima de pulso de 40J, potencia de 100W y duración de hasta 100ms; la radiación es llevada mediante fibra óptica a una mesa de trabajo acoplada a un sistema de control numérico XYZ; y mediante flujo de Argón se garantiza una atmósfera inerte localizada durante el proceso de soldadura.

En los diferentes experimentos se estudió el efecto de la potencia, duración, forma y frecuencia del haz láser;

además en algunos casos se varió la posición focal del haz con respecto a la superficie y la velocidad de soldadura.

2.2. Materiales

Se trabajo con los siguientes materiales (Tabla 1)

Tabla 1. Materiales estudiados

Material	Aleación	Presentación	Dimensiones
Aleación de Circonio	Zr-1%Nb	Vaina	Espesor 1.0mm
Aleación de Titanio	Ti6Al4V	Placa	Espesor 1.0mm
Acero Inoxidable	316L	Placa	Espesor 1.0mm
Acero Inoxidable	316L	Vaina	Diámetro 1.0mm y 1.7mm

2.3. Caracterización

Para la observación microestructural se prepararon muestras metalográficas y, en general, se siguió el siguiente orden: se realizaron cortes transversales a la dirección de soldadura, posteriormente se incluyeron en caliente en

baquelita, se realizaron desbaste y pulido con lijas al agua, posteriormente se pulió a espejo con pasta de diamante de 6 μ m y 3 μ m y, finalmente, ataque químico o electrolítico para revelar la microestructura. La preparación metalográfica específica de cada material se muestra en la Tabla 2.

Tabla 2. Preparación metalográfica de los distintos materiales

Material	Corte transversal	Inclusión Baquelita	Lijas al Agua	Pasta de Diamante	Revelado
Aleación de Circonio	Si	No	180, 400, 600, 1200	no	50% Nítrico + 2% Fluorhídrico + 20segundos
Aleación de Titanio	Si	Si	180, 400, 600, 1200, 2400	6 μ m y 3 μ m	Reactivo Kroll 30segundos.
Acero Inoxidable	Si	Si	120, 240, 320, 600, 1200, 2400	6 μ m y 3 μ m	Electrolítico, oc. Oxálico 10%, 12V, 20s

Luego, mediante observación con microscopio electrónico de barrido (SEM) y microscopio óptico metalográfico, se evaluó la calidad superficial de cada cordón y en metalografías de cortes perpendiculares a la dirección de soldadura se analizó las diferentes zonas de soldadura, su respectiva microestructura, penetración y geometría de cada cordón.

2.4. Diseño de experimentos, optimización de parámetros y análisis

Debido a la gran cantidad de variables a estudiar y para optimizar las limitaciones de tiempos, recursos y materiales, se planteo hacer uso de herramientas estadísticas. Los experimentos se diseñaron en bloques utilizando principalmente arreglos ortogonales. Para la optimización de parámetros se recurrió a la metodología de Taguchi. Para el análisis de datos se utilizó regresión lineal/multilineal y análisis de varianza/multivarianza [3].

3. Resultados

3.1. Titanio

El Ti6Al4V tiene las fases α y β , en placas de 1.0mm de espesor se realizaron ensayos de soldadura láser, aplicando arreglos ortogonales L_9 , se evaluó el efecto de la potencia máxima, duración de pulso y posición focal respecto de la superficie. La Figura 1 muestra como varía la penetración en función de la potencia máxima del pulso y la posición focal respecto de la superficie, el efecto de la frecuencia no es significativo en este experimento. Es significativo el efecto de la posición focal cuando el foco se ubica a -1.00m respecto de la superficie, es decir dentro del material, se obtiene mayor penetración a la misma potencia.

La alta densidad de energía del haz láser interacciona con el material, calentando la superficie y llevando a su punto de fusión, además por conducción térmica el calor es transferido a otras zonas del material, todo este proceso

genera un gradiente de temperatura que altera la microestructura, se generan zonas que se identifican como: **material base (MB)** zona del material sin alteración de la microestructura, no recibió aporte térmico; **zona afectada térmicamente (ZA)** zona del material que recibió aporte térmico pero sin llegar a fundir y **zona fundida (ZF)** zona del

material afectada por el haz láser, el aporte térmico recibido funde el material y luego se produce la solidificación, que altera la microestructura. En la Figura 2a se muestran las zonas de soldadura, en la Figura 2b se muestran con mayor detalle las zonas afectadas.

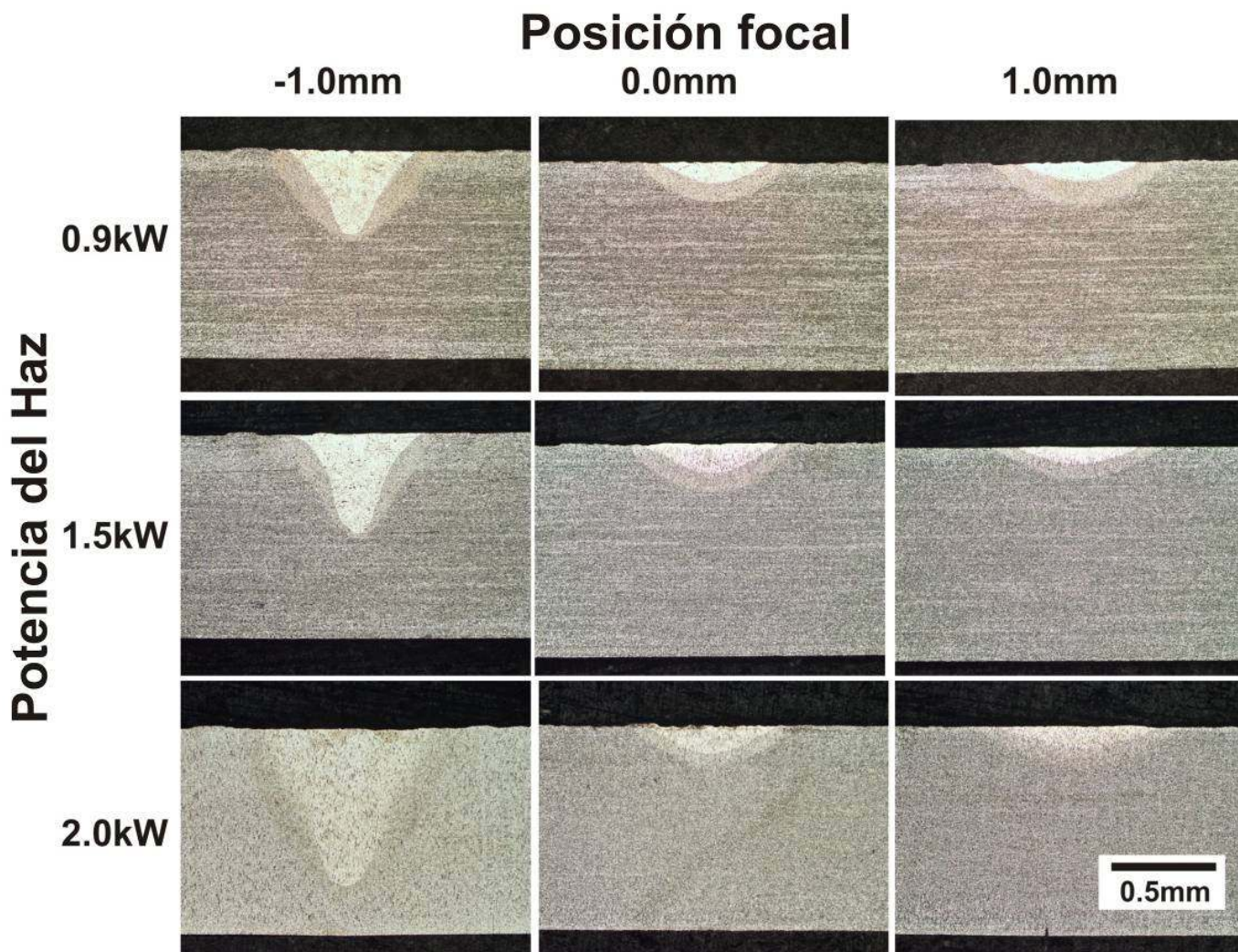


Figura 1. Efecto de la potencia y posición focal del haz láser en la penetración

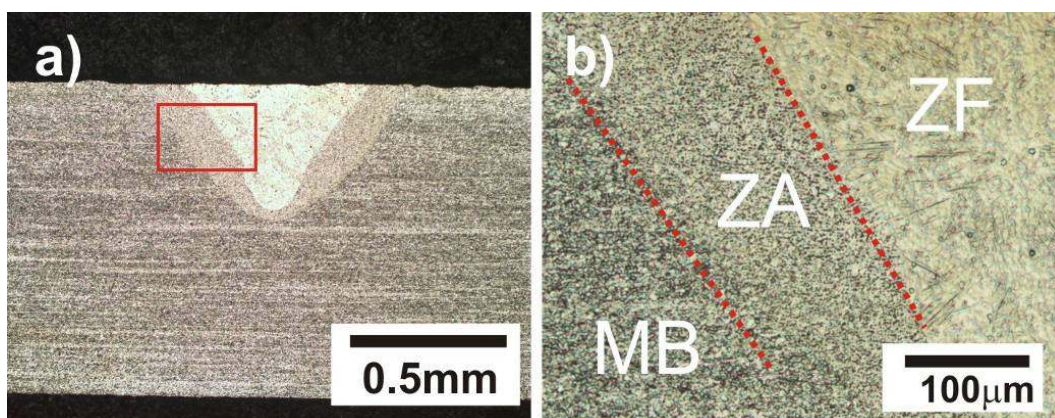


Figura 2. Identificación de zonas de soldadura

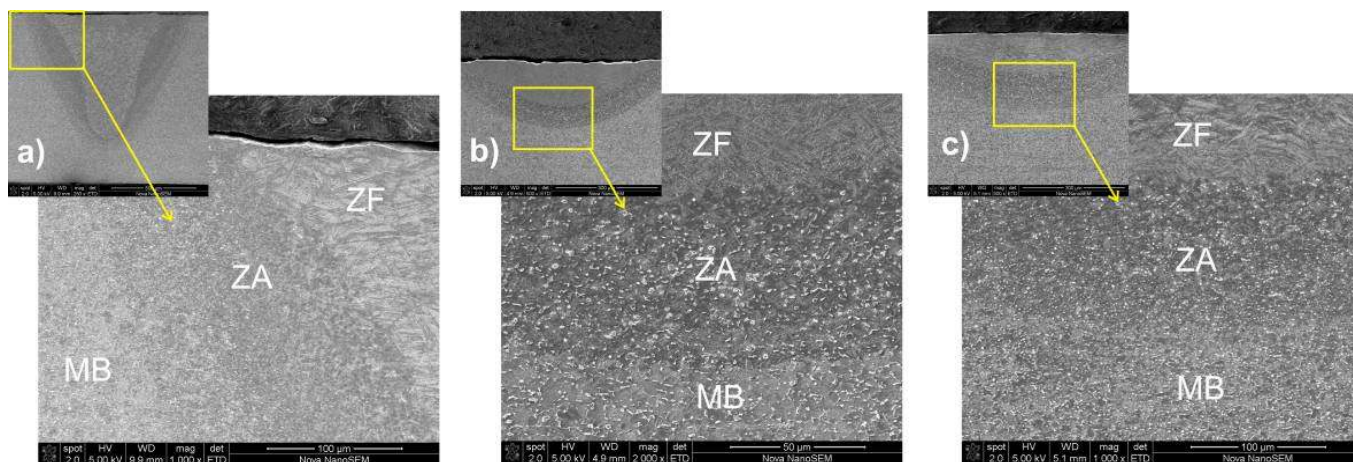


Figura 3. Identificación de zonas de soldadura para cordones a 2.0kW

La identificación de las fases y la evolución microestructural en cada una de las zonas se realizó mediante imágenes de SEM. La Figura 4 muestra las tres zonas a 7000x, se puede identificar la presencia de las fases

α y β en el material base, en la zona afectada se observa el proceso de transformación y finalmente en la zona fundida la presencia de la fase α . Estos resultados son congruentes con los reportados en la literatura [4].

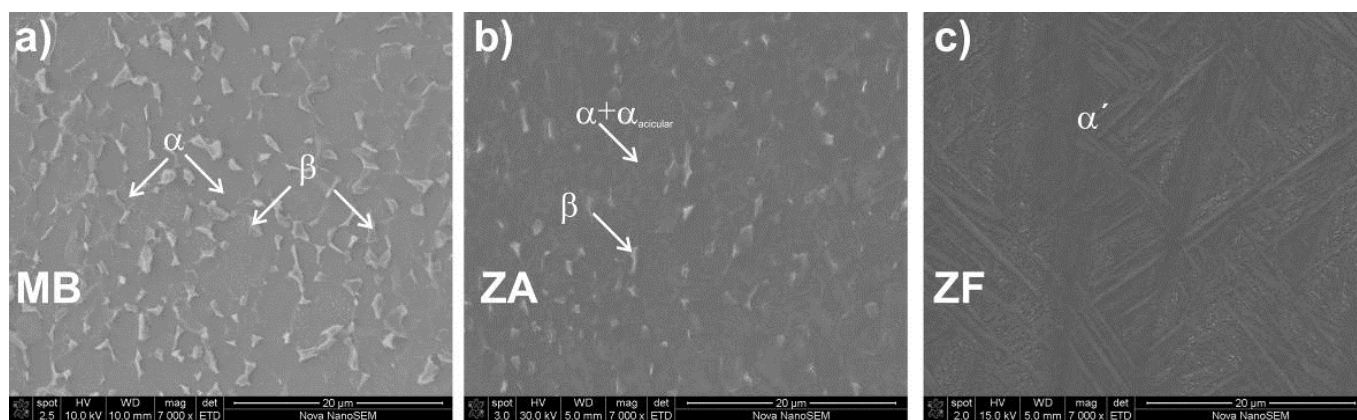


Figura 4. Identificación de microestructura en zonas de soldadura.

MB: Material Base. ZA: Zona Afectada. ZF: Zona Fundida

3.2. Acero Inoxidable 316L

Dentro del proyecto de fuentes selladas se contempla la producción de fuentes de Cs-137 para aplicación médica en braquiterapia. El Cs-137 es fijado en una matriz vítrea y luego encapsulado en dos cilindros de

acero inoxidable 316L; el sellado de las tapas de los cilindros se realiza mediante soldadura láser. Se eligió este acero porque además de sus propiedades mecánicas posee buena soldabilidad y compatibilidad biológica. La Figura 5 muestra la parte superior de ambos cilindros con la tapa antes de ser soldadas.

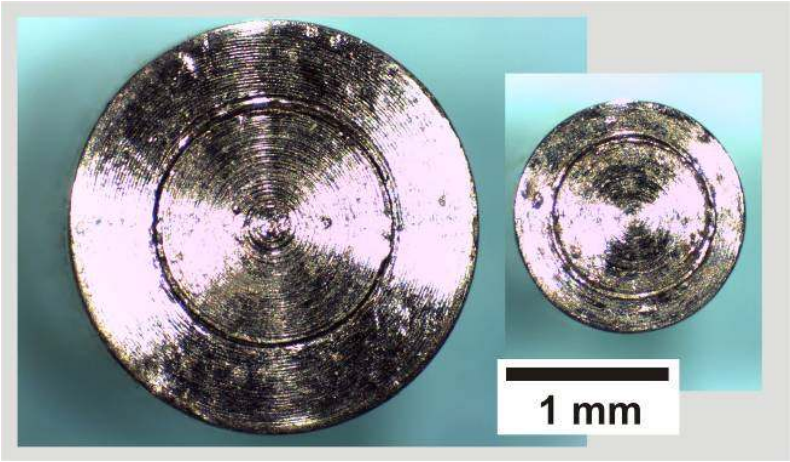


Figura 5. Parte superior de cilindros de 316L antes de ser soldados

En un estudio previo se mostró la optimización de los parámetros de soldadura de las fuentes, que haciendo uso de herramientas estadísticas y diseño de experimentos se logró triplicar la penetración de referencia [3] y en una segunda optimización se logró mejorar la calidad superficial de la soldadura. La tabla 3 muestra los parámetros de

soldadura involucrados. La figura 6 muestra imagen en corte transversal de las soldaduras. La calidad superficial de los cordones de soldaduras se muestra en la Figura 7. En general se observa la ausencia de salpicaduras. La Figura 8 es un detalle de la imagen anterior donde se observa con mejor detalle la calidad del cordón obtenido.

Imagen	Fig. 6a	Fig. 6b	Fig. 6c
Parámetros	a	b	c
Potencia	700W	700W	700W
Tiempo	6ms	6ms	6ms
Foco	-0.2mm	-0.5mm	-0.8mm
Frecuencia	14Hz	19Hz	9Hz
Velocidad	75mm/min	100mm/min	50mm/min
Forma	2	1	3
Energía	2.1 J	1.6 J	1.8 J
Penetración	418µm	441µm	448µm

Tabla 3. Parámetros de soldadura para evaluar el efecto de la distancia focal

Paralelamente al estudio de la soldadura en los cilindros de las fuentes selladas se realizaron estudios en placas de 1.0mm de espesor para evaluar el efecto de la radiación láser y la influencia de los distintos parámetros.

En un diseño (L_{25}) de 25 experimentos se evaluó el efecto

de distintos parámetros del láser en la penetración, siendo significativo el efecto de la potencia y de la posición focal del haz respecto a la superficie del material, la Figura 9 muestra cordones realizados con potencia de 500W con diferentes posiciones focales [3].



Figura 6. Corte transversal para evaluar el efecto de la distancia focal. a) -0.2mm b)-0.5mm c)-0.8mm

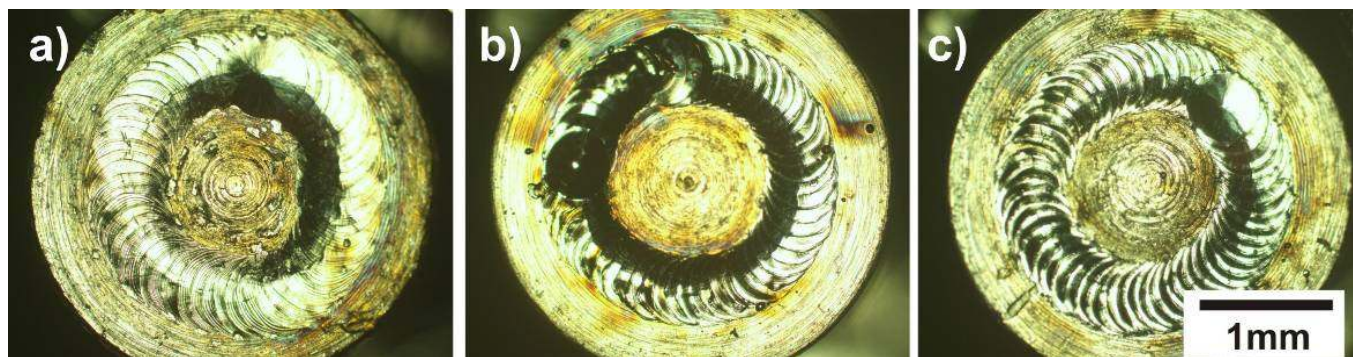


Figura 7. Cordón de soldadura para evaluar la variación de la posición focal. a) -0.2mm b)-0.5mm c)-0.8mm



Figura 8. Detalle de la imagen anterior, sin salpicaduras y óxidos

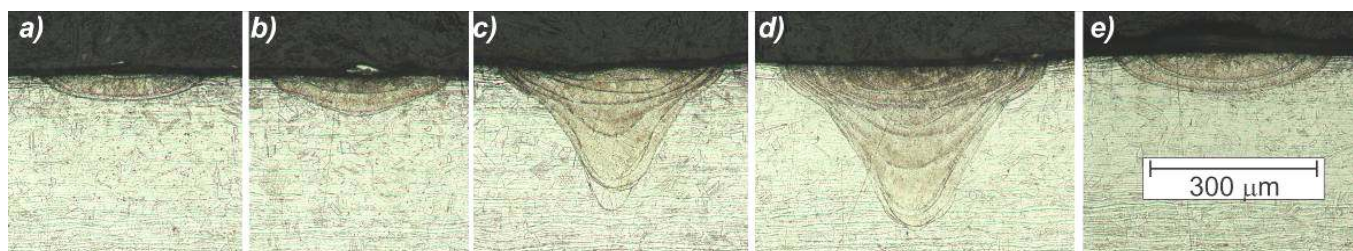


Figura 9. Efecto de la posición focal en la penetración de la soldadura. Potencia máxima de pulso 500W. Distancia focal a) 2.0mm b) 1.0mm c) 0.0mm d) -1.0mm e)-2.0mm

Para comprender mejor la interacción de los distintos parámetros del láser en la penetración de soldadura, se incluyó en el análisis el valor de la energía del haz. En la Figura 10 se muestra curvas de nivel que corresponden a regiones con el mismo valor de penetración, en función de la energía del haz y de la posición focal respecto a la superficie, además de manera didáctica se incluyen las fotos de la Figura 9.

