

***“DISEÑO CONCEPTUAL DE UNA LOOP DE IRRADIACIÓN
PARA MINI PLACAS DE UMo”***

***CARRERA: ESPECIALIZACIÓN EN REACTORES NUCLEARES
Y SU CICLO DE COMBUSTIBLE***

Alumno:
Director:

**Lic. Alfredo G. Gonzalez
Ing. Laura S. Lemos**

Noviembre de 2016



UNSAM
UNIVERSIDAD
NACIONAL DE
SAN MARTÍN



Instituto de Tecnología Nuclear

AGRADECIMIENTOS

A los integrantes de la División Diseño y Análisis, Departamento Estudios de Reactores y Centrales, de la Gerencia de Área Energía Nuclear (CNEA), en especial a Luis Romero y a Claudia Barberis.

A Manuel Szejnberg de la División Instrumentación y Dosimetría, Subgerencia de Instrumentación y Control, Gerencia de Área Energía Nuclear (CNEA).

A l personal del RA-1: Roberto Pereira y Jorge Castillo

A mis compañeros de trabajo: Laura Lemos, Jorge Herrero y Carlos Muñoz.

A mi esposa, mis hijos y nieta por su paciencia y apoyo incondicional.



UNSAM
UNIVERSIDAD
NACIONAL DE
SAN MARTÍN

Índice

Resumen	4
Capítulo 1	6
1.1. Introducción.....	6
1.2. Antecedentes.....	7
1.3. Objetivo.....	9
Capítulo 2	11
2.1. Reactores Nucleares de Investigación.....	11
2.1.1 Introducción.....	11
2.1.2 Facilidades de irradiación en los reactores RA1 y RA3.....	14
2.1. 2.1 El Rector Argentino RA-1.....	14
2.1.2.2. El Reactor Argentino RA-3.....	17
2.2. Aleaciones de Zr utilizadas en el área nuclear	20
2.3 Consideraciones teóricas del proceso de laminación.....	22
2.4 Laboratorio LCAMAD.....	30
2.5 Quemado de un combustible nuclear.....	31
Capítulo 3	34
3.1 Fabricación de miniplaca combustible.....	34
3.2 Diseño conceptual de una Loop.....	37
3.2.1 Diseño de una loop adaptado al RA1.....	37
3.2.2 Diseño de una loop adaptado al RA-3	39
3.3 Cálculos de los tiempos de irradiación.....	43
3.3.1 En el RA1.....	43
3.3.2 En el RA3.....	46
Conclusiones	48
Trabajos futuros	50
Bibliografía	51

Resumen

Las primeras generaciones de reactores de investigación, hacia comienzos de la década del 50, utilizaron como material combustible aleaciones de base uranio con aluminio las cuales se hallaban dispersas en una matriz de aluminio puro. Esto se obtenía mediante la aplicación de técnicas clásicas de la pulvimetalurgia. Como ejemplos de éstos aluminuros podemos citar el UAl_3 y el UAl_4 . Más tarde, a partir de la década del 60, comenzaron a utilizarse como material combustible, óxidos de uranio, por ejemplo el U_3O_8 . Éstos eran utilizados con enriquecimientos del orden del 70 al 90% de ^{235}U .

Desde 1978 EEUU ha impulsado el programa “Reducción del Enriquecimiento para los Reactores de Investigación y Experimentación” (acrónimo en inglés RERTR), cuyo objetivo fue y es la conversión de estos tipos de reactores, que utilizan combustibles de alto enriquecimiento (90% en el isótopo ^{235}U) a bajo enriquecimiento (por debajo del 20% del ^{235}U). Este programa fue reforzado a partir del año 2003 por otro programa denominado “Reducción de la Amenaza Global” (siglas en inglés GTRI). El motivo de impulsar estos programas fue y es disminuir el uso del uranio enriquecido en el mercado nuclear para evitar que éste pueda ser robado y utilizado por organizaciones terroristas.