La interpretación de este gráfico permitió abordar el

estudio en una región de interés más promisorio: las curvas de nivel sugieren que las mayores penetraciones se obtendrán en una posición focal de -0,5mm respecto de la superficie. Esta experiencia se realizó y la Figura 11 muestra las imágenes de SEM obtenidas de cordones de soldadura realizados con diferentes potencias a una posición focal de -0,5mm respecto de la superficie. La imagen 10i muestra que la placa fue totalmente atravesada por la radiación láser, confirmando las predicciones de la Figura 9.

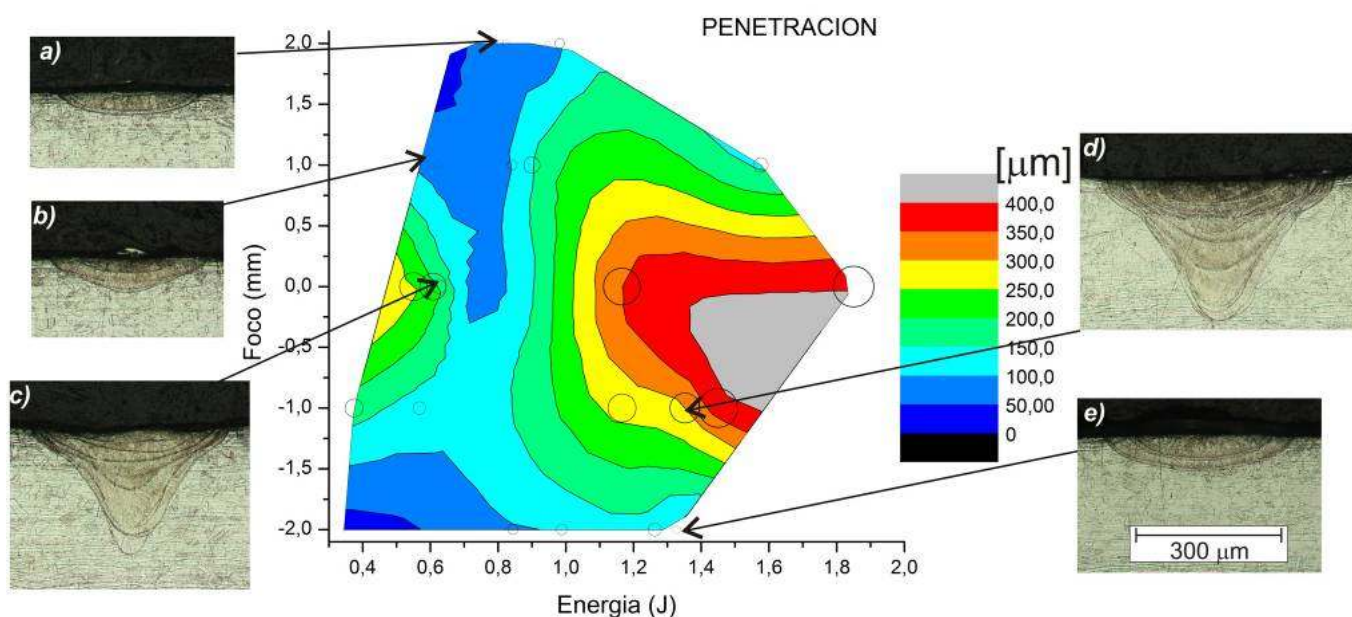


Figura 10. Curvas de nivel de penetración en función de la energía y posición focal del haz respecto a la superficie. Se muestra algunas imágenes de ensayos en particular

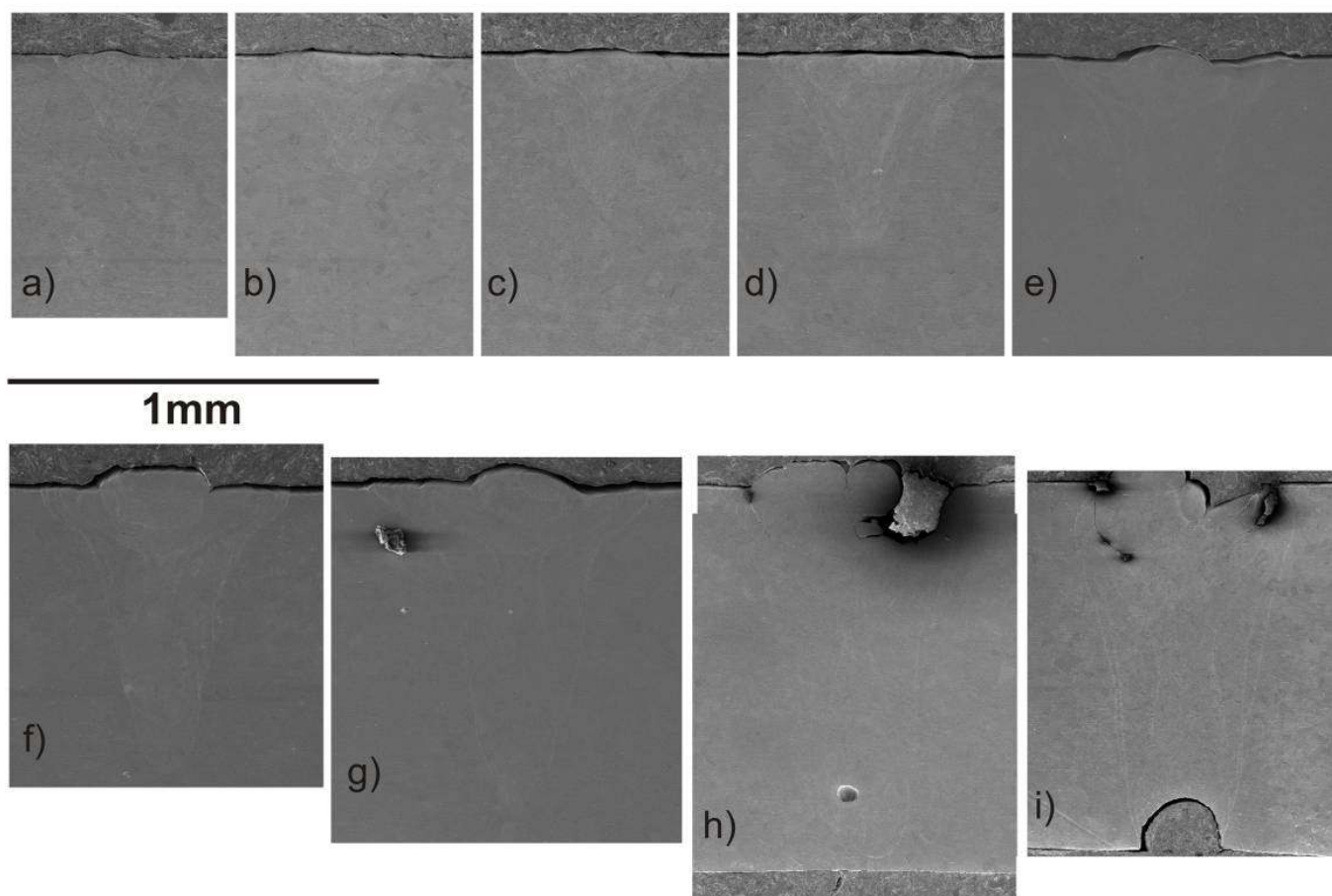


Figura 11. Imágenes SEM de corte transversal de cordones de soldadura láser, posición focal -0,5mm respecto de la superficie potencia **a)**0,4kW **b)**0,6kW **c)**0,8kW **d)**1,0kW **e)**1,2kW **f)**1,4kW **g)**1,6kW **h)**1,8kW **i)**2,0kW

3.3. Circonio

Las aleaciones de circonio poseen baja sección eficaz de captura de neutrones, resistencia a la corrosión y buenas propiedades mecánicas aún a altas temperaturas. Una de las principales aplicaciones nucleares es la fabricación de tubos de presión, vainas de los elementos combustibles y otros componentes estructurales de reactores nucleares. Para la fabricación de componentes es necesario conocer el efecto que genera el proceso de soldadura. Durante la soldadura de estas aleaciones se generan cambios microestructurales relevantes ya que pueden cambiar las propiedades en la zona soldada con respecto al material original [1,5].

Se realizaron 12 experimentos variando la potencia del haz láser, se determinó la energía (Tabla 4). Mediante cortes transversales se determinó la penetración en cada experimento (Figura 12). En la Figura 13 se muestra el inicio del cordón de soldadura de los experimentos 10, 11 y 12 mediante imágenes de SEM. La Figura 14 muestra cómo evoluciona el diámetro y la penetración en función de la energía del haz. Conforme aumenta la potencia y energía del haz aumenta el ancho y la penetración del cordón, y también aumenta la presencia de partículas adheridas al material que salen eyectadas durante la soldadura.

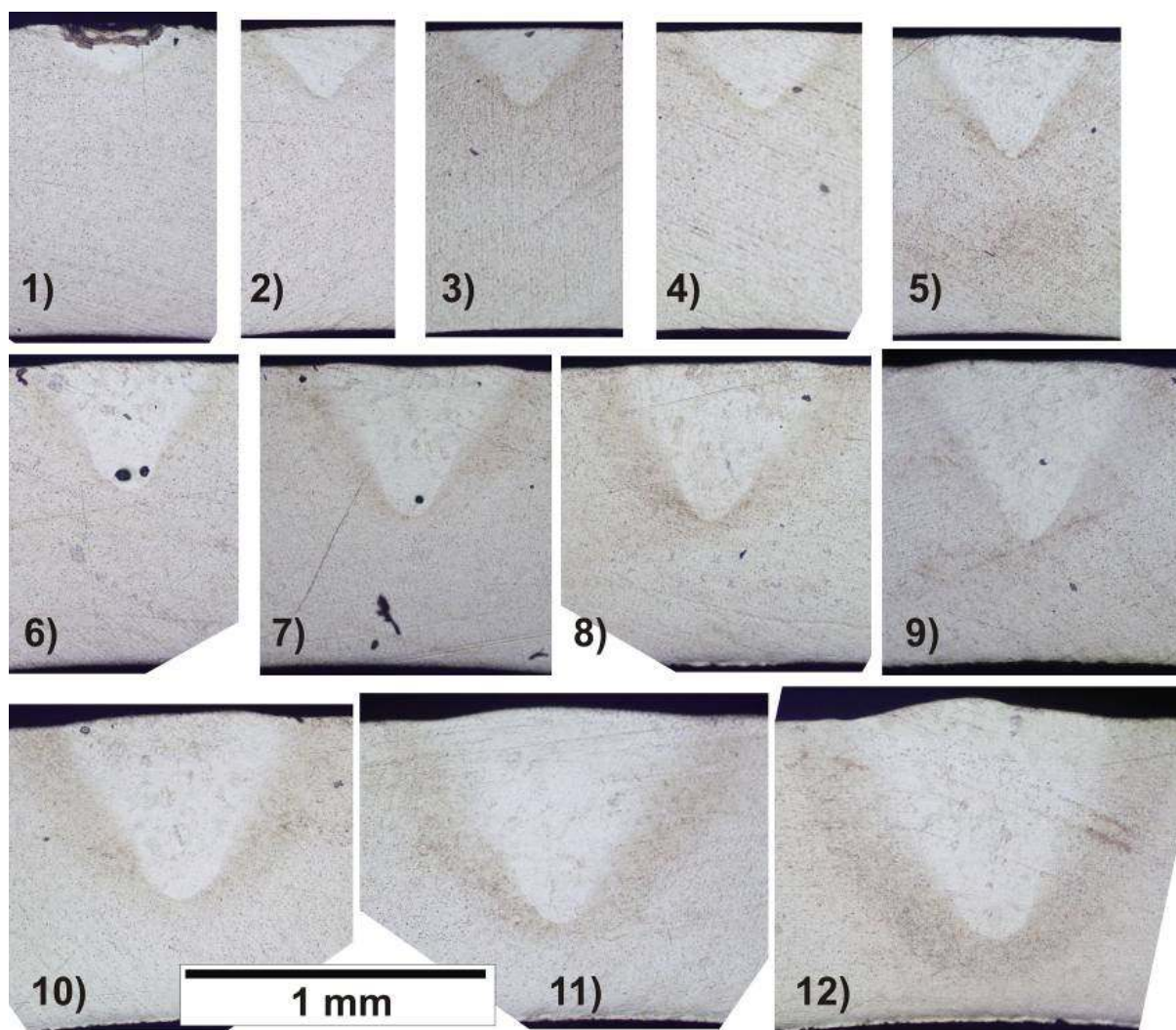


Figura 12. Corte transversal de los cordones soldados

La presencia de la atmósfera inerte es importante en el proceso de soldadura; mediante flujo de Ar durante el proceso de soldadura se puede garantizar una atmósfera inerte localizada. La ausencia de esta protección puede

generar oxidación, fisuras y microfisuras. En la Figura 15 se muestran las fisuras generadas en el cordón y en la zona afectada térmicamente en un experimento de Zr-1%Nb sin la protección del gas inerte.

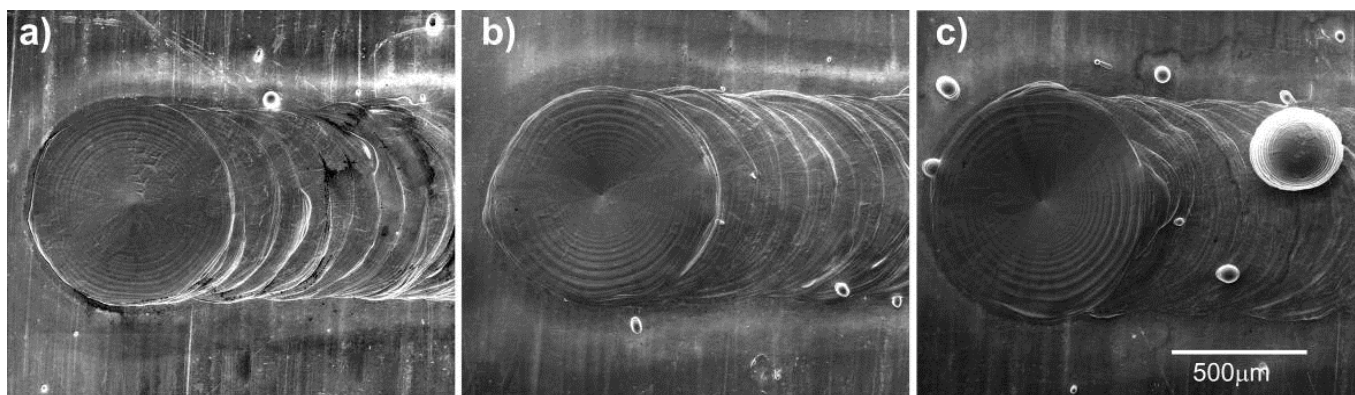


Figura 13. Imagen SEM de cordones de soldadura láser en Zr-1%Nb, experimentos **a)** N°10, **b)** N°11 y **c)** N°12

Experimento	Potencia [kW]	Energía [J]	Diámetro [mm]	Penetración [mm]
1	0,4	0,55	0,34	0,18
2	0,6	0,76	0,42	0,23
3	0,7	0,86	0,47	0,25
4	0,8	0,96	0,47	0,26
5	1,0	1,17	0,52	0,38
6	1,1	1,27	0,57	0,41
7	1,2	1,37	0,60	0,48
8	1,4	1,58	0,65	0,50
9	1,5	1,68	0,66	0,56
10	1,6	1,78	0,68	0,59
11	1,8	1,99	0,74	0,68
12	2,0	2,19	0,77	0,76

Tabla 4. Potencia, energía diámetro y penetración de soldadura en Zr-1%Nb

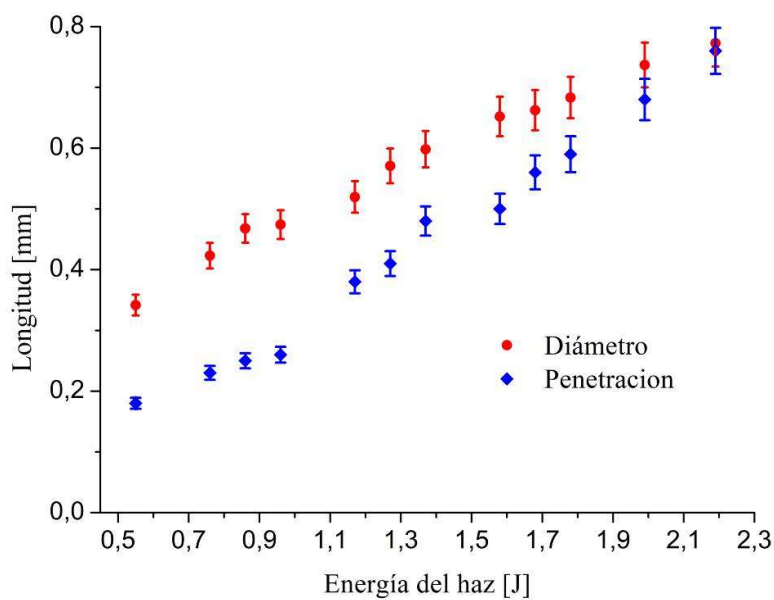


Figura 14. Evolución del diámetro y penetración en función de la energía del haz

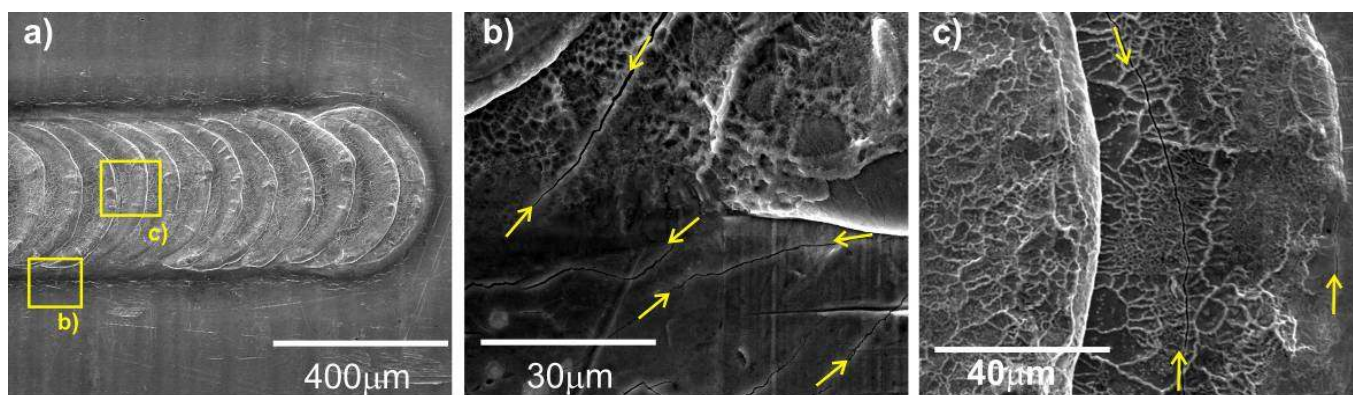


Figura 15. Fisuras y microfisuras en cordón de soldadura de Zr-1%Nb sin flujo de gas inerte

Se logra identificar las zonas afectadas por el calor durante la soldadura láser, en la figura 16a se muestra el corte transversal del experimento número 12, además se

muestra un detalle de la foto sin filtros ópticos (fig. 16b) y con filtros ópticos (fig. 16c). Se observa la recrystalización de granos equiaxiales con precipitados de β -niobio.

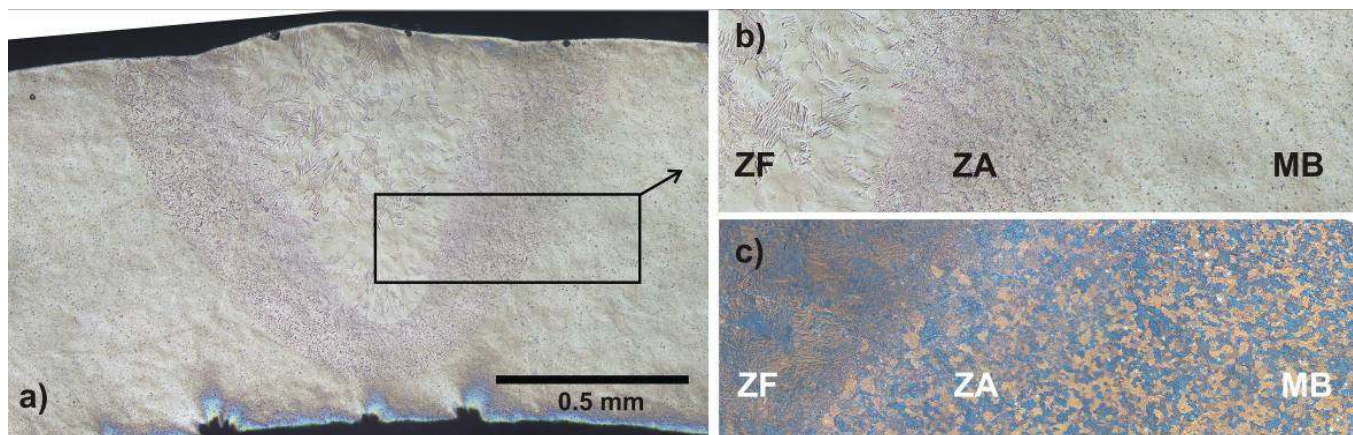


Figura 16. a) Zonas de soldadura en el experimento número 12. b) Detalle de imagen anterior sin polarización c) Detalle de imagen anterior con polarización

4. Conclusiones

- Hasta el momento se logró atravesar una placa de acero inoxidable de 1.00mm de espesor, alcanzándose una penetración máxima de 0,7mm en Ti6Al4V y Zr-1%Nb.
- Es posible optimizar la soldadura utilizando herramientas estadísticas como diseño de experimentos y

métodos de optimización.

- Se comprendió el efecto y la interacción de los diferentes parámetros durante el proceso de soldadura láser.
- Es factible la aplicación de soldadura láser en materiales de interés nuclear, como aleaciones de circonio, titanio y acero inoxidables.

Agradecimientos

- A Daniel Wilberger y Alberto Caneiro del Grupo de Caracterización de Materiales del Centro Atómico Bariloche por la asistencia en el equipo SEM.
- A Miguel Prado, Miguel Sanfillipo y Gustavo Becker del Grupo de Materiales Nucleares del Centro Atómico Bariloche por la preparación de las cápsulas y el apoyo en la preparación metalográfica de las muestras.

Referencias

[1] J. Santisteban, et al., XXXVI Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, Argentina, 2009.

[2] R. R. Boyer. "Materials Science and Engineering A213 (1996) 103-114.

[3] Espinoza C., Smietuch F., Mender. "Optimización de soldadura láser en acero inoxidable 316L para fuentes radiactivas selladas". LXI Reunión de la Asociación Argentina de Tecnología, Buenos Aires, Argentina.

[4] Xiao-Long Gao, et al. *Materials Characterization* 93 (2014) 136-149.

[5] A. Moya Riffo; et al., XL Reunión Anual de Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, Argentina, 2013.

Trabajo presentado en la XLII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 30 de noviembre al 4 de diciembre de 2015

Cementado de residuos radiactivos líquidos

D'ANNUNZIO, V., MARABINI, S., ARVA, A. – Plan Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos - Comisión Nacional de Energía Atómica

En el Área de Gestión Ezeiza (AGE) actualmente se encuentran almacenados 25 m^3 de residuos radiactivos líquidos (RRL), generados principalmente en la producción de radioisótopos y elementos combustibles y en actividades de investigación realizadas en el Centro Atómico Ezeiza (CAE). La composición química y radioquímica de los RRL difiere acorde al proceso de origen. La tasa de generación promedio de estos residuos es de aproximadamente 1.000 litros/año. Los RRL mencionados se encuentran en los contenedores metálicos en los que fueron colectados, algunos de ellos hace más de 15 años. Para minimizar la posibilidad de dispersión de material radiactivo por posible deterioro de los contenedores, se desarrollaron formulaciones para la inmovilización por cementado de dichos RRL. Para ello se prepararon residuos simulados no activos de similar composición a los RRL de mayor tasa de generación anual y se cementaron. Las formulaciones se ajustaron hasta alcanzar óptima trabajabilidad y tiempos de fraguado mayores a 4 horas. Se evaluó la resistencia mecánica a escala laboratorio (IRAM 1622) y escala 20 litros (ensayo de caída desde 5 metros). También se cementaron RRL simulados no activos a escala real (tambor de 200 litros) y están en proceso ensayos de lixiviación (ANS 16.1). Se cuenta entonces con formulaciones, evaluadas a escalas: 2, 20 y 200 litros, con residuos simulados no activos, que permiten inmovilizar por cementado residuos generados en la producción de Mo-99 (líquidos alcalinos, con compuestos de aluminio ó sulfatos en solución), en la recuperación de blancos de Mo-99 (líquidos ácidos, con compuestos de aluminio en solución) y en laboratorios (líquidos orgánicos). De acuerdo a los resultados obtenidos es posible inmovilizar por cementado los RRL actualmente almacenados en el AGE, obteniendo productos homogéneos y con resistencia a la compresión $> 10 \text{ MPa}$ e incorporar entre 50 y 120 litros de residuos radiactivos líquidos por tambor de 200 litros utilizando materiales de amplia disponibilidad comercial y equipamiento disponibles.

Immobilization by Cementation of Liquid Radioactive Waste

In the Area de Gestión Ezeiza (AGE), at present, 25 m^3 of liquid radioactive waste (LRW) is stored. Such waste was generated mainly in radioisotopes and nuclear fuel production and in R&D activities, carried out in the Ezeiza Atomic Centre (CAE). The chemical and radiochemical composition of the LRW differs according to the source process. The average rate of generation of this kind of waste is approximately 1,000 liters/year. The mentioned LRW is stored in metallic containers where it was collected, some of which has been stored for more than 15 years. In order to minimize the possibility of radioactive material dispersion, by possible deterioration of the containers, formulations for immobilization by cementation were developed for LRW. For such purposes, simulated non-active waste of similar composition to the waste of higher annual production rate was prepared and cemented. The formulations were adjusted to reach optimal mix workability and setting times higher than 4 hours. The mechanical properties at lab scale were evaluated according IRAM 1622 standard, and fall test (5 meter) at 20 liters scale was performed. In addition, simulated non-active LRW was cemented at full scale (200 liters drum) and now leaching tests according to ANSI/ANS 16.1 standard are in progress. To summarize, formulations for scale: 2, 20 and 200 liters were evaluated, with cemented non active simulated LRW, which allow to immobilize radioactive waste by cementation, generated in the Mo-99 production (high alkaline liquid, containing aluminate or sulphates in solution), in the recovery of targets of Mo-99 (acid liquid, containing aluminum in solution) and in laboratories (organic liquid). According to the tests results, it is possible to immobilize the LRW by cementation, which has been stored in the AGE up to date, obtaining homogenous products with a compressive strength $> 10 \text{ MPa}$, and capable of incorporating between 50 and 120 liters of liquid radioactive waste per 200 liters drum, using ready commercially available materials and suitable equipment owned by the Radioactive Waste Management Programme (PNGRR, by its Spanish acronym).

Introducción

Los residuos radiactivos líquidos son líquidos provenientes de procesos de producción o descartados en ensayos que no pueden ser dispersados en el ambiente dado que las concentraciones de elementos radiactivos presentes en los mismos superan los límites establecidos por la

Autoridad Regulatoria Nuclear. En las instalaciones del Programa Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos (PNGRR), en el Área de Gestión Ezeiza (AGE), se almacenan residuos radiactivos líquidos generados principalmente en la producción de radioisótopos, en la producción elementos combustibles, en la recuperación de uranio y en la realización de ensayos en actividades de investigación y

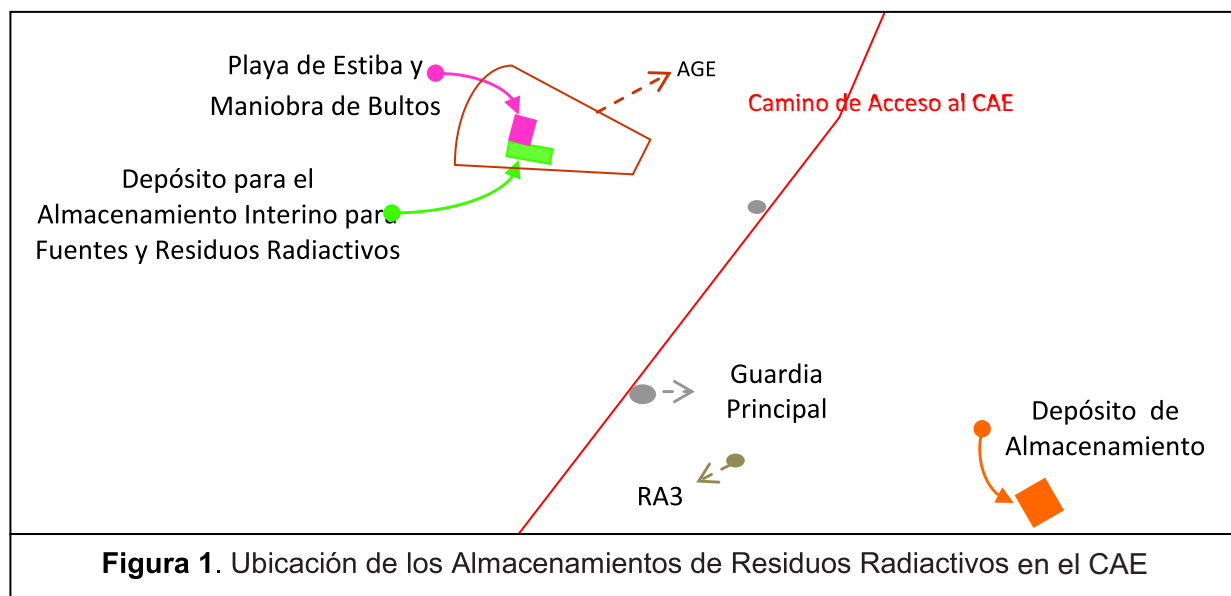
determinaciones analíticas. Los 25 m³ de residuos radiactivos líquidos almacenados constituyen menos del 5% del volumen total de residuos radiactivos almacenados (1). La tasa de generación anual es de 1 m³ aproximadamente y contienen radionucleídos emisores alfa (Ej. U-234, U-235 y U238), beta (Ej. H-3) y gamma (Ej. Co-60, Cs 137), raramente en forma individual. Las concentraciones de actividad promedio están en el rango de 10⁵ Bq/ml (Cs-137 en residuos alcalinos) a 10 Bq /ml (Ej. U-234 en residuos ácidos) ó concentraciones inferiores (2).

Los residuos radiactivos líquidos almacenados en el AGE se encuentran en los mismos recipientes metálicos – de 200 ó 50 litros - en los cuales fueron colectados, algunos de ellos hace más de 15 años. La dispersión de material radiactivo que ocurriría en caso de pérdida de capacidad de contención en los contenedores – por deterioro en el tiempo, caídas ó golpes – sería mayor que la que ocurriría si estos residuos fueran convenientemente inmobilizados. Esto es, procesados de modo de obtener sólidos monolíticos, con resistencia mecánica suficiente para reducir la dispersión de material radiactivo en caso de ocurrencia de los eventos mencionados (3).

La tecnología más difundida para inmobilizar residuos radiactivos de similares características radiológicas a los almacenados en el AGE es la cementación. Las principales ventajas de la cementación de residuos radiactivos líquidos son la economía y la simplicidad del proceso. Se suma a esto la disponibilidad comercial de materiales nacionales y la

facilidad de obtener productos química, física y mecánicamente estables en el tiempo, de características no agresivas para contenedores metálicos. Como desventajas, se destacan el incremento de volumen del residuo inmobilizado respecto del residuo sin inmobilizar y la menor retención de radionucleídos en ensayos de lixiviación que presentan las matrices cementicias respecto de la que presentan las matrices vítreas o plásticas.

Contando con los antecedentes previos en el PNGRR (4,5,6), el presente trabajo tuvo por objetivo desarrollar formulaciones a escala real para la inmobilización de los residuos radiactivos líquidos que se gestionan en el AGE por cementado, que permitieran cuantificar tanto los aspectos positivos como los negativos mencionados. Se pusieron además como condiciones de borde, utilizar materiales fácilmente disponibles en la actualidad, además del equipamiento e instalaciones existentes en el PNGRR. Por esta razón, las mezclas a escala 200 litros se realizan utilizando una mezcladora vertical del tipo "in drum", adquirida oportunamente por el PNGRR. Las formulaciones se desarrollaron fijando tanto objetivos de proceso (Ej. facilidad de mezclado, tiempo de fraguado entre 4 y 24 horas) como de calidad en el producto final (ausencia de exudado y grietas, resistencia a la compresión mayor a 10 MPa, lixiviación de Cs). Se describen a continuación los ensayos realizados al respecto en escala de 0,2 litros, 2 litros y 200 litros.



Desarrollo

1. Residuos radiactivos líquidos gestionados en el AGE

En el Centro Atómico Ezeiza, el PNGRR cuenta con tres instalaciones para el almacenamiento de residuos radiactivos. Estas instalaciones son el Depósito de

Almacenamiento Interino para Fuentes y Residuos Radiactivos (DAIFRR), el Depósito de Almacenamiento Prolongado (DAP) y la Playa de Estiba y Maniobra de Bultos (PEMB) (Figura 1). Los residuos radiactivos líquidos se almacenan en la PEMB y el volumen aproximado de los mismos es de 25 m³. Este volumen constituye menos del 5 % del volumen total de residuos radiactivos almacenados en las instalaciones del PNGRR (1), pero parte de estos residuos

radiactivos líquidos son los de mayor concentración de actividad y tasa de dosis de los gestionados en el AGE. En la recolección y almacenamiento de residuos radiactivos líquidos se han utilizado diversos tipos de contenedores a lo largo del tiempo. De esta manera, actualmente los residuos con mayor tasa de dosis se encuentran en tambores de 400



Figura 2.a Tambor de 400 litros, con blindaje interno de cemento y 1,5 cm de plomo y tambor de 200 litros
Diámetro: 88 cm Altura: 100 cm Peso: 450 Kg (con tapa)

litros, con blindaje interno de plomo y cemento, que contienen a su vez recipientes metálicos de 200 o 50 litros. Los residuos con menor tasa de dosis se almacenan en tambores de 200 litros ó garrafas de 50 litros (Figura 2 a, b y c). Todos estos contenedores fueron provistos a los generadores por el PNGRR.



Figura 2.b Tambor de 200 litros
Diámetro: 60 cm Altura: 87cm
Peso: 25 Kg (con tapa)



Figura 2.c Garrafa de 50 litros (garrafa) Diámetro: 42 cm
Altura: 64 cm Peso: 22 Kg (con tapa)

Los residuos radiactivos líquidos actualmente almacenados en el AGE, se generaron principalmente en la producción de radioisótopos (Mo-99 y I-131), en la recuperación de uranio y en la realización de ensayos de investigación y determinaciones analíticas, principalmente

en laboratorios del CAE. Los residuos radiactivos líquidos se segregan en origen en residuos radiactivos líquidos orgánicos y residuos radiactivos líquidos acuosos (7). La composición química y radioquímica de los residuos radiactivos líquidos difiere de acuerdo al proceso de origen (Tabla 1).

Residuos Radiactivos líquidos acuosos almacenados en el AGE	Líquidos alcalinos, generados en la producción de Mo-99 por fisión Volumen almacenado: ~ 17 m ³ Tasa de generación anual promedio: 0,6 m ³ /año Principales radionucleídos informados por los generadores: Cs-137 (PS ~ 30 años), Cs-134 (PS ~ 2 años), Ce-144 (PS ~ 284 días), Zr-95 (PS ~ 64 días), Nb-95 (PS ~ 35 días), Ru-103 (PS ~ 39 días), Ce-141 (PS ~ 32 días). a) con Aluminio: con una concentración entre 3 y 4M de Na(OH) y de 0,3 a 3,3 % de Aluminio, de acuerdo a la antigüedad del residuo, ya que en el transcurso del tiempo el proceso de producción se ha modificado. Concentración de Cs-137 promedio: del orden de 10 ⁵ Bq/ml b) con Sulfatos: con una concentración de 1 M de Na ₂ SO ₄ y 0,8 M de Na(OH) Concentración de Cs-137 promedio: del orden de 10 ³ Bq/ml
~ 19 m³ (75 %)	Líquidos ácidos, generados en la producción de I-131 (discontinuado) y en laboratorios del CAE Volumen almacenado: ~ 2 m ³ Tasa de generación anual prom.: 0,08 m ³ /año Principales radionucleídos informados por los generadores: U-234, U-235, U-238, Cs-137, Eu-152, H-3, Co-60 Concentraciones de actividad: inferiores a 10 ² Bq/ml a) Líquidos ácidos: - HNO ₃ 3 M + 30 g Al/l + U (90% ó 20 %) - HNO ₃ 3 M + U (90% ó 20 %) - H ₂ SO ₄ 1,5M + H ₃ PO ₄ 14,7M + HNO ₃ 1M + U (20%) b) Líquidos generados en la producción de I-131 (discontinuado)
Residuos Radiactivos líquidos orgánicos 6 m³ (25 %)	Líquidos orgánicos, generados en la producción de elementos combustibles (en CONUAR) Volumen almacenado: ~ 5 m ³ Tasa de generación anual promedio: 0,2 m ³ /año Mezclas de aceites y solventes Radionucleídos informados el generador: U _{NAT} (del orden de 10 Bq/ml) Líquidos orgánicos, generados en laboratorios del CAE Volumen almacenado: ~ 1 m ³ Tasa de generación anual: < 0,05 m ³ /año DBM, TBP y emulsiones de cócteles de centelleo líquido. Principales radionucleídos informados por los generadores U(90% ó 20 %), C-14 y H-3, en concentraciones generalmente inferiores 10 Bq/ml.

Tabla 1. Residuos radiactivos líquidos gestionados en el AGE - Características

2. Cementado de residuos radiactivos líquidos almacenados en el AGE

2.1 Materiales

Los ensayos conducentes al desarrollo de formulaciones para cementar los residuos radiactivos líquidos almacenados en el AGE, se realizaron con materiales fácilmente disponibles a la escala de producción prevista (cementado de 1 m³ de residuos radiactivos líquidos/año). Los materiales seleccionados de acuerdo a estas premisas fueron:

Cemento CPC 40 (Loma Negra) y CPF (Avellaneda)
Vermiculita expandida - Tipo mediano F1 (Aislater)
Bentonita (BOLLAND)
Retardador de fraguado - (Prokrete S.A.)
Cal aérea hidratada - El Milagro (CEFAS)
Agua potable

Para la preparación de residuos simulados no activos se utilizó además aluminio metálico comercial, NaOH en perlas, grado industrial, HNO₃ (c), grado industrial y coctel

de centelleo Perkin Elmer – Ultima Gold (en desuso). Los residuos simulados de Mo-99 – generados en la etapa de disolución de blancos - se prepararon disolviendo Al (s) en NaOH 3,5 M, de modo de obtener soluciones 0,3 y 3,3 % de Al, de similar composición a las de residuos generados al disolver 1 o 12 blancos (proceso con U 90% y proceso con U 20%). El residuo generado en la etapa de purificación del Mo-99, se simuló con una solución Na₂SO₄ 14.2 % (1 M) y NaOH 3,2 % (0.8M).

Para realizar los ensayos de cementado de residuos ácidos se simuló el residuo de mayor tasa de generación anual promedio procedente de la recuperación de uranio en el Laboratorio Triple Altura del CAE. Este residuo se preparó disolviendo 30 gr de aluminio en 1 litro de solución de ácido nítrico 3 M a temperatura de ebullición. En los ensayos de lixiviación se utilizó CsNO₃ 99,99 % pureza (Aldrich).

1.2 Ensayos y escalas

Los primeros ensayos se realizaron a escala 0,2 litros con mezclado manual, pasando luego a la preparación de mezclas a escala 2 litros, 20 litros y finalmente 200 litros. En



Mezcladora "in drum" de cemento BEBA para tambores de 200 litros



Mezcladora normalizada de cemento de laboratorio capacidad 2 litros



Paletas y agujereadora de banco utilizadas en la realización de lotes (batch) de cementado a escala 20 litros.

Figura 3. Mezcladoras utilizadas en la preparación de mezclas a diferentes escalas

El esquema de trabajo consistió en proponer una formulación y ensayarla a escala 0,2 litros, evaluando la trabajabilidad de la mezcla en estado fresco. La trabajabilidad se define como lograr homogeneidad en la mezcla en menos de 1 minuto de mezclado logrando una cantidad remanente de material en los elementos de

mezclado inferior al 1 % en peso de la mezcla en estado fresco y la ausencia de exudado y grietas en el producto una vez fraguado. Corregida la formulación hasta lograr una buena trabajabilidad, fraguado en tiempo superior a 4 horas y la ausencia de exudado y grietas en el producto endurecido, se pasa a la siguiente escala (Tabla2).