Para poder cumplir con la reducción del enriquecimiento (del 90% llevarlo a un valor por debajo del 20%) se deben investigar y desarrollar compuestos y/o aleaciones de uranio que tengan densidad elevada para suplir esa disminución del isótopo ^{235}U . Dentro de este programa se invitó a participar a aquellos países con capacidad para la investigación, desarrollo y producción de nuevas aleaciones de uranio con bajo enriquecimiento. Uno de los países participantes en la actualidad, considerado dentro de los de mayor capacidad científica, es la Argentina, tanto para el desarrollo como para la provisión de reactores experimentales, que consumen este tipo de combustibles.



Dan Beninson

Instituto de Tecnología Nuclear

En el presente trabajo se presentan dos diseños conceptuales de loops, uno para el reactor RA1 y otro para el reactor RA3, con la finalidad de poder irradiar miniplacas de compuestos de uranio, con el objetivo de llegar a un quemado del orden del 40% en un tiempo razonable. Se considera irradiar miniplacas formadas por una aleación de uranio molibdeno (U-Mo) recubiertas por la aleación de Zircaloy 4 (Zry-4).



UNSAM
UNIVERSIDAD
NACIONAL DE
SAN MARTÍN

CAPITULO 1

1.1 Introducción

La CNEA ha adherido oportunamente a los programas RERTR y GTRI, llevando a cabo tareas de investigación y desarrollo sobre combustibles de alta y muy alta densidad y bajo enriquecimiento, además de haber reducido el enriquecimiento en sus reactores RA3 y RA6. El primero de éstos utiliza como combustible nuclear óxido de uranio (U_3O_8), mientras que el segundo utiliza siliciuro de uranio (U_3Si_2), ambos con un enriquecimiento por debajo del 20% en el isótopo ^{235}U .

El hecho de reducir el enriquecimiento de ^{235}U en la conversión a LEU (Low Enrichment of Uranium), la densidad total de átomos de uranio en el combustible, debe ser incrementada razonablemente. En este sentido, en la década del 80, uno de los nuevos materiales combustibles desarrollados fue la aleación de uranio y silicio, del tipo U_3Si_2 con un enriquecimiento del orden del 20% del isótopo ^{235}U .

En el caso de los reactores convertidos utilizando U_3Si_2 , los combustibles calificados alcanzan una densidad de 4,8 g U/cm^3 . Para el caso de reactores con alto flujo neutrónico se requieren combustibles con mayor densidad de uranio. Lo estudiado hasta este tiempo es que las aleaciones de uranio metálico son los materiales con mayor posibilidad a ser usados como combustible LEU de alta densidad para reactores de investigación de alta potencia.

Por otro lado, se ha demostrado que la fase de uranio metálico gamma (γ), de estructura cristalina bcc, es más resistente al defecto de hinchamiento o ampollamiento (swelling) que la fase de uranio alfa (α), de estructura cristalina ortorrómbica, cuando es sometida a efectos de irradiación de bajo quemado a altas temperaturas.

Una característica de la fase (γ) del uranio metálico, es que a temperatura ambiente no es estable y por ello es que uno de los elementos químicos que modifican este estado, reteniendo la fase a temperatura ambiente, es el Mo.

Es por ello que en diferentes grupos/Instituciones de investigación y desarrollo, tanto internacionales y nacionales como la CNEA, se vienen analizando posibles aleaciones de UMo en porcentajes comprendidos entre el 6-10% (p/p) de Mo, ya que parece ser hoy en día el candidato a ser utilizado como combustible, sobre todo para reactores de investigación y producción de radioisótopos de alto flujo.

1.2 Antecedentes

Se han puesto en marcha esfuerzos nacionales e internacionales para desarrollar, calificar y autorizar la utilización de combustibles de bajo enriquecimiento para reactores de investigación, experimentación y producción de radioisótopos. Estos trabajos de desarrollo, basados en el uso de aleaciones de U-Mo de fase γ , busca proporcionar los combustibles necesarios para extender el uso de uranio de bajo enriquecimiento (LEU) a los reactores que requieren mayores densidades que los actuales que utilizan dispersiones de siliciuro de uranio y dispersiones de óxidos de uranio. Además se sabe que las aleaciones de uranio-molibdeno, para ser reprocesados, presentan mayor facilidad que las dispersiones de siliciuro de uranio.