Escala	0,2 litros	2 litros	20 litros	200 litros
Facilidad de mezclado	✓	✓	✓	✓
Ausencia de exudado, grietas, segregación	✓	✓	✓	✓
Resistencia mecánica (IRAM 1622)		✓	✓	✓
Tiempo de fraguado (Vicat)		✓	✓	✓
Evolución de temperatura en el tiempo			✓	✓
Resistencia mecánica (caída desde 5 m)			✓	

Tabla 2. Esquema de realización de ensayos sobre residuo simulado no activo, cementado a diferentes escalas

Con las mezclas a escala 2 litros se determinó tiempo de fraguado (ensayo de VICAT), resistencia mecánica (Norma IRAM 1622) y evolución de la temperatura en el tiempo. El ajuste de formulaciones en este caso, se realizó de modo de verificar tiempos de fraguado superiores a 4 horas y resistencia a la compresión superior a 10 MPa, manteniendo las propiedades anteriores. Las formulaciones exitosas se pasaron a escala 20 litros. La resistencia superior a 10 MPa en los productos cementados se tomó a partir de

referencias internacionales (8,9). Se comprobó además en los ensayos de caída realizados, la escasa dispersión de material (< 1 %) que se consigue con este valor de resistencia a la compresión.

En los ensayos a escala 20 litros, se tomaron muestras de la mezcla para repetir los ensayos de Vicat e IRAM 1622, monitoreándose la evolución de temperatura durante el fraguado de la mezcla restante en el recipiente, aislando este último térmicamente (Figura 4).



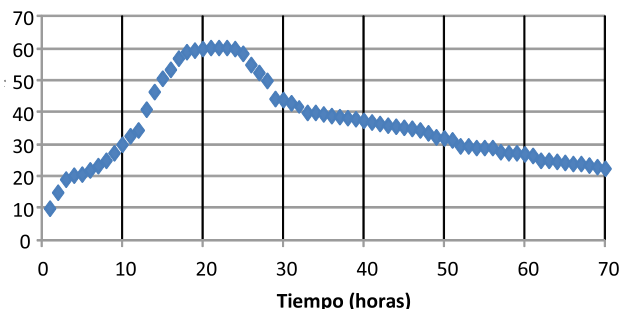

 $t(^{\circ}\text{C})$


Figura 4. Registro de temperaturas durante el fraguado - escala 20 litros. Ensayo correspondiente a la formulación con vermiculita, bentonita, cemento CPF y residuo con 0,3 % de aluminio

El producto fraguado se somete luego de 28 días de curado en recipiente cerrado a ensayo de caída libre desde 5 metros. Los objetivos de los ensayos a esta escala son: evaluar la repetitividad de las características de las formulaciones con el cambio de escala, estimar la pérdida

de agua que se produciría como consecuencia del aumento de temperatura durante el fraguado y cuantificar la cantidad de material que se dispersaría, en caso de producirse impactos sobre los residuos cementados (Figura 5).



Figura 5. Izquierda: Ensayo de caída desde 5 metros para espécimen con residuos líquidos simulados no activos cementados, escala 20 litros – Derecha: Especimen conservando excelente integridad después de la caída

Finalmente, en los ensayos a escala 200 litros se realizan los mismos ensayos y observaciones (excepto caída) para verificar la repetitividad de los datos obtenidos anteriormente con el cambio de escala. Se destaca el

registro de temperatura en diferentes puntos del cementado contenido en tambores de 200 litros, donde se pudo apreciar que el ensayo a escala 20 litros permite una aproximación por exceso de lo que ocurrirá a escala 200 litros (Figura 6)

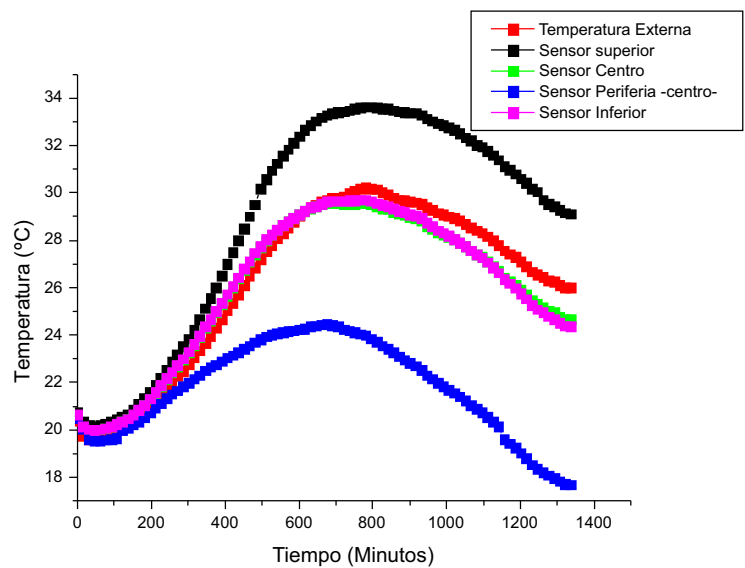


Figura 6. Armado del dispositivo para registro de temperatura durante el fragüe—escala 200 litros. Registro de temperaturas durante el fragüe, correspondiente a la formulación con vermiculita, bentonita, cemento CPC y residuo con 0,3 % de aluminio. T max en ensayo a escala 20 litros: 60°C en el punto central a las 20 horas – en ensayo a escala 200 litros T max = 34 °C, a las 12 horas

Con la formulación ajustada a escala 200 litros, se procede a realizar ensayos de lixiviación, de acuerdo a Norma ANS 16.1

2.3 Resultados

2.3.1 Cementado de residuos radiactivos líquidos alcalinos simulados no activos

Estos fueron los primeros residuos radiactivos líquidos a simular y cementar por tratarse de ser los residuos que se producen con mayor regularidad, en mayor volumen y que presentan mayor tasa de dosis debido a la elevada concentración de radionucleídos emisores gamma.

2.3.1.1 Residuos con aluminio

Este residuo se genera en la etapa de disolución del blanco de uranio, posteriormente al filtrado y separación del Mo-99. Se contaba con referencias respecto a la dificultad de cementar los residuos alcalinos resultantes de la disolución de blancos (con aluminio), debido al fraguado extremadamente rápido (menos de una hora) y elevadas temperaturas desarrolladas durante el mismo (se comprobó esto último de manera experimental en escala 0.2 litros). Se evaluaron dos tipos de cemento para cementado directo de este residuo (CPC 40 y CPF 40), concluyendo que sólo con diluciones 1 en 7 del residuo sería factible el cementado directo. Dado que esto llevaría a un significativo aumento del volumen de residuos a almacenar – se multiplicaría por 10 – se decide evaluar la alternativa de absorción en vermiculita del residuo alcalino con Al generado en la producción de Mo-99 (10).

La formulación seleccionada para procesar residuos con alta y baja concentración de aluminio, es la siguiente:

- 2,9% vermiculita
- 17,1% residuo (0,3 ó 3,3 % de Al – Al (s) disuelto en NaOH 3,5M)
- 56,9% cemento CPC
- 2,9% bentonita (se utilizaría solo con los residuos de menor concentración de Aluminio, mezclada con el cemento)
- 20,2% agua

El orden en el cual se han listado los componentes es el orden de mezclado y así se mezclaron en los ensayos a escala 200 litros. En esta escala, la resistencia a la compresión en las muestras tomadas fue de 12,6 MPa y la temperatura máxima durante el fraguado fue de 34°C en la superficie del tambor. El fraguado se produjo dentro de las 24 horas posteriores al mezclado y el producto obtenido no presentó exudado y fue homogéneo. Se optó por cemento CPC por presentar temperaturas de fraguado inferiores al CPF en los ensayos a escala 2 litros (23°C y 55°C, respectivamente).

Los ensayos de lixiviación realizados de acuerdo a ANS 16.1, en 3 probetas de 40 ml preparadas con el residuo de menor concentración de Aluminio, conteniendo cada una 100 veces la masa de Cs que contendría un tambor de 200 litros con residuos reales, demostraron que se logra retener al menos el 95 % de la masa de Cs.

En base a un tambor de 200 litros que contiene 400 Kg de residuos cementado de densidad 2 Kg/dm³, el volumen de residuo acondicionado por cementado es 3 veces mayor al volumen de residuo no acondicionado (de densidad 1Kg/dm³). Este valor teórico de incremento de volumen fue ajustado en la práctica a 4, realizándose un “batch” de 350 Kg, de densidad 1,8 Kg/dm³.

En los puntos 2.3.2 y 2.3.3 se describen formulaciones desarrolladas para utilizar los residuos radiactivos líquidos alcalinos con Aluminio en forma conjunta con otros residuos radiactivos líquidos para incrementar el volumen de residuos radiactivos líquidos inmovilizado por tambor.

2.3.1.2 Residuos con sulfatos

De acuerdo a la bibliografía, la presencia de iones sulfato modifica negativamente la durabilidad de los cementos. El presente trabajo tiene por objetivo evaluar la influencia de los iones sulfato en los parámetros ya mencionados y su evolución en el tiempo. Los ensayos utilizando la formulación mencionada en el punto anterior (reemplazando el porcentaje de bentonita por residuo), mostraron excelente trabajabilidad, inicio de fraguado (Vicat) a las 6,5 horas, 48,4°C como temperatura máxima de fraguado a escala 2 litros y resistencia a la compresión de 11,7 MPa (IRAM 1622). No se observó exudado, presencia de grietas ni inhomogeneidades en la escala 2 litros. Con idénticas premisas a las mencionadas en el punto anterior el volumen de residuo a almacenar se incrementaría en un factor de 2,5.

Con la intención de mejorar la incorporación de residuo por tambor de 200 litros, se evaluó además el cementado directo, por tratarse de un proceso más simple de implementar. Con la siguiente formulación se consiguen mezclas de excelente trabajabilidad, con inicio de fraguado a las 5,5 horas, temperaturas máximas de fraguado de 42,5°C y resistencia a la compresión de 31,3 MPa en ensayos realizados a escala 2 litros, donde no se observó la presencia de exudado, grietas ni inhomogeneidades. Con esta formulación, el volumen de residuo a almacenar se incrementaría en un factor de 1,5.

- 66,6% Cemento CPC
- 33,4% residuo (Solución acuosa Na₂SO₄ 14.2% (1 M) y NaOH 3,2 % (0.8M).

Para evaluar la necesidad de utilizar cementos específicos – altamente resistentes a los sulfatos – se están llevando a cabo ensayos para evaluar la durabilidad de este producto a largo plazo (más de un año). Para esto se armaron probetas, que luego de permanecer en recipientes herméticos 1, 3 y 5 años, se ensayarán para determinar resistencia a la compresión y observar el desarrollo de fases (etringita) u otras alteraciones. Se prevé además la realización de ensayos a escala 20 y 200 litros.

2.3.2 Cementado de residuos radiactivos líquidos ácidos simulados no activos

Los ensayos realizados verificaron que la cementación directa de estos residuos no es posible: el

residuo simulado disuelve los componentes y/o productos de hidratación del cemento, obteniéndose sólidos no monolíticos, fácilmente disgregables. Por otra parte, la absorción del residuo en vermiculita con la formulación ya presentada, tampoco permitió obtener sólidos con las características de calidad pretendidas a escala 0,2 litros. La vermiculita no absorbe la totalidad del residuo y el residuo simulado reacciona degradando los componentes del cemento.

Por lo tanto, se procedió a evaluar alternativas para neutralizar el residuo simulado. En los ensayos neutralizando con cal se obtuvieron tiempos de inicio de

fraguado excesivos (superiores a 48 horas), observándose contracción de volumen a escala 0,2 litros e incremento de temperatura (hasta 50°C, a escala 0,2 litros) durante la neutralización. Se evaluó entonces la posibilidad de neutralizar los residuos radiactivos ácidos simulados con soluciones de NaOH y con los residuos radiactivos líquidos básicos simulados ya descriptos. Los ensayos realizados a escala 0,2 litros mostraron que sólo se consiguen tiempos de inicio de fraguado superiores a las 2 horas, utilizando soluciones de NaOH 1 M ó el residuo simulado Na₂SO₄ 14.2 % (1 M) y NaOH 3,2 % (0.8M) (Figura 7).

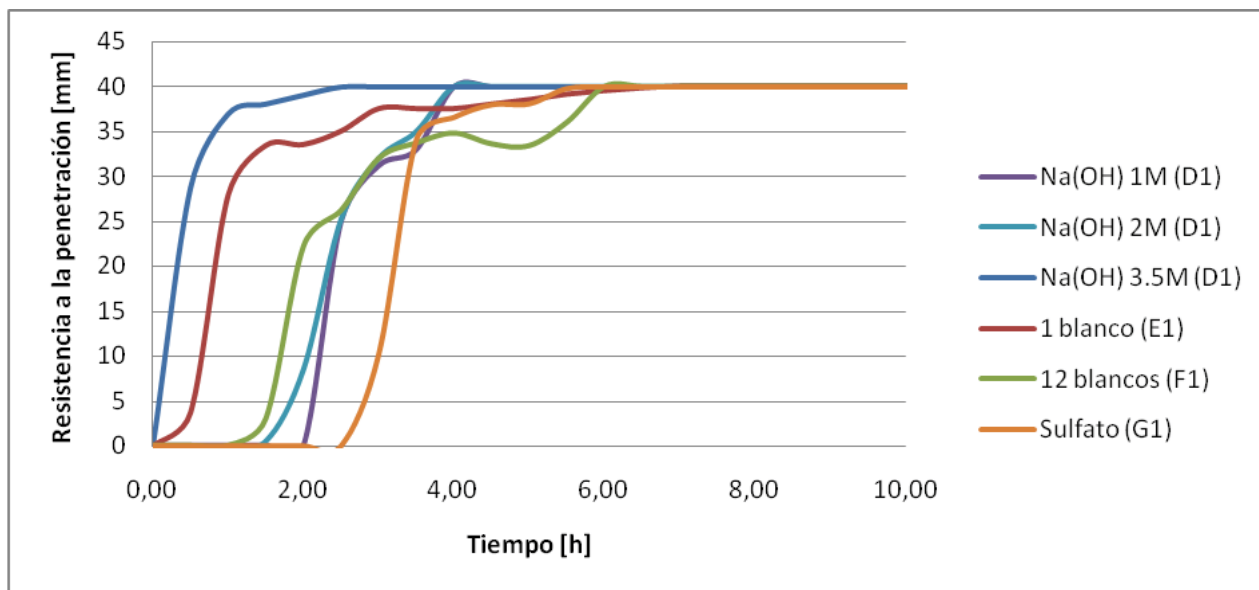


Figura 7. Tiempos de fraguado resultantes del cementado de residuos radiactivos ácidos simulados, neutralizados utilizando NaOH 1, 2 y 3,5 m y residuos radiactivos líquidos alcalinos

El incremento de volumen teórico con la inmovilización sería de 5 veces en el primer caso y 1,3 en el segundo caso. Los ensayos a escala 2 litros con la siguiente formulación presentaron excelente trabajabilidad de la mezcla, ausencia de exudado y grietas en el producto endurecido, inicio de fraguado a las 3 horas y resistencia a la compresión de 29,1 MPa.

- 62.3% Cemento CPC
- 8.6% Residuo simulado ácido
- 29.1% Residuo simulado alcalino (con sulfato)

En la neutralización de los residuos radiactivos líquidos ácidos simulados se observa la formación de un gel – posiblemente Al (OH)₃ hidrogel (11,12) - cuando se emplean soluciones de NaOH de concentración mayor a 1M. Este producto de la neutralización hace que la viscosidad de la solución neutra sea mayor a la de las soluciones iniciales. Además, debido a que retiene agua, las mezclas cementicias resultan poco trabajables. Por lo tanto se concluye que es de utilidad evaluar la cementación de los residuos radiactivos líquidos ácidos simulados, con el agregado de un residuo simulado orgánico que funcione como retardador de fraguado y un retardador de fraguado comercial.

2.3.3 Cementado de residuos radiactivos líquidos orgánicos simulados no activos

Los ensayos realizados a escala 0,2 litros demostraron que las pasta de cemento (mezclas de cemento + Agua) solo admiten proporciones muy bajas de líquidos orgánicos (inferiores a 10 %). El cementado de residuos radiactivos orgánicos simulados no activos, previa absorción de los mismos en vermiculita, tampoco permite incorporar cantidades mayores al 14 %, con el consiguiente incremento de volumen del residuo acondicionado respecto del sin acondicionar, por un factor de 4. En ambos casos, los líquidos orgánicos recubren los granos de cemento impidiendo que el agua reaccione con los mismos, retardando el inicio de fraguado a más de 48 horas.

Por lo tanto, se evaluó la posibilidad de utilizar los radiactivos líquidos orgánicos simulados no activos como retardadores del fraguado en las pastas mencionadas en el punto anterior. La formulación resultante luego de realizados los ajustes de proporciones a escala 0,2 litros, 2 litros y 20 litros es la siguiente:

- 53,9 % cemento CPC
- 38,0 % residuos alcalino (3,3 % Al)
- 8,1 % residuos orgánicos (emulsiones 50 % de coctel de centelleo)

La resistencia a la compresión promedio – de ensayos a 2 y 20 litros - de mezclas preparadas con esta formulación es de 16 MPa. El inicio de fraguado ocurre transcurridas 16 horas del inicio de mezclado y se alcanza una temperatura máxima de 40°C a las 4 horas de mezclado (escala 20 litros). El bloque resultante no presenta exudado, grietas o formación de cristales de NaOH en superficie al cabo de 3 meses de producido el mezclado. En este caso el incremento teórico de volumen de residuos acondicionado respecto del sin acondicionar (residuo alcalino + residuo orgánico) es del 10%.

2.3.4 Optimización de la cantidad de residuos radiactivo a inmovilizar en cada tambor de 200 litros

Con esta premisa se decidió evaluar la utilización de retardadores de fraguado comerciales (Protex Ret, de la firma Prokrete S.A.) en el cementado de residuos con aluminio. La formulación que se menciona a continuación permite lograr mezclas a escala 200 litros, con inicio de fraguado a las 6 horas de iniciado el mezclado y resistencia a la compresión de 12 MPa.

- 50 % cemento CPC
- 24 % residuo ácido.
- 24 % residuos alcalino
- 2 % retardador de fragüe Protex Ret.

Esta formulación permite reducir el factor de incremento de volumen mencionado en 2.3.1 de 3 a 1 (teórico) 1,3 (real: “batch” de 300 Kg, densidad de la mezcla 1,7).

Bibliografía

- (1) Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de desechos radiactivos - Quinto informe nacional - República Argentina – 2014.
- (2) Base de datos del Programa Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos (BAGER).
- (3) Almacenamiento de Residuos Radiactivos – Guía AR13 – Rev.0 – Autoridad Regulatoria Nuclear – Argentina – 2014.
- (4) T. Ramallo, M. Pahissa, M. Lavalle, J.L. Varani, CNEA “Immobilization of spent ion exchange resins in cementitious matrices”. *Waste management* 94, 3 v, 2369p, p.1949 -1954, 1994.
- (5) Ramallo, M. Pahissa “Estudio preliminary sobre inmovilización de resinas de intercambio iónico agotadas en matrices cementicias”. XVIII Reunión de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, Noviembre 1989 – Workshop Wano, USA, Octubre 1989.
- (6) T. Ramallo, M. Pahissa, J.L. Varani, I. Prieto “Comportamiento de lechos de resinas de intercambio iónico agotadas en matrices cementicias”. XIX Reunión de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, Noviembre 1991.

3. Conclusiones

Se desarrollaron formulaciones que permiten inmovilizar por cementado los residuos radiactivos líquidos almacenados en el AGE, logrando:

- Factores de incremento de volumen del residuo acondicionado respecto del residuo sin acondicionar inferiores a 2.
- Tiempos de inicio de fraguado comprendidos entre las 3 y las 6 horas (Vicat).
- Valores de resistencias a la compresión superiores a 10MPa (IRAM 1622).
- La realización de mezclas a escala real (200 litros), obteniendo productos que no presentan exudados ni grietas ni elevación de la temperatura en el producto por encima de los 50°C.
- La utilización en las mezclas de componentes de alta disponibilidad comercial (CPC 40 Loma Negra, vermiculita grado mediano Aistater y retardador de fraguado Protex Ret).

Los ensayos de lixiviación con residuos radiactivos simulados activos se iniciarán en cuanto se disponga de instalaciones en el PNGRR para proceder a la realización de los mismos, continuándose con los ensayos para evaluar la durabilidad de los residuos radiactivos líquidos básicos no activos con sulfatos.

- (7) PO-SNA_PNGRR-006 019-Rev.: 3. “Minimización y segregación de los residuos radiactivos en el ámbito de su generación”. PNGRR – CNEA – 2013.
- (8) A. G. de la Huebra, R. Murillo, S. J. Ortiz. “Inmovilización en cemento de resinas de intercambio iónico procedentes de reactores nucleares españoles”. Madrid, 1990.
- (9) M.J. Ojovan, L.E. “An introduction to Nuclear Waste immobilization”. pp. 178-198, 2005.
- (10) Jawed, Skalny “Effects of Alkalis on Hydration and Performance of Portland Cement”. *Cement and Concrete Research*, Vol.8, pp. 37-52, 1978.
- (11) D’Annuncio, Vanina “Tratamiento y acondicionamiento de residuos radiactivos líquidos acuosos”. Buenos Aires, Argentina, Informe de beca 2013.
- (12) D’Annuncio, Vanina “Tratamiento y acondicionamiento de residuos radiactivos líquidos acuosos”. Buenos Aires, Argentina, Informe de beca 2013.

Trabajo presentado en la XLII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 30 de noviembre al 4 de diciembre de 2015.

Detección de neutrones mediante efecto Cherenkov en agua

SIDELNIK, I.^{1,5,7,*}, ASOREY, H.^{3,4,5,6}, ARNALDI, H.^{3,5,6}, BLOSTEIN, J. J.^{1,5,7}, GÓMEZ BERISSO, M.^{2,3,5,7}, SOFO HARO, M.^{3,5,7}
 - ¹Departamento de Física de Neutrones – CAB, ²Grupo Bajas Temperaturas – CAB, ³Grupo Partículas y Campos – CAB,
⁴Escuela de Tecnología y Medio Ambiente, UNRN, ⁵Instituto Balseiro, CNEA – UNCuyo, ⁶CNEA, ⁷CONICET

El presente trabajo se encuadra en el actual contexto de seguridad internacional que ha dado origen a la denominada “crisis del ^3He ”. La actual escasez de ^3He , principal material utilizado para la detección de neutrones en diferentes ámbitos, ha motivado que distintos laboratorios se encuentren actualmente dedicados a la búsqueda de técnicas alternativas de detección de neutrones. Se presentan resultados experimentales que muestran la factibilidad de detectar neutrones térmicos y rápidos por efecto Cherenkov en agua acoplando a dicho material un fotomultiplicador de 8”. Se utilizó un detector Cherenkov en agua similar a los utilizados para el Observatorio Pierre Auger y el experimento LAGO. Para realizar las mediciones se emplearon fuentes de neutrones de $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf en diferentes configuraciones de blindajes y moderadores. Los materiales empleados en dichas configuraciones fueron polietileno cadmio y plomo. Se discuten los mecanismos de interacción y las reacciones involucradas que originan las señales obtenidas. Analizando los espectros de la carga integrada en cada pulso se concluye que los neutrones de las fuentes de $^{241}\text{AmBe}$ y ^{252}Cf producen esencialmente espectros con la misma forma característica. Esta forma característica permite, en algunos casos, discriminar la señal dada por neutrones de la debida a otro tipo de radiación. Se obtuvieron las eficiencias intrínsecas de detección de neutrones para ambas fuentes desnudas, las cuales se encuentran aproximadamente entre 0,1 y 0,2. Los resultados obtenidos experimentalmente muestran que es factible construir detectores de neutrones rápidos y térmicos de bajo costo empleando grandes volúmenes activos de agua pura. Este desarrollo resulta de interés en salvaguardas nucleares, como así también en la detección de “materiales nucleares especiales” (uranio, plutonio, etc.) en portales aduaneros y de tránsito.

Neutron Detection by means of the Cherenkov Effect in Water

This work lies within an international security context that brings the “ ^3He crisis”. The ^3He is a material that nowadays is hard to obtain. In addition, as it is one of the main elements used for neutron detection, it has motivated the search for alternative detection techniques. Experimental results are presented showing the feasibility of detecting thermal and fast neutrons by means of the Cherenkov Effect in water using an 8" photomultiplier tube. The water Cherenkov detectors used is similar to those from the Pierre Auger Observatory and the LAGO collaboration. To that end, a $^{241}\text{AmBe}$ and ^{252}Cf neutron sources are used in different shielding and moderator configurations. Paraffin wax, cadmium and lead were used. The interaction mechanism is discussed together with the involved reactions that originate the signals. Through the analysis of the integrated charge of pulses, it is discussed that neutrons from $^{241}\text{AmBe}$ and ^{252}Cf neutron sources generate spectra with nearly the same characteristics. This shape allows us to discriminate the signal due to neutrons from the background. The intrinsic efficiency for neutron detection is calculated using both neutron sources without any shielding, which are around 0.1 and 0.2. The results show that it is feasible to build low-cost fast and thermal neutron detectors by using large pure water volumes. This development derives from the interest in nuclear safeguards and in the detection of “special nuclear materials”(uranium, plutonium, etc.) in customs and transit.

Introducción

El objetivo del presente trabajo es caracterizar la respuesta de un detector Cherenkov en agua, generalmente utilizado para mediciones frente a partículas cargadas, ante distintas fuentes de neutrones. Se estima la eficiencia de detección de neutrones rápidos de este tipo de detectores y se explica su principio de funcionamiento. El trabajo se

enmarca en un plan más general en el que se pretenden desarrollar distintas técnicas de medición de neutrones, utilizando detectores CMOS (*complementary metal-oxide-semiconductor*), CCD (*charge couple devices*) y WCD (*water Cherenkov detectors*). Estos desarrollos se encuadran en lo que ha sido reconocido internacionalmente como “crisis del

^3He ", la cual ha motivado que recientemente distintos laboratorios se dediquen a la búsqueda de técnicas alternativas para la detección de neutrones. Los detectores Cherenkov de diferentes líquidos muestran amplias posibilidades de construir detectores de neutrones de gran volumen activo. En este trabajo se caracteriza la detección de neutrones empleando un WCD de agua liviana pura. Se utilizó un detector Cherenkov en agua similar a los utilizados para el Observatorio Pierre Auger y el experimento LAGO. Por utilizar como volumen activo un material abundante y barato (agua), la técnica de detección de neutrones desarrollada en el trabajo tiene aplicaciones en el control de seguridad de portales aduaneros y de tránsito para la detección de "materiales nucleares especiales" (SNM, por sus siglas en inglés), como así también en salvaguardias nucleares. Se presentan las primeras mediciones de un detector Cherenkov en agua (WCD) ante la presencia de una fuente de neutrones. Se utilizaron dos fuentes de neutrones, una de $^{241}\text{AmBe}$ y otra de ^{252}Cf . Se obtuvo el espectro de carga característico para estas fuentes y se utilizaron distintos tipos de blindajes bajo diferentes configuraciones con el objetivo de entender las señales medidas. Se observó que los neutrones generan una señal detectable en un WCD.

Los WCD de gran volumen que utilizan agua ultra pura son sensibles a partículas cargadas. Estas partículas, si se mueven más rápido que la velocidad de la luz en un medio, producen fotones Cherenkov. Dicha condición puede

expresarse como $\beta < 1/n$, donde n es el índice de refracción del medio y $\beta = v/c$ es la velocidad de la partícula referida a la velocidad de la luz en el vacío. Si el medio es transparente la luz Cherenkov puede detectarse, lo que hace que el agua sea un detector conveniente (además de ser barato y fácil de conseguir) y por lo que puede ser utilizado en volúmenes activos muy grandes. Para el agua, que posee un índice de refracción $n(\text{H}_2\text{O})=1,33$, el umbral Cherenkov (energía a partir de la cual la partícula empieza a producir radiación Cherenkov) para electrones es de 0,8 MeV, para muones es de 160 MeV y para protones de 1400 MeV. En el trabajo se muestran las primeras mediciones realizadas con un WCD ante la presencia de dos fuentes de neutrones rápidos de diferente naturaleza.

El detector

Se utilizó un WCD autónomo confiable y barato. Éste tiene una alta sensibilidad a partículas cargadas y fotones principalmente a través de la creación de pares. El detector es un tanque comercial, cilíndrico, de acero inoxidable de 900 litros. Tiene 117 cm de altura y 100 cm de diámetro. Contiene, además, un recubrimiento interno de Tyvek, que es una tela comercial que difunde y refleja los rayos UV. Se utilizó un PMT Electron Tube Limited 9353KB de 8" junto con una tarjeta digitalizadora diseñada y construida en el Centro Atómico Bariloche. Todo es controlado por una FPGA y tiene un consumo aproximado de 8 W. La Figura 1 muestra una vista del detector con un detalle del PMT útil.



Figura 1: Vista del detector Cherenkov (derecha) con su tubo fotomultiplicador de 8" (izquierda)

Blindaje y configuraciones

Se utilizó una fuente de ²⁴¹AmBe que emite 2,24×10⁶ neutrones rápidos por segundo isotrópicamente y una fuente de ²⁵²Cf que emite 1,83×10⁴ neutrones por segundo también isotrópicamente. La fuente de AmBe emite neutrones rápidos y gammas de 4,44 Mev. Cuando estos neutrones interactúan con un material rico en hidrógeno se termalizan. La absorción por parte del H de estos neutrones termalizados produce, además, rayos gamma de 2,22 MeV (emitidos en la desexcitación del primer nivel excitado del deuterio). Esto puede suceder si los neutrones interactúan

con la parafina, con el hidrógeno de la humedad del suelo o con el agua del detector, en principio estos procesos no pueden distinguirse uno del otro, ya que el detector no discrimina en energía y estas dos partículas tienen más energía que la necesaria para producir radiación Cherenkov en el agua.

Las configuraciones utilizadas junto con los distintos blindajes se pueden observar en la Tabla 1. En la Figura 2.a se encuentra el esquema de la disposición del conjunto WCD-fuente-blindaje y en la Figura 2.b se puede observar una foto de la fuente y los blindajes durante la medición.

Tabla 1: Diferentes configuraciones utilizadas. Se muestran las fuentes de neutrones con la distancia al borde del WCD y los distintos tipos de blindaje utilizados. El tiempo de adquisición fue de 300 s

Configuración	Fuente de neutrones	Distancia fuente-detector [m]	Blindaje	
			Parafina	Pb
1	²⁴¹ AmBe	1,5		
2		1,5	*	
3		1,5		*
4		1,5	*	*
5	²⁵² Cf	0,22	*	*
6		0,22	*	

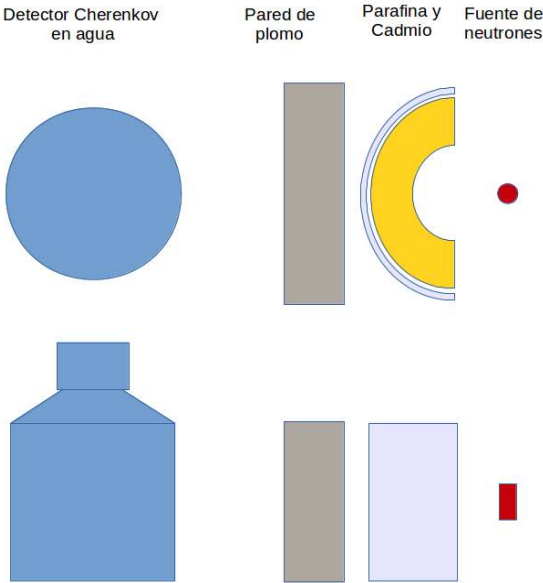


Figura 2: a) Esquema del detector con el blindaje de plomo y de parafina+cadmio utilizado junto a la fuente de neutrones. b) Foto de la configuración de fuente y blindaje utilizada

Se utilizaron seis configuraciones distintas de blindaje, distancia y fuentes. Se tuvo en cuenta, además, la medición del fondo de radiación (o sea, sin ningún tipo de fuente en las cercanías). Para la configuración en la que se utilizó plomo, se armó una pared de 1,20 m de ancho por 40 cm de alto formada por ladrillos de 10 cm de espesor.

Resultados

Fuente de $^{241}\text{AmBe}$

En la Figura 3.a, se puede observar el espectro debido al fondo natural y las cuatro mediciones realizadas con la fuente de $^{241}\text{AmBe}$ a 1,5 m de distancia respecto al WCD. Las unidades de carga están en área de cuentas ADCq, esto es la

integral de un solo pulso, de 300 ns de duración (medido en mV) como función del tiempo (medido en un intervalo temporal de 25 ns), luego de la resta de la línea de base. La Figura 3.b, muestra un acercamiento a la zona de más baja energía, donde se observa más claramente la diferencia entre los espectros. En estas figuras puede observarse una clara diferencia entre el fondo y las mediciones realizadas en presencia de la fuente.

En la Figura 3.b, se puede apreciar que el fondo, graficado en círculos rojos, presenta una menor tasa de conteo que las configuraciones 1 y 2, en las cuales se utilizó parafina y plomo a la vez y sólo plomo, respectivamente.

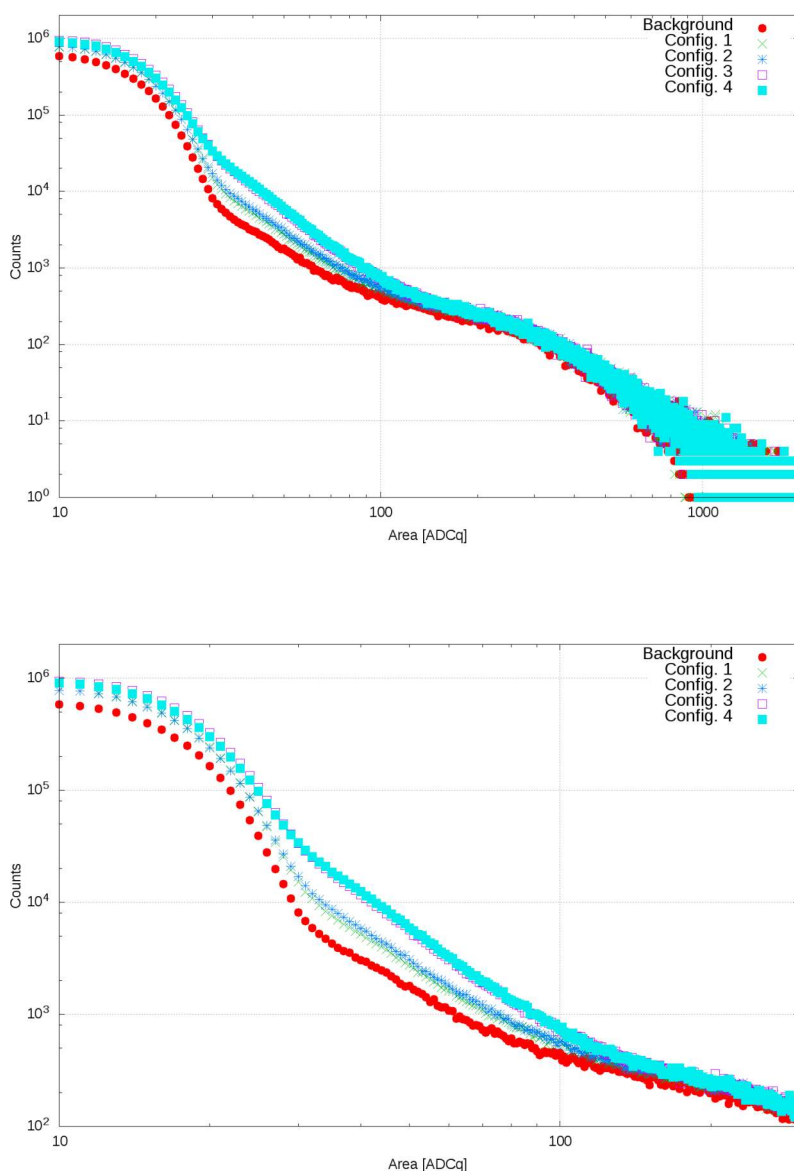


Figura 3: a) espectro registrado en ausencia de fuente (*background*) y en las configuraciones 1 a 4.
b) acercamiento a la Figura 3 para la parte de más baja energía (menos área en el pulso ADC)

La Figura 4 muestra las cuatro configuraciones con el fondo restado. Aquí prácticamente no se observa diferencia entre las configuraciones 1 y 2.

Se sabe que el plomo es un muy buen blindaje para gammas, y que la parafina modera los neutrones rápidos que provienen de la fuente. Por lo tanto, cuando ambos materiales están presentes, parte de los neutrones rápidos se moderan volviéndose térmicos y son absorbidos por núcleos de H, generando gammas de 2,22 MeV. El plomo (al estar

ubicado entre la parafina y el detector) blindo estos gammas así como a los de 4,44 MeV emitidos directamente por la fuente. Entonces, la señal registrada se debe principalmente a los neutrones rápidos y térmicos que logran atravesar el blindaje, moderándose y absorbiéndose en el agua del detector. Por su parte, para las configuraciones 3 y 4 se quitó el plomo, dando la chance a que todos los gammas entren en el WCD, generándose así mucha más radiación Cherenkov.

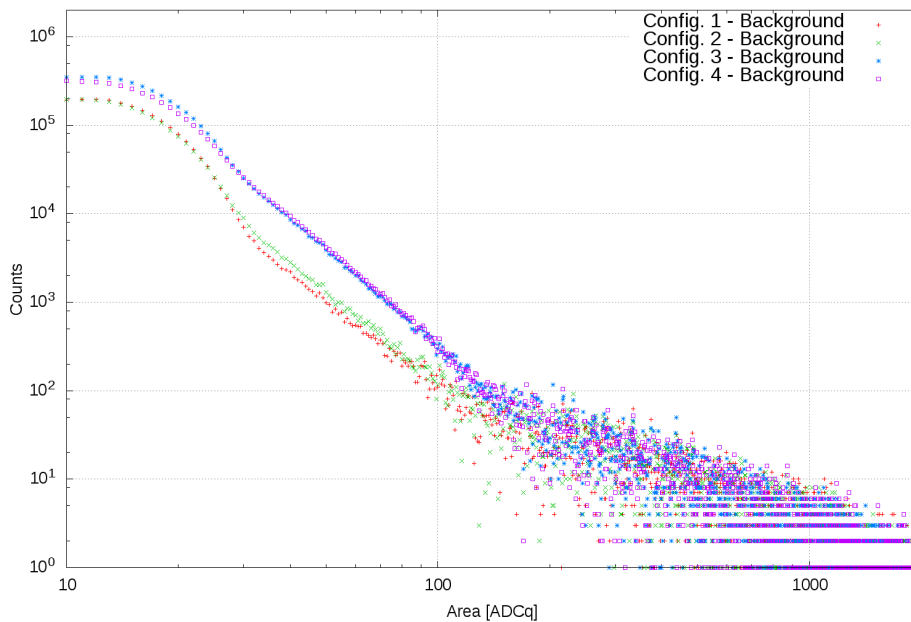


Figura 4: Espectro de carga para las configuraciones 1 a 4 restando el fondo

Fuente de ^{252}Cf

En la Figura 5.a, se muestra una comparación entre las mediciones realizadas utilizando la fuente de ^{252}Cf (configuraciones 5 y 6) y aquellas con la fuente de $^{241}\text{AmBe}$ (configuraciones 2 y 4). Ambos pares representan mediciones realizadas con los mismos blindajes (sólo plomo y sin blindaje). La distancia a la que se utilizó la fuente de californio fue reducida respecto de la del $^{241}\text{AmBe}$, debido a su baja actividad. En la Figura 5.b, se observa un comportamiento similar en cuanto a que hay una señal por

encima del fondo en presencia de una fuente de neutrones. A pesar de haber reducido la distancia, las medidas en presencia de la fuente de ^{252}Cf están por debajo de aquellas en las que se utilizó la fuente de $^{241}\text{AmBe}$.

La Figura 5.b, muestra las configuraciones 5 y 6 restando el fondo. Aquí se puede observar que las dos mediciones tienen prácticamente los mismos valores, pero en alguna zona la configuración 6 resulta un poco mayor que la 5.

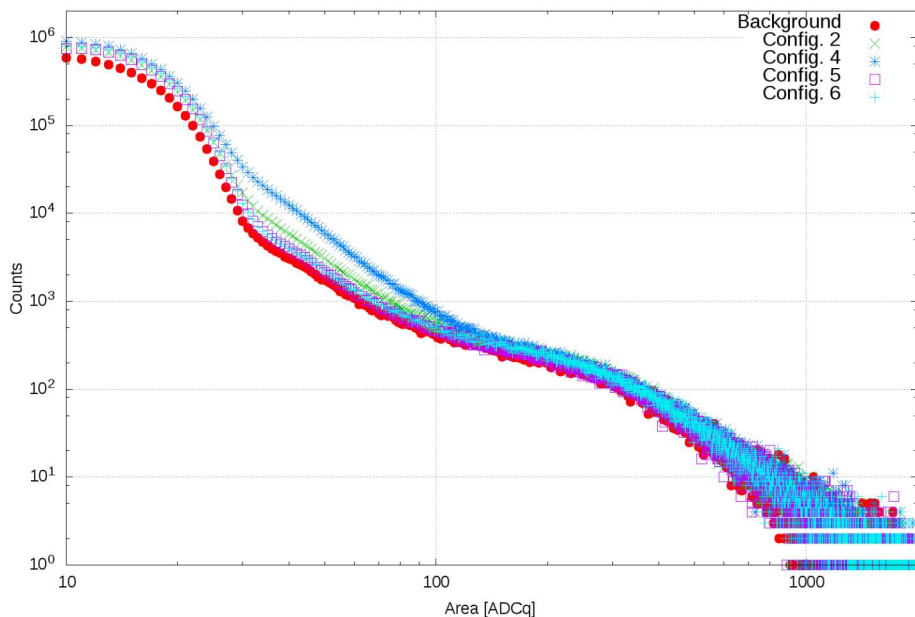


Figura 5. a) Espectro de carga para el fondo y las configuraciones 2, 4, 5 y 6, que incluyen mediciones hechas con la fuente de $^{241}\text{AmBe}$ y la de ^{252}Cf

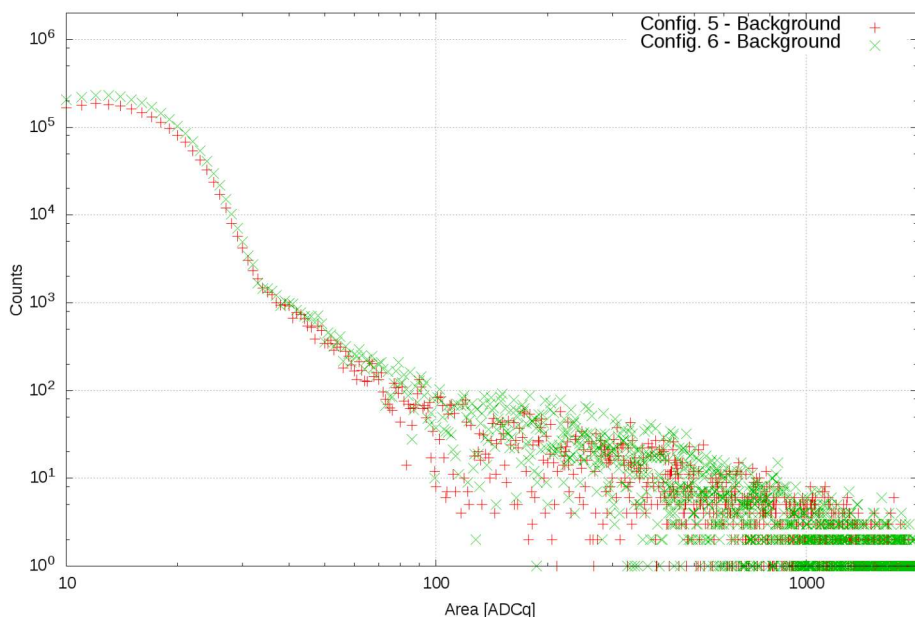


Figura 5.b) Espectro de carga para las mediciones efectuadas en presencia de la fuente de ^{252}Cf , restando el fondo

Por otro lado la fracción parece ser constante, para ver si este es el caso, en la Figura 6 se graficó la razón entre las mediciones de las configuraciones 5 y 6. Para observar esta tendencia en detalle se realizó un acercamiento por debajo de 150 ADCq. Aquí se nota que el gráfico permanece

constante hasta un valor de 30 ADCq y luego, por debajo de los 100 ADCq, varía en forma más apreciable. Esto sería un indicio de que la forma del espectro observada con la fuente de $^{241}\text{AmBe}$ es esencialmente la misma que se observa para la fuente de ^{252}Cf .

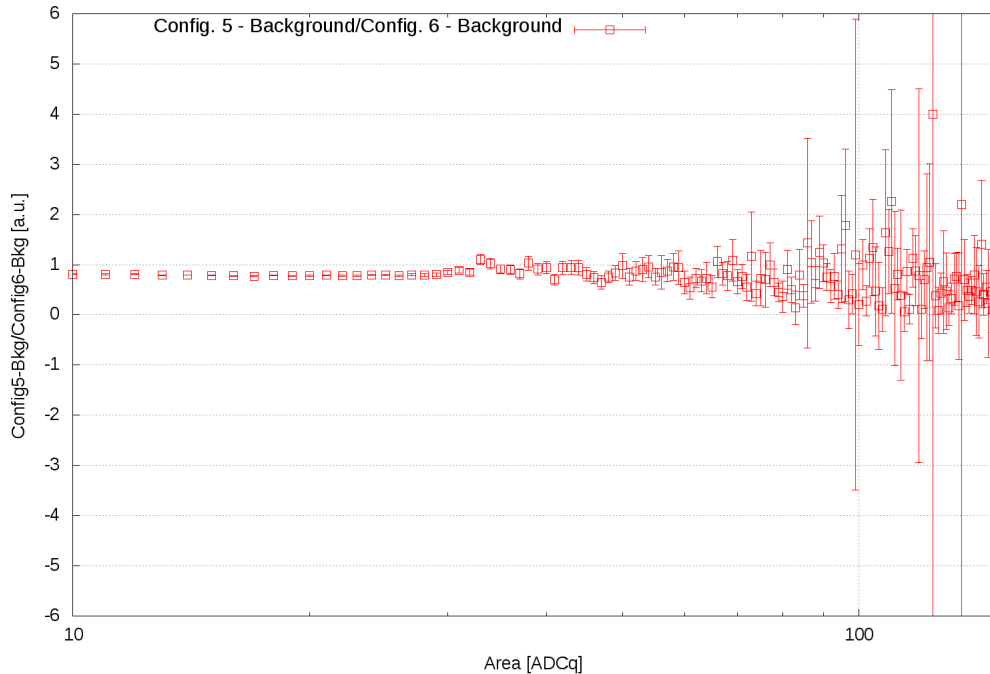


Figura 6: División entre las mediciones efectuadas con las configuraciones 5 y 6 (restando el fondo en ambos casos). Se puede observar que la tendencia se mantiene prácticamente constante hasta un valor de 30 ADCq y la variación es pequeña hasta poco antes de los 100 ADCq

Eficiencia en la detección de neutrones

Utilizando la hipótesis de fuente puntual se realizó un cálculo simple para estimar la eficiencia intrínseca del detector para las fuentes de neutrones antes mencionadas. Dicho cálculo no tiene en cuenta el blindaje de plomo. Como primera aproximación se utilizó la fórmula:

$$\varepsilon D \approx (N_{pb} - N_{background}) / (N_s \exp(-\lambda t_d) (\Delta\Omega/4\pi) t_m)$$

donde $N_s \exp(-\lambda t_d)$ es la tasa de emisión de neutrones de la fuente el día del experimento, N_s es la tasa de emisión de neutrones en el momento de la calibración, λ es la probabilidad de decaimiento por unidad de tiempo, y t_d el tiempo en el día del experimento. Además, en la ecuación se utilizó el ángulo sólido que el detector le subtende a la fuente ($\Delta\Omega/4\pi$), el tiempo de adquisición t_m (que siempre fue de 300s) y la integral del número total de cuentas (N_{pb}) restando el fondo ($N_{background}$).

Se utilizaron las mediciones realizadas con plomo como blindaje ya que este material evita el pasaje de los fotones emitidos por ambas fuentes, dejando incidir sobre el detector principalmente neutrones rápidos. Para las fuentes de ^{252}Cf y de $^{241}\text{AmBe}$, se obtuvo una eficiencia intrínseca de (15+/-5) %.

La incerteza estadística de este cálculo se encuentra dominada por la actividad calibrada de las fuentes (N_s) y la incerteza sistemática por el efecto de la dispersión producida por el plomo, el suelo, etc., efectos que no están

tenidos en cuenta en la ecuación.

Conclusiones

Los resultados preliminares obtenidos en este trabajo, empleando detectores Cherenkov que utilizan agua, muestran las amplias posibilidades de construir detectores de neutrones de gran volumen activo utilizando agua. En este trabajo se utilizó un detector Cherenkov en agua similar a los utilizados para el Observatorio Pierre Auger y el experimento LAGO.

Por permitir grandes volúmenes activos a un costo relativamente bajo, la técnica de detección de neutrones basada en detectores Cherenkov también resulta de interés para la detección de “materiales nucleares especiales” (uranio, plutonio, etc.) en portales aduaneros, aplicaciones en salvaguardias, como así también para el monitoreo del clima solar y la física de astropartículas.

Como trabajo a futuro se puede mencionar que se estudiará tanto el efecto de dopantes hidrosolubles que cambian la longitud de onda de los fotones Cherenkov en el agua, como así también el efecto de solutos en los que se incorpore un absorbente neutrónico. Se ha demostrado que el rendimiento en la generación de luz para detectores Cherenkov basados en agua puede ser mejorado de forma significativa agregando un elemento que cambie la longitud de onda (*wave length shifter*). Para esto se puede utilizar el Amino-G, una sustancia que tiene la propiedad de absorber la radiación con longitud de onda en el ultravioleta y re

emitirla en el espectro visible. La mejora del desempeño del detector está relacionada a que los fototubos presentan una mayor sensibilidad en el rango de longitudes de onda del visible. De la misma forma se puede mejorar la sensibilidad

a neutrones agregando bajas concentraciones de gadolinio al agua de un detector Cherenkov.

Bibliografía

1. <http://lagoproject.org/>. The LAGO Project, 2015.
2. H. G. Asorey. The Water Cherenkov Detectors of the Pierre Auger Observatory and their Application to the Study of Background Radiation". Tesis Doctoral, Instituto Balseiro, 2012.
3. A. Filevich, P. Bauleo, H. Bianchi, J. Rodríguez Martino, and G Torlasco. "Spectral-directional reflectivity of tyvek immersed in water. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment", 423(1):108–118, 1999.
4. S. Dazeley, M. Sweany, and A. Bernstein. "SNM detection with an optimized water Cherenkov neutron detector". Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, 693:148–153, July 2012.
5. "Neutron spectrum of an Am 241 -Be (α ,n) source", K. W. Geiger and C. K. Hargrove. Nuclear Physics 53 (1964) 204-208.
6. J. Brennan, et. al. " Measurement of the Fast Neutron Energy Spectrum of a 241 Am-Be source using a neutron scatter camera". IEEE Transactions on nuclear science, Vol. 58, No. 5, October 2011.
7. "Observation of neutrons with a Gadolinium doped water Cherenkov detector". Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A, 607 (2009) 616–619.
8. "Performance of a water Cherenkov detector by using different neutron sources". H. Asorey, J.J. Blostein, M. .Gómez Berisso, I. Sidelnik. Informe técnico del Proyecto Pierre Auger, GAP-2015-030.
9. "The Effect Of Wavelength Shifters On Water Cherenkov Detectors". G. Badino, P. Galeotti, L. Periale, O. Saavedra and A. Turtelli. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 185, 587, (1981);
10. "Wavelength shifters for water Cherenkov detectors". X. Dai, E. Rollin, A. Bellerive, C. Hargrove, D. Sinclair, C. Mifflin, F. Zhang. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A 589 290–295 (2008).

Trabajo presentado en la XLII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 30 de noviembre al 4 de diciembre de 2015

Nuevo colector solar térmico de bajo costo de flujo forzado autónomo por panel fotovoltaico

DI LALLAN.¹, JUANICÓ L. E.² - ¹ Gerencia de Combustibles Nucleares - Centro Atómico Bariloche –

² Departamento de Materiales - Centro Atómico Constituyentes

Se presenta un nuevo colector solar térmico de bajo costo y diseño simple basado en una larga manguera negra de polietileno de baja densidad (PEBD), que opera por recirculación forzada asistida por una mini bomba regulada y alimentada por un mini panel fotovoltaico. Estas dos últimas características proveen una novedosa solución al viejo problema de los colectores “tipo manguera” (de alta resistencia hidráulica) operando en la tradicional configuración de convección natural. Un primer prototipo obtuvo eficiencias del 37% y calentó agua a 48°C en invierno en Salta con irradiancias de 700 W/m².

New low-cost solar collector

A new low-cost solar collector of simple design, based on a long black plastic (LDPE) hose, is presented in this work. This collector operates at forced flow recirculation driven by a small pump that in turns is self-controlled by a small photovoltaic panel. These two last features are key to provide a new solution for the old-fashioned challenge of matching a long hose collector (that is, having a high hydraulic restriction) to the traditional flow configuration of natural convection. A first prototype gets efficiency of about 37% and heated water up to 48°C during winter in Salta with solar irradiances of 700 W/m².

132INTRODUCCIÓN

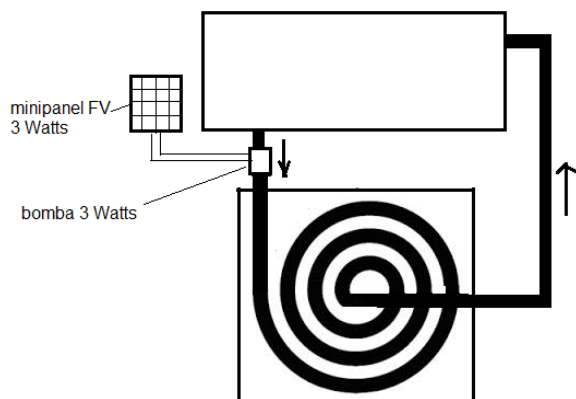
La demanda de agua caliente sanitaria en hogares constituye el 50% del consumo energético total en países de clima cálido a templado, y es cubierto mayormente a partir de fuentes no renovables a pesar de que es reconocido el enorme potencial del recurso solar para satisfacer esta demanda, debido fundamentalmente a razones socio-económicas y otras barreras. Un colector de tubos de vacío cuesta en la Argentina de 15 a 25 mil pesos (200 litros diarios), debiéndose adicionar el costo de transporte e instalación. En países de baja densidad poblacional y de mercado solar incipiente como la Argentina, estos sobre costos pueden ser considerables y explican parcialmente su muy lento desarrollo, incluso comparado con países vecinos. Frente a esta realidad (compleja y que no pretendemos abarcar aquí), nuestra propuesta ha consistido en desarrollar colectores robustos de diseño simple empleando materiales asequibles localmente, proyectados para su autoconstrucción por parte del propio usuario final.

El colector casero más popular es el típico colector plano “tipo grilla” en el cual el flujo refrigerante se distribuye dentro del colector entre muchos tubos paralelos, y se recircula por convección natural con un tanque superior aislado. Esta configuración requiere muchas uniones, complejiza la elaboración e incrementa la posibilidad de pérdidas. Por otro lado, el diseño más simple (y barato) consiste en una única y larga manguera plástica negra de PEBD. Existen varias formas de aplicarla, ya sea como colector acumulador (Juanicó and Di Lalla, 2013 y 2014), o por descarga hacia un tanque de almacenamiento (Juanicó and Di Lalla, 2016). Este tipo de absorbedor provee un rápido calentamiento; por ejemplo una manguera de ½” con agua a 20°C puede llegar a 50°C en 20 minutos. Sin

embargo, y tal como ha sido discutido en los trabajos anteriores, una larga manguera presenta una gran resistencia hidráulica y por lo tanto presenta una casi nula capacidad de circulación termosifónica. Una manera novedosa de resolver este desafío ha sido mediante el uso de la presión de red como fuerza impulsora (la cual provee una presión del orden de mil veces superior a la termosifónica) que hemos utilizado en trabajos anteriores. Sin embargo, esta alternativa implica el uso de un micro controlador, sensores y servomecanismos, si queremos acumular la energía en un tanque bien aislado al cual la manguera vierte su contenido en forma pulsada intermitente (Juanicó and Di Lalla, 2016) o por el contrario, implica sacrificar el desempeño nocturno si elegimos un simple absorbedor-acumulador (Juanicó and Di Lalla, 2013 y 2014).

En este trabajo se presenta una nueva configuración para resolver el desafío anterior. Consiste en la aplicación de una mini-bomba (~2W) que fuerce la recirculación entre el colector “manguera” y el tanque aislado. En un trabajo anterior (Di Lalla y Juanicó, 2013) presentamos un diseño basado en este concepto, que utilizaba una bomba (de gasolina de automóvil de 12 voltios, o de lavarropa de 220 voltios) alimentada externamente y regulada por un termostato - tipo interruptor eléctrico - utilizado para controlar el electro-ventilador de radiador de auto) calibrado convenientemente (~40°C). Este esquema funcionaba satisfactoriamente, generando un pulso intermitente cada vez que la manguera (colector solar) alcanzaba la temperatura prefijada. Sin embargo, dificultades sobrellevadas para conseguir este termostato especialmente calibrado nos ha motivado a plantear un nuevo diseño, autónomo y auto-controlado, que elimine este termostato y también la necesidad de una alimentación externa para la bomba.

Cuando hablamos de aplicaciones térmicas domésticas, las potencias de recirculación requeridas son muy bajas, y como hemos verificado en este trabajo, la bomba puede ser energizada mediante un pequeño panel fotovoltaico (~2W), lográndose una automatización simple, independiente y sustentable (figura 1). Así, la bomba producirá la recirculación solamente en momentos en los que exista cierta radiación umbral, mientras que en los momentos de muy baja o nula radiación (como la noche,



cuando no se quiere que recircule), se cortará la recirculación manteniendo estanca el agua del tanque y preservando el calor acumulado. Esta concepción de colector por recirculación forzada tiene además la ventaja adicional de permitir que el tanque pueda ser colocado bajo el techo (al mismo nivel que el colector y no necesariamente sobre éste) y en el interior de la vivienda (una gran ventaja en zonas frías), como ilustra la Figura 1.

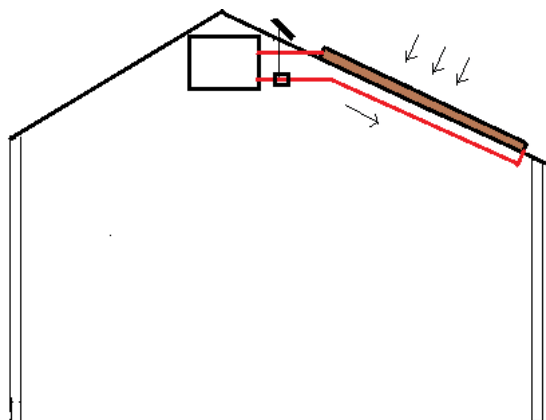


Figura 1. Esquema del colector solar propuesto: es asistido por un bombeo fotovoltaico de muy baja potencia

Las primeras experiencias realizadas con pequeños prototipos experimentales podrán servir para extrapolar las conclusiones para desarrollar sistemas térmicos pequeños aplicables a viviendas, o de mayor escala para usos industriales.

Consideraciones respecto de los posibles materiales para la cubierta de un colector de bajo costo

La cubierta de un colector solar es una de las partes constitutivas que requiere una buena elección, en este sentido y a los fines de mantener los costos bajos y facilitar la autoconstrucción, los materiales plásticos translúcidos se destacan. Estos poseen bajos costos, son livianos, resistentes y de fácil mecanizado. Además presentan buenas propiedades ópticas (transmitancia >70%). La Tabla 1 muestra varias alternativas, comparadas con el vidrio común de 4 mm. La transmitancia óptica de la cubierta y la absorbancia de la manguera son parámetros que determinan la eficiencia óptica "a₀" de un colector. Este coeficiente junto

al coeficiente de pérdidas global "a₁", a su vez, definen la eficiencia de conversión fototérmica "η" del colector, a través de la ecuación:

$$\eta = a_0 - a_1 (T_m - T_a) / I_n$$

Por ejemplo, eligiendo de la Tabla 1 como cubierta a la lámina de PET de 0,75 mm, podemos lograr muy buenos valores de a₀. Un alto a₀ significa un muy rápido calentamiento al principio, cuando no existen grandes saltos térmicos (T_{colector} - T_{ambiente}). Ésta elección, por lo delgado del material, traerá como consecuencia mayores pérdidas al exterior (mayor a₁), éstas aumentarán proporcionalmente con el aumento de la temperatura del colector y serán aún más importantes en climas fríos, obteniéndose como resultado rendimientos muy bajos. Esta elección es muy conveniente en zonas de climas templados o cálidos. En aplicaciones para zonas de climas fríos existen las alternativas de cubiertas constituidas con varias capas, donde se prioriza la aislación térmica, estos casos las transmitancias, según la Tabla 1, caen a valores aceptables.

Material	Transmitancias solares	Protección UV	Precio \$/m ²
Vidrio común de 4 mm	0,70		300
PET lámina de 0,75mm	0,91	no	100
PC alveolar de 4mm	0,81	sí	110
PC alveolar de 8mm	0,71	sí	200
PE con burbujas de aire (burbuja de 10 mm) 1 capa	0,87	no	4
PE con burbujas de aire ((burbuja de 10 mm) 2 capas	0,77	no	8
PE con burbujas de aire (burbuja de 10 mm) 3 capas	0,70	no	12
PE con burbujas de aire ((burbuja de 10 mm) 4 capas	0,63	no	16
PET 0,75mm + 1 PE (10 mm)	0,82	no	104
PE con burbujas de aire (burbuja de 30 mm) 1 capa	0,87	no	10
PE con burbujas de aire (burbuja de 30 mm) 2 capas	0,76	no	20
PE con burbujas de aire (burbuja de 30 mm) 3 capas	0,63	no	30
PE con burbujas de aire (burbuja de 30 mm) 4 capas	0,51	no	40

Tabla1. Transmitancias solares y precios aproximados de distintos materiales plásticos

ESTUDIO EXPERIMENTAL

Como se dijo, una manera de elaborar a muy bajo costo un absorbente fototérmico es a través de la aplicación de manguera de PEBD. Nosotros lo hemos elegido. A continuación se muestran distintas experiencias básicas realizadas con este tipo de absorbentes.

Los absorbentes de manguera de PEBD, además de presentar simplicidad de elaboración y bajos costos

de materiales, muestran una gran rapidez de calentamiento cuando están sometidos a la radiación solar. Esto ocurre fundamentalmente debido a su alto valor de absorbancia solar ($\alpha \sim 0,94$) y a su moderada selectividad espectral (Di Lalla y Juanicó, 2012). En la Figura 2 puede apreciarse la evolución de temperaturas por calentamiento solar, del agua en el interior de mangueras de distintas medidas.

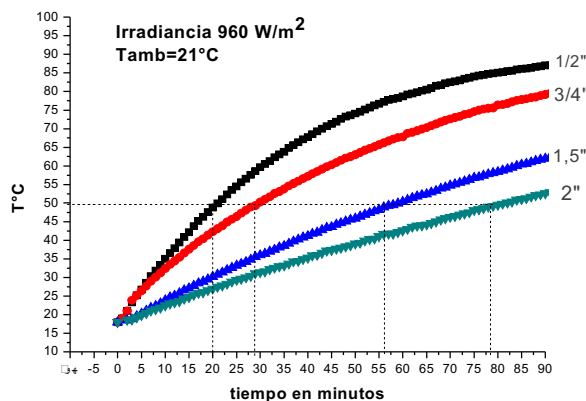


Figura 2. Calentamiento solar de mangueras de PEBD

Para ilustrar lo anterior, la Tabla 2 muestra los tiempos en que tardan distintas medidas de mangueras en llegar a una temperatura útil (50°C) en un día templado

de alta radiación solar (960W/m²); todas las mangueras fueron envueltas con una capa de polietileno de burbuja de aire de 10 mm de diámetro.

Diámetro de manguera	Tiempo de calentamiento desde 20°C hasta 50°C (I = 960 W/m²)
0,5"	20 min
0,75"	30 min
1,5"	55 min
2"	80 min

Tabla 2. Se muestran los tiempos de calentamiento del agua en distintas mangueras

Caudales y saltos térmicos instantáneos en un absorbedor de manguera

Para realizar ciertas experiencias hidráulicas y térmicas se ha elaborado un absorbedor en espiral de 74 m de manguera de ¾" K4, recubierto con una capa de un film de polietileno con burbujas de aire (de 3 cm), que presenta mejor aislación térmica respecto del usado en las experiencias de la figura 3, pero puede ser utilizado cualquier otro material de la Tabla 1. Ésta cubierta, además de ser muy económica, presenta una transmitancia solar promedio del 87% y brinda además una interesante aislación térmica proporcionada por el aire que encapsula, muy útil para épocas frías.

Para medir los saltos térmicos proporcionados por este absorbedor se hicieron circular distintos caudales de agua (todos constantes), para cada caudal, y conociendo la radiación incidente sobre el colector (al medio día Imedia ~ 800 W/m² en todos los casos), se midieron los valores de temperaturas de entrada y de salida del agua (ver Figura 3). Siempre para cada caudal se trató de llegar al estado estacionario, o sea además de mantener constante el caudal, mantener constante el salto térmico entre la entrada y la salida; esto ocurre aproximadamente en 10 minutos. La gráfica de la Figura 4 muestra los valores obtenidos.

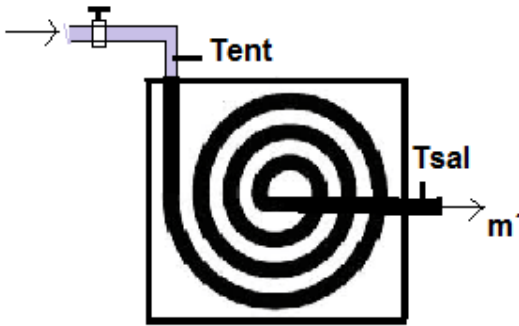


Figura 3. Esquema experiencia en la que se midió para cada caudal los respectivos saltos térmicos instantáneos que aporta el absorbedor

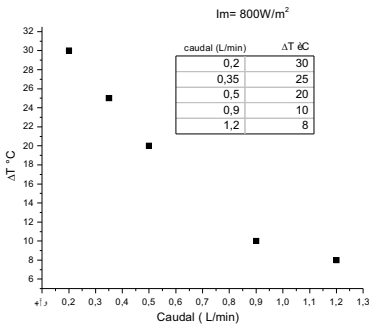


Figura 4. Saltos térmicos logrados en un absorbedor conformado por 74 metros de manguera de ¾" para distintos caudales de circulación (Im= 800W/m²)

Caracterización hidráulica del absorbedor

El absorbedor fue ensayado hidráulicamente con el fin de determinar su curva resistente. A tal efecto, utilizando distintos desniveles entre la entrada y la salida (utilizando un

tanque elevado), se midieron los distintos caudales establecidos. De esta manera se puede estimar la potencia hidrodinámica útil y así elegir la bomba de recirculación necesaria. La Tabla 3 da los resultados obtenidos y los cálculos de las potencias absorbidas por el espiral.

H (metros)	Caudales (L/min)	Pot= $\delta g H$ (Pa) x Q (m ³ /s) (watts)
0,25	0,86	0,036
0,6	1,6	0,16
1	2,4	0,4
1,8	4,3	1,3

Tabla 3. Caudales producidos por un desnivel H en un espiral de 74 metros de manguera de 3/4". También se dan las potencias absorbidas por la manguera en cada caso

Como se ve, las potencias requeridas para el bombeo y lograr estos caudales son muy bajas, con lo cual decidimos probar la aplicación de una pequeña bomba, y en lo posible buscar que opere a 12 Voltios de modo de que pueda ser suministrada por un pequeño panel fotovoltaico.

LA BOMBA DE RECIRCULACIÓN

Atentos a lo obtenido en las experiencias anteriores, se buscó la bomba de menor potencia ofertada en el mercado. Finalmente, para realizar distintas pruebas, se adquirió una

bomba del tipo para pecera de 3Watts que trabaja con un voltaje nominal de CC de 12 V (150\$). La misma, según el fabricante, posee cojinetes cerámicos, puede trabajar a temperaturas cercanas a los 75°C sin problemas, y consta de dos conexiones de 3/8". La bomba es energizada mediante un panel fotovoltaico de 3 Wp (250\$). Los valores de voltaje de circuito abierto y de corriente de cortocircuito del panel son Voc = 22 V y Isc = 0,21 A. La Figura 6 muestra las fotos de la bomba y del pequeño panel, además la gráfica I vs V de este último.

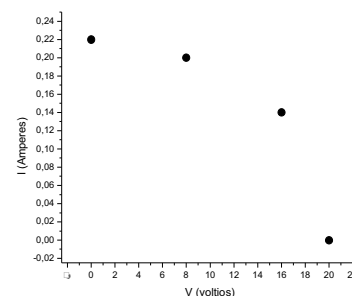


Figura 5. Fotografías de la pequeña bomba de recirculación y del panel fotovoltaico utilizados en este trabajo, además la curva característica del panel a 1.000W/m²

Características H (altura de elevación) vs Q (caudal) de la bomba

Para poder conocer el potencial de bombeo de la bomba adquirida, se midieron los caudales que puede suministrar a distintas alturas de elevación. Entonces fue trazada la curva característica H vs Q; estas experiencias se hicieron a un voltaje constante suministrado por una batería

(12V). La Tabla 4 muestra lo obtenido, adjuntándose los valores de las potencias eléctricas consumidas por la bomba para cada par de valores de H y Q. Estos valores son graficados en la Figura 6.

Q (litros/min)	H (metros)	I (Amperes)	Potencia eléctrica consumida (Watts)
2,5	0	0,21	2,5
2,4	0,3	0,21	2,5
2,2	0,6	0,20	2,4
2	0,9	0,20	2,4
1,8	1,1	0,20	2,4
1,6	1,3	0,19	2,3
1,3	1,6	0,19	2,3
0,55	1,9	0,19	2,3
0	2,1	0,19	2,3

Tabla 4. Alturas de elevación y los respectivos caudales dados por la bomba utilizada (conectada a 12V). Además se dan las respectivas potencias eléctricas consumidas por la bomba

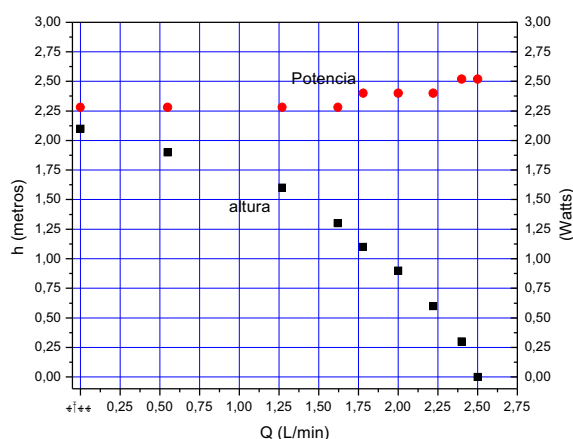


Figura 7. Alturas de elevación vs caudales, y las respectivas potencias consumidas por la bomba (conectada a 12V)

Se observa que el caudal máximo en boca de la bomba (a 12 V) es de aproximadamente 2,5 litros/min. Además, se infiere que al ser la altura máxima de bombeo aproximadamente 2,10 metros, que el Dp que aplica esta bomba cuando trabaja a ese voltaje es de aproximadamente

21 KPa. Finalmente, se realizó la intersección entre las características de la bomba y la curva resistente del espiral (valores de la Tabla 3), para poder estimar el punto de trabajo del sistema. En la Figura 7 se observa que en el punto de trabajo ubica un caudal de aproximadamente $Q = 1,8$ L/min.

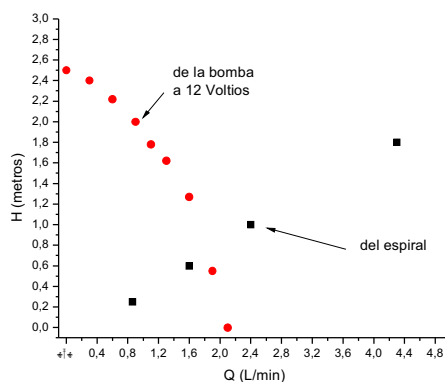


Figura 7. Intersección entre las características de la bomba y la curva resistente del espiral

PROTOTIPO DE COLECTOR RECIRCULADO CON MINI PANEL FV

Se armó un sistema recirculado (como el de la Figura 1) con la pequeña bomba y el mini panel fotovoltaico de 3Wp, con el fin de realizar varias experiencias y decidir una relación entre la longitud de manguera a utilizar en el absorbedor y la masa de agua a calentar en el tanque, buscando que para la más desfavorable condición (invierno) se pueda lograr una temperatura útil en el agua del tanque. Entonces, utilizando un tanque térmico de construcción casera de 50 litros aislado mediante 3 cm de poliestireno expandido de mediana densidad y externamente recubierto

por otro tanque plástico, se procedió a medir en tres situaciones distintas la rapidez de calentamiento del agua del tanque. Las situaciones fueron utilizando tres relaciones distintas de longitud de manguera/vol. de agua a calentar en el tanque. Estas relaciones fueron: 0.5, 1 y 1.5 metros/ litro, se usó solamente la medida $\frac{3}{4}$ ", y por economía los espirales fueron recubiertos con films de polietileno con burbuja de aire (/de 3 cm de diámetro). Las mediciones se hicieron en condiciones equivalentes de radiación y temperatura ambiente. La Figura 9 muestra lo obtenido para una radiación promedio de 700W/m^2 y una temperatura ambiente media aproximada de 11°C . La Tabla 5 muestra las tasas de calentamiento obtenidas en cada caso.

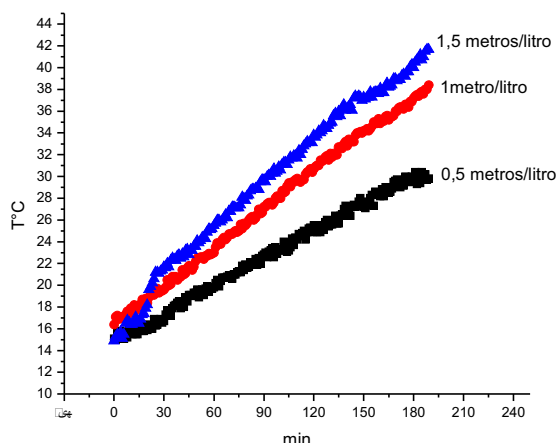


Figura 9. Calentamiento en invierno del agua del tanque para tres relaciones distintas de longitud de manguera/litro de agua del tanque

Cantidad de manguera /litro de agua del tanque	Rapidez de calentamiento
0,5 metros / litro	4,25 °C/hora
1 metros / litro	6,25 °C/hora
1,5 metros/litro	8,5 °C/hora

Tabla 5. Tasas de aumentos de temperatura del agua del tanque en función de la cantidad de manguera utilizada (en invierno con $T_{amb}=11^\circ\text{C}$ e $I_m=700\text{W/m}^2$)

Caracterización del prototipo

Considerando la Tabla 5, se decidió utilizar un prototipo que cumpla con la relación 1m de manguera/litro de agua del tanque (que dará en invierno una ganancia de $6,25^\circ\text{C/hora}$). El colector tiene un tanque de 50 litros y un absorbedor de 50 metros de manguera de $\frac{3}{4}$ " K4 envuelta con una capa de "film" de polietileno con burbujas de aire de 3 cm. A este colector se lo ensayó en un día completo (de invierno) para poder establecer una eficiencia media de conversión. El colector fue direccionado al norte con un

ángulo de elevación de 20° (simulando la inclinación de un techo a dos aguas), y se estudió su comportamiento térmico e hidráulico. Se ensayó desde la mañana; en plena operación se midieron los caudales instantáneos de recirculación establecidos por la bomba para distintos valores de irradiancia (medidos en el plano del colector). Además se midieron la caída de voltaje en la bomba y la corriente de circulación. La Tabla 6 muestra lo obtenido.

I (W/m ²)	Q (L/min)	Caída en la bomba (Voltios)	I (Amperes)	Pot= V x I (Watts)
160	0,03	5	0,03	0,15
280	0,11	5,5	0,04	0,22
480	0,25	6	0,06	0,36
540	0,3	6,2	0,07	0,43
570	0,43	6,5	0,08	0,52
650	0,66	6,6	0,13	0,8
740	0,86	6,7	0,17	1,2
800	1,18	7,8	0,18	1,40
920	1,8	8,5	0,20	1,78
1000	1,9	8,6	0,22	1,806

Tabla 6. Caudales del colector y potencias consumidas por la bomba a distintas irradiancias

Puede observarse que la bomba comienza a recircular a valores de irradiancias superiores a los 100 W/m². Por otro lado, si consideramos, por ejemplo, la operación de la bomba al medio día ($I \sim 920 \text{ W/m}^2$) vemos que en el colector se estableció un caudal de aproximadamente 1,8 Litros/min. Puede decirse que con ese caudal en ese absorbedor el agua

dentro de la manguera se renueva aproximadamente cada 8 minutos, y observando la Figura 4 se puede extrapolar un valor de salto térmico entre entrada y salida de la manguera de aproximadamente 6 °C. La Figura 10 muestra la ubicación de ese punto en curva I vs V del panel.

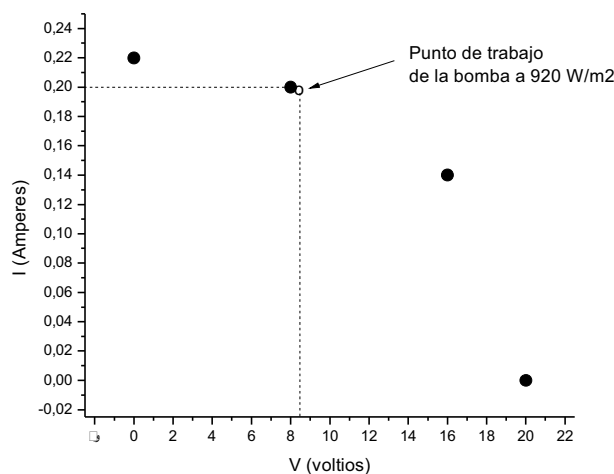


Figura 10. Punto de trabajo del sistema bomba-panel al medio día ($I = 920 \text{ W/m}^2$)

Evolución diaria de temperatura del tanque

La Figura 11 muestra la evolución de temperatura del agua del tanque en un día del mes de julio desde las 10 hs hasta las 17 hs. Muestra que la relación utilizada (1 m/litro)

es suficiente para poder llegar en invierno a una temperatura máxima de 48°C.

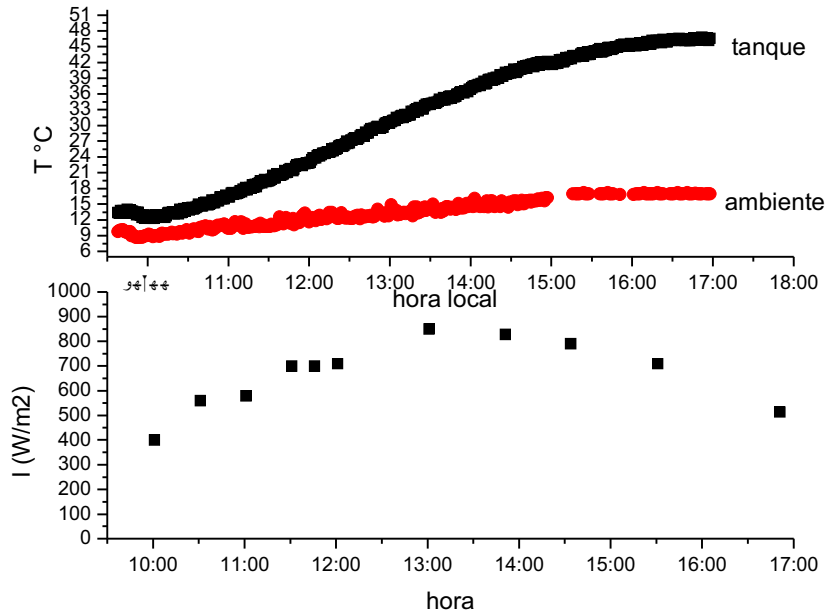
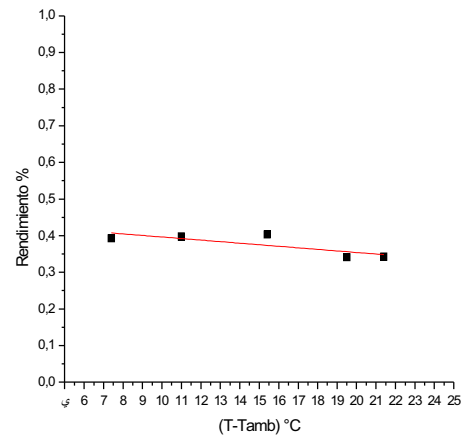
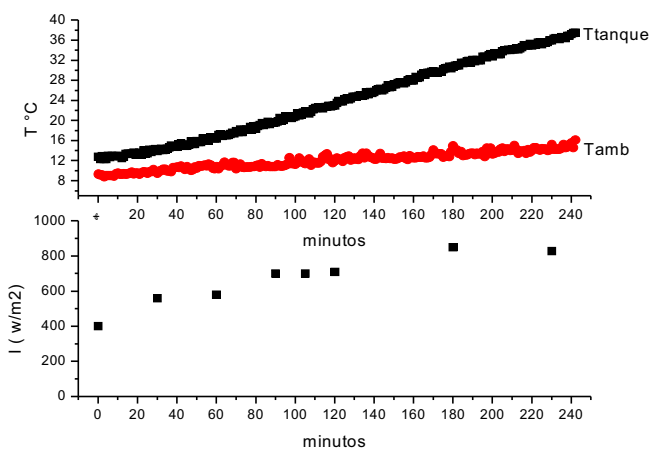


Figura 11. Evolución diaria de temperatura en invierno de un sistema recirculado armado con una relación 1metro/litro, la temperatura máxima llegó de 48°C

Estimación del rendimiento medio del prototipo

Se estimó la potencia media del prototipo (a una temperatura ambiente menor a los 12°C) desde las 10 hs con el agua a 13°C, llegando hasta los 37,5°C a las 14 hs. A continuación en la Figura 12 se muestran el gráfico de evolución de temperatura en el agua del tanque y la gráfica

de eficiencia media obtenida. Como área de colección se ha utilizado el área normal de la manguera, esto es 1,2 m². En esta experiencia se obtuvo un rendimiento promedio del 37%.



Figuras 12. Colector recirculado con bomba y minipanel fotovoltaico. Gráficas de evolución diaria de temperaturas y de eficiencia media en invierno

CONCLUSIONES

Se propone un sistema colector solar de bajo costo por recirculación forzada mediante un sistema bomba más panel fotovoltaico de 3W. El mismo se basa en un diseño sencillo y robusto de flujo recirculante forzado, fácil de replicar por los propios usuarios. Esta configuración ha demostrado servir a esta doble finalidad propuesta (control y alimentación autónoma) siendo sencillo e intuitivo de instalar. Nuestra propuesta además utiliza el tipo de absorbedor más sencillo y económico de elaborar: el espiral de manguera de PEBD, la cual es ampliamente conocida, pero se cuenta aquí con un mecanismo que soluciona su "histórico" problema de alta restricción hidráulica que imposibilita la solución tradicional (termosifónica). En este sentido, esta propuesta es moderna y superadora; moderna porque utiliza dos tecnologías (mini bomba y mini panel PV) que no existían en los albores de la tecnología de colectores solares en los 70s, y superadora porque no recurre a

complejos sistemas (como ser micro controladores, servomecanismos, etc.) que pondría barreras para su implementación hogareña y por autoconstrucción.

Se demuestra experimentalmente que una pequeña bomba (~ 2W) permite recircular eficazmente el refrigerante con el tanque de acumulación, verificando los cálculos teóricos hidráulicos.

Se realizaron pruebas con un prototipo de muy bajo costo, cuya relación de un litro de manguera por cada litro de agua a calentar demostró una eficiencia global promedio del 37%, y que en invierno (13°C ambiente) pudo llegar a una temperatura máxima de 48°C. Se prevé a futuro realizar experiencias utilizando la misma bomba y el mismo minipanel en un sistema de mayor escala, con un absorbedor de manguera mucho más extenso y un tanque de acumulación de mayor capacidad. Sin embargo, este sistema - por su gran sencillez - es fácilmente escalable.

REFERENCIAS

Di Lalla, N. y Juanicó, L. "Avances en la elaboración de un sistema termosolar automatizado de bajo costo que utiliza manguera de riego de PEBD". Avances en Energías Renovables y Medio Ambiente Vol. 16, 2012.

Di Lalla, N. y Juanico, L. "Avances en la elaboración de un calefón solar de muy bajo costo con circulación forzada intermitente". Avances En Energías Renovables y Medio Ambiente. 1; 10-2013; 1-7.

Juanicó, L. and Di Lalla, N. "A New Low-Cost Plastic Solar Collector". Renewable Energy Volume 2013 (2013), Article ID 102947, 10 pages.

Juanicó, L. and Di Lalla, N. "Optimization of the Hose-Based Low-Cost Solar Collector". International Journal of Renewable Energy & Biofuels, Vol. 2014 (2014), Article ID. DOI:10.5171/2014.344621

Juanicó, L. and Di Lalla, N. "The pulsed-flow design: A new low-cost solar collector". Renewable Energy, 2016, vol. 87, issue P1, pages 422-429.

CNEA ^{AL} DÍA

NOTICIAS INSTITUCIONALES

RA-6 para todo el mundo

El reactor de investigación RA-6 – ubicado en el Centro Atómico Bariloche de la CNEA - comenzará a funcionar como un nodo fundamental del proyecto IRL (*Internet Reactor Laboratory*) impulsado por el Organismo Internacional de Energía Atómica. El objetivo de esta iniciativa es facilitar el acceso a experimentos virtuales de forma remota a estudiantes de otras instituciones de la región que no cuentan con una infraestructura de reactores de investigación. El RA-6 fue inaugurado en 1982 con el fin de satisfacer las necesidades de formación de la carrera de Ingeniería Nuclear del Instituto Balseiro y completar el desarrollo argentino de este tipo de reactores nucleares.

En 2016 se están realizando en este reactor experimentos virtuales con universidades invitadas, en los cuales los alumnos tienen la posibilidad de interactuar. Por ejemplo, podrán experimentar diversos procedimientos como arranques y paradas, que podrán efectuar en colaboración entre el operador del reactor y estudiantes.

Algunas de las instituciones que participarán en el proyecto IRL en América Latina son la Escuela Politécnica Nacional de Ecuador, la Universidad Nacional de Colombia, la Universidad Mayor de San Andrés de Bolivia y el Instituto Superior de Tecnologías y Ciencias Aplicadas de Cuba, además de la Universidad del País Vasco y la Universidad Politécnica de Madrid, ambas de España.

Premian a la CNEA en Washington

En el marco de la Cumbre de la Industria Nuclear 2016, la CNEA recibió el Premio a la Innovación Industrial. Se trata de una distinción otorgada por el *Nuclear Energy Institute* a través de la cual se reconoce a la Argentina por el trabajo realizado en el desarrollo de la tecnología para el uso de uranio de bajo enriquecimiento para la producción de Mo-99 y la difusión de esta tecnología al resto del mundo a través de las exportaciones concretadas a través de la empresa asociada a CNEA, INVAPS.E., a Australia y Egipto.

La Cumbre de la Industria Nuclear 2016 es un evento del que participan instituciones y empresas privadas de todo el mundo relacionadas con el sector de materiales nucleares y seguridad tecnológica. Se desarrolló en el marco de la cuarta edición de la Cumbre sobre Seguridad Nuclear - desde el 30 de marzo al 1° de abril - en Washington, en la que participó el Presidente de la Nación además de mandatarios y cancilleres de más de 50 países, con el objetivo de desarrollar una arquitectura global de seguridad nuclear para adoptar medidas que prevengan el uso de materiales nucleares y radiactivos con fines terroristas.

La utilización pacífica de la energía nuclear y sus tecnologías vinculadas es un compromiso asumido por nuestro país desde 1950, año de creación de la CNEA. A lo largo de la historia, este compromiso se ha visto reforzado por una activa política exterior a favor de prácticas que aseguren los usos exclusivamente pacíficos de esta energía y la no proliferación nuclear, en consonancia con los compromisos internacionales asumidos.

El reactor nuclear multipropósito RA-3 fue íntegramente diseñado y construido por la CNEA en la década de los 60. Su operación comenzó en 1968 con un núcleo de uranio altamente enriquecido. El reactor fue sometido a modificaciones en diversas oportunidades, la más importante fue la reconversión de su núcleo a uno de bajo enriquecimiento en 1989. En 2002, la CNEA continuó profundizando sus compromisos tendientes a la no proliferación nuclear, adoptando nuevas tecnologías para convertir la producción de radioisótopos por fisión a partir de blancos de uranio de bajo enriquecimiento en el núcleo del reactor. De esta forma, la Argentina se convirtió en el primer país del mundo en producir radioisótopos con esta técnica.

Por otra parte, el reactor nuclear de investigación RA-6 del Centro Atómico Bariloche comenzó a operar en 1982, utilizando uranio altamente enriquecido. En 2004 se inició el proceso de reconversión del núcleo que culminó en 2009 al ponerse en funcionamiento con combustibles de siliciuro de uranio de bajo enriquecimiento.

La tecnología desarrollada para los combustibles de reactores nucleares argentinos y para la producción de radioisótopos ha estado presente en las principales exportaciones tecnológicas del país que ha exportado reactores y plantas de producción de radioisótopos a Perú, Irán, Australia, Egipto y Argelia. La utilización de uranio de bajo enriquecimiento asegura los fines pacíficos de las aplicaciones de la energía nuclear.

La CONEAU acredita carreras del Instituto Beninson

La Comisión Nacional de Evaluación y Acreditación Universitaria (CONEAU) acreditó la carrera Ingeniería Nuclear con Orientación en Aplicaciones que dicta en su Instituto de Tecnología Nuclear Dan Beninson. Además, re-acreditó con la máxima categoría "A" las carreras de posgrado de dicho Instituto "Especialización en Radioquímica" y "Aplicaciones Nucleares y Especialización en Reactores Nucleares y su Ciclo de Combustible".

Avances en la obra civil del reactor RA-10

A fines de marzo comenzaron los trabajos de remoción de tierra y trazado de los caminos que conducirán hacia el emplazamiento del nuevo reactor multipropósito RA-10, en el Centro Atómico Ezeiza. El RA-10 será el reactor multipropósito más moderno de su tipo en el mundo. A través de este proyecto, la Argentina busca ampliar las capacidades actuales de producción de radioisótopos. Por su gran versatilidad, este reactor permitirá además encarar proyectos en el campo de los combustibles y realizar ensayos de materiales nucleares.

La etapa de construcción iniciada incluye tanto la obra civil (en esta primera instancia, remoción de tierra, elevación del terreno e impermeabilización de caminos) así como el suministro y el montaje, que se realizarán a través de la CNEA y la empresa INVAP S.E. Otros suministros relevantes que ya están en curso son la provisión de uranio para los elementos combustibles, la de agua pesada que proveerá la empresa ENSI S.E., la instrumentación nucleónica a cargo de la CNEA, y el suministro eléctrico. Otros pasos también importantes han sido la finalización de la etapa de diseño, el otorgamiento de la licencia de construcción por parte de la Autoridad Regulatoria Nuclear y el certificado de la aptitud ambiental.

Actualmente participan en el proyecto 150 profesionales de 12 sectores de la CNEA, con equipos de trabajo consolidados en los Centros Atómicos Ezeiza y Bariloche. Por otro lado, también comenzó el plan de capacitación de los primeros operadores del reactor. Con respecto a los plazos, la obra civil junto con el suministro y el montaje del RA-10 se prevé que finalicen en 2019. Ese mismo año se realizarán las pruebas operacionales que se extenderán hasta el 2020, luego de lo cual la Autoridad Regulatoria Nuclear emitirá la licencia de operación.

Desarrollo del yacimiento de uranio de Cerro Solo

Llegar a transformar un depósito mineral en un yacimiento y luego ponerlo en producción no es una tarea menor. Requiere información precisa y una planificación adecuada.

Con tal propósito la CNEA comenzó a realizar los estudios de prefactibilidad en el yacimiento Cerro Sólo, ubicado en cercanías de localidad de Paso de Indios, provincia del Chubut, a fin de determinar si el depósito de uranio encontrado durante el proceso de exploración se trata de un yacimiento apto para la extracción del mineral. Estos estudios comprenden distintas actividades: relevamiento geológico estructural de superficie, relevamiento topográfico de detalle, y ordenamiento de información geológica y de recursos para realizar el modelo tridimensional del depósito.

En la actualidad se están realizando perforaciones con diamantina que servirán para evaluar el comportamiento geomecánico del macizo ante las distintas obras proyectadas para las siguientes etapas. Todas estas tareas se llevan a cabo respetando la Política Ambiental de la CNEA y la legislación provincial aplicable.

Entra en servicio el CEMENER

El Centro de Medicina Nuclear de Entre Ríos (CEMENER) ubicado en la localidad de Oro Verde, a 10 kilómetros de la ciudad de Paraná, comenzó a funcionar formalmente el lunes 27 de junio. Su construcción y puesta en marcha se enmarca en el Plan Federal de Medicina Nuclear y requirió una inversión de 92 millones de pesos para la obra civil y 13 millones de dólares para el equipamiento. El proyecto fue encarado en forma conjunta por los gobiernos nacional y provincial; aportando la CNEA la aparatología.

Con la incorporación del CEMENER son 5 los centros de medicina nuclear operativos del sistema de salud pública con los que se apunta a facilitar el acceso de la comunidad a los servicios de diagnóstico, terapia, asistencia, investigación y docencia mediante el uso de tecnologías nucleares de alta complejidad aplicadas a la salud.



1980 - 2016

Mutual Cnea

*Cumplió ya 36 Años
acompañando a la
Actividad Nuclear*

La Mutual CNEA es
el exitoso fruto de la
inquietud de un grupo de
empleados de la CNEA que, con
espíritu solidario, concibió la
creación de un fondo compensador
que mejorase la situación de
jubilados y pensionados
de la actividad nuclear

14 DELEGACIONES EN TODO EL PAÍS MÁS DE 2000 ASOCIADOS

**656 COMPLEMENTOS JUBILATORIOS Y
504 COMPLEMENTOS PENSIONARIOS
OTORGADOS VIGENTES**

BENEFICIOS PARA LOS ASOCIADOS

Complementos jubilatorio o pensionarios
Créditos hipotecarios, personales y otros
Subsidios por casamiento, nacimiento/adopción o fallecimiento
Descuentos en comercios y hoteles adheridos

**CONSULTE CONDICIONES DE
INGRESO O REINGRESO EN
SU DELEGACIÓN**

**MUTUAL DEL PERSONAL DE
LA COMISIÓN NACIONAL DE
ENERGÍA ATÓMICA**

**FONDO COMPENSADOR DE
LA ACTIVIDAD NUCLEAR**

Administración Central:
Tel/Fax: 011-4701-0355 / 5059
11 de septiembre N°4366/68
(C1429BJF) C. A. de Buenos Aires
Info@mutualcnea.com.ar

**EMPRESAS Y FUNDACIONES DEL SECTOR NUCLEAR ARGENTINO
ASOCIADAS O VINCULADAS CON LA CNEA B1802AYA) Ezeiza**

COMBUSTIBLES NUCLEARES ARGENTINOS S.A. (CONUAR)

CONUAR fue creada por Decreto N° 1719/81. Es una sociedad anónima cuyo capital accionario corresponde el 33,33% a la CNEA y el 66,67% restante a la empresa privada SUDACIA S.A., estando su planta de producción situada en el Centro Atómico Ezeiza, provincia de Buenos Aires. Tiene como objetivo producir, a partir de la utilización de tecnología suministrada por la CNEA, elementos combustibles para el abastecimiento de las centrales nucleoelectricas y de los reactores de investigación argentinos. Su dirección es Prebistero Juan González y Aragón N° 15 - Centro Atómico Ezeiza - (B1802AYA) Ezeiza - Pcia. de Buenos Aires - Teléfono: (54-11) 6326-1300 - Fax: (54-11) 6326-1490

DIOXITEK S. A.

DIOXITEK fue creada en 1996 por Decreto N° 1286/96. Es una sociedad anónima cuyo capital accionario corresponde en un 99% a la CNEA y el 1% restante a la provincia de Mendoza. Su objetivo inicial fue garantizar el suministro del dióxido de uranio que se utiliza en la fabricación de los elementos combustibles para las centrales nucleares de potencia. En 2002 incorporó a su actividad la producción y comercialización de fuentes selladas de cobalto 60 para uso medicinal e industrial. Su planta de producción de dióxido de uranio se encuentra en la ciudad de Córdoba y la planta industrial de elaboración de fuentes selladas de cobalto 60 en el Centro Atómico de Ezeiza, provincia de Buenos Aires. Su dirección es Avenida del Libertador 8.250 (B1429BNP) Ciudad Autónoma de Buenos Aires - Teléfono: (54-11) 4704-1035/1236 - Fax: (54-11) 4704-1043 - www.dioxitek.com.ar

EMPRESA NEUQUINA DE SERVICIOS DE INGENIERÍA S. E. (ENSI)

ENSI fue constituida el 21 de diciembre de 1989 entre el Gobierno del Neuquén y la CNEA. Es una sociedad del estado neuquino cuyo capital accionario corresponde en un 51% a dicho estado y un 49% a la CNEA y su sede se encuentra en la localidad de Arroyito de la citada provincia. Su objetivo principal es operar plantas químicas a escala piloto e industrial y elaborar y comercializar productos químicos. Por contrato con la CNEA se hizo cargo de la operación de la Planta Industrial de Agua Pesada (PIAP) situada en la citada localidad de Arroyito. ENSI, además, presta servicios de ingeniería a empresas dedicadas a la producción de petróleo, gas y energía eléctrica que operan en la región. Su dirección es Ruta Nacional 237 km. 1278 Arroyito, Neuquén - Casilla de Correo 636 (8300) Neuquén Arroyito - Pcia. del Neuquén - Teléfono: (54-299) 440706/440411/440572 - Fax: (54-299) 440534 - E-mail: piap@ensi.com.ar - www.ensi.com.ar

FABRICA DE ALEACIONES ESPECIALES S.A. (FAE)

FAE fue creada por Decreto N° 1088/86. Es una sociedad anónima cuyo capital accionario corresponde un 32% a la CNEA y el 68% restante a la empresa CONUAR S.A., estando su planta de producción situada en el Centro Atómico Ezeiza, provincia de Buenos Aires. Tiene por objetivo la producción, a partir de la utilización de tecnología suministrada por la CNEA, de vainas y semiterminados de zircaloy 4 para la fabricación de elementos combustibles para reactores de potencia y la producción de tubos de acero inoxidable y aceros especiales de alta calidad. Su dirección es Prebistero Juan González y Aragón N° 15 - Centro Atómico Ezeiza - (B1802AYA) Ezeiza - Pcia. de Buenos Aires - Teléfono: (54-11) 6326-1493 - Fax: (54-11) 6326-1496 - www.fae.com.ar

INVAP S. E.

INVAP fue creada por Decreto del Gobierno de Río Negro N° 661/76. Es una empresa de tecnología cuyo capital accionario corresponde en un 100% al estado rionegrino, estando vinculada a la CNEA mediante un acuerdo con la referida provincia. Su sede se encuentra en San Carlos de Bariloche. Su objetivo estatutario original es servir al desarrollo nuclear argentino, aunque más tarde ha extendido sus actividades a otros campos tecnológicos como el aerospacial. Se dedica principalmente al desarrollo y construcción de reactores de investigación e instalaciones nucleares de todo tipo, así como también de sistemas de aplicación médica y científica y al desarrollo y fabricación de satélites y radares. Su dirección es Avda. Cmte. Luis Piedrabuena 4950 - (R8403CPV) San Carlos de Bariloche - Pcia. de Río Negro - Teléfono: (54-2944) 4409 300 - Fax: (54-2944) 4409 336 - www.invap.com.ar

NUCLEOELÉCTRICA ARGENTINA S.A (NA-SA)

La NA-SA fue creada por Decreto N° 1.540/94. Es una sociedad Anónima cuyo capital accionario corresponde el 79% a la Secretaría de Energía de la Nación, el 20% a la CNEA y el 1% al Ente Binacional de Emprendimientos Energéticos S.A. Tiene a su cargo la operación y comercialización de la energía eléctrica generada por las Centrales Nucleares Atucha I- Unidades I y II y Embalse, así como por las futuras unidades de generación nucleoelectrica. Su dirección es Arribeños 3619 - (C1429BKQ) Ciudad Autónoma de Buenos Aires - Teléfono: (54-11) 4701-7070 - Fax: +54 11 4701 8621- E-mail: ri@na-sa.com.ar - www.na-sa.com.ar

POLO TECNOLÓGICO CONSTITUYENTES S.A. (PTC)

El PTC fue creado por Decreto N° 894/98 y está constituido por la asociación de instituciones de desarrollo tecnológico con capacidades distintas y complementarias. La CNEA es poseedora del 20% del capital accionario. El PTC tiene por objeto prestar servicios en las áreas de la investigación y el desarrollo tecnológico cuando ellos requieran complementar las capacidades de sus integrantes. Su dirección es Parque Tecnológico Miguelete - Edificio 1 - Avda. General Paz (entre Constituyentes y Albarellos) (1650) San Martín - Pcia. de Buenos Aires - Teléfono/fax: (54-11) 754-4070 - www.cnea.edu.ar/polo

FUNDACIÓN CENTRO DE DIAGNÓSTICO NUCLEAR (FCDN)

La FCDN constituye un emprendimiento conjunto de la CNEA y la FUESMEN con el objeto de dotar al conglomerado bonaerense de un centro de última generación de diagnóstico por técnica de emisión de positrones (PET). Fue creada el 14 de diciembre de 2004 y su Centro de Diagnóstico Nuclear fue inaugurado el 23 de mayo de 2007. Su dirección es Avenida Nazca 3449 (1429) Buenos Aires - Teléfono / fax: (54 - 11) 4566-7597 - E-mail: info@fcdn.org.ar - www.fcdn.org.ar

FUNDACIÓN ESCUELA DE MEDICINA NUCLEAR (FUESMEN)

La FUESMEN fue creada por convenio suscrito el 21 de diciembre de 1990 entre la CNEA, el Gobierno de Mendoza y la Universidad Nacional de Cuyo, con el objetivo de desarrollar actividades científicas, docentes y asistenciales en un marco de excelencia técnica y humana en el campo de la medicina nuclear y el radiodiagnóstico. Su dirección es: Garibaldi 405 (M5500CJ) Mendoza - Pcia. de Mendoza - Teléfono: (54-261) 4201615 - Fax: (54-261) 4203288 - E-mail: info@fuesmen.edu.ar www.fuesmen.edu.ar



Comisión Nacional
de Energía Atómica

ISSN 1666-1036