Así mismo en consonancia con la preocupación cada vez más crítica de no proliferación, inducida por el uso de uranio altamente enriquecido (High Enrichment of Uranium, HUE) en los reactores mencionados, es que se requiere la conversión de éstos, de HUE a LEU. Uno de los requisitos que deben cumplir esos combustibles es que deben ser calificados. Esto ha dado lugar a una serie de programas nacionales e internacionales de desarrollo y calificación de combustibles de alta densidad, destinados a permitir que estos reactores puedan seguir cumpliendo con sus propósitos, utilizando uranio de bajo enriquecimiento. También se puso énfasis en la elaboración de miniplacas para producción de radioisótopos de bajo enriquecimiento.

En la década de los años 80 se desarrollaron combustibles dispersos utilizando UAlx, U₃O₈ y UO₂ en una matriz de Al de densidades 2,3; 3,2 y 2,5 gU/cm³ respectivamente. Además se calificó un combustible que utiliza una dispersión de siliciuro de uranio

(U₃Si₂) en una matriz de Al que logra tener una densidad de 4,8 gU/cm³. En 1996 surge la necesidad de tener un combustible de mayor densidad y que sea más fácil de reprocesar que el siliciuro, permitiendo además el funcionamiento normal de los reactores de Investigación y producción de radioisótopos, utilizando LEU.

Esta situación llevó a la comunidad internacional a promover el desarrollo y calificación de un combustible basado en la utilización de posibles materiales combustibles, por ejemplo: una aleación de UMo en fase γ , dispersa en una matriz de Al, que alcanzara una densidad entre 8 y 9 gU/cm³ y esta misma aleación de UMO pero de tipo monolítica con capacidad de proporcionar densidades de 16-17 gU/cm³.

Hacia finales del año 2003 y principios del 2004 se realizaron experimentos de irradiación en Francia y EEUU con aleación de UMo disperso. Los cuales han tenido problemas de hinchamiento y ruptura. Esto se debió a la formación de una capa de interacción, formada entre el UMo y la matriz de Al, en la cual se constituía un producto aparentemente amorfo e inestable en condiciones de elevada tasa de fisión, temperaturas y condiciones de quemado, con alta capacidad para alojar gases de fisión.

A diferencias de lo que sucede en la zona de la interfase, la aleación UMo tuvo así mismo un comportamiento estable. Desde entonces los principales esfuerzos internacionales se abocaron a tratar de resolver el problema del hinchamiento por la interacción mencionada, buscando disminuir esa capa de interacción. Para ello se vienen estudiando distintas alternativas, como ser el recubrimiento de las partículas de UMo, además se probó el agregado de Si a la matriz de Al con el fin de disminuir la velocidad de formación de esa capa de interacción. Otra alternativa es el desarrollo monolítico que no utiliza la matriz de Al. En lo referente a la investigación y desarrollo, en enero de 2006, la CNEA ha generado un proyecto especial, denominado

“Combustibles de Muy Alta Densidad” (CMAD), que tiene a su cargo la investigación y desarrollo de combustibles de alta y muy alta densidad y otras tareas relacionadas, del cual soy el responsable. Desde entonces hemos estado estudiando y caracterizando, en particular, aleaciones U-Mo7 (p/p) y U-Mo10 (p/p), dispersos y monolítico. El proyecto CMAD involucra, la caracterización de la aleación y el diseño de un método de fabricación adecuado, a escala piloto de miniplacas y placas, como primera etapa, para luego realizar irradiaciones de las mismas y poder entonces calificar, tanto la metodología de fabricación como así también su comportamiento bajo irradiación.

La CNEA ha participado de congresos internacionales, como son los RERTR y RRFM, en donde se han presentado trabajos que se fueron realizando, en los últimos años, relacionados a esta temática. Al final del presente trabajo, se presentan las referencias de algunos de ellos.

1.3 Objetivo

El presente trabajo aborda dos objetivos complementarios entre sí: uno de ellos es el diseño conceptual de una loop (circuito cerrado en el cual el material a irradiar no está en contacto directo con el agua del reactor) para la irradiación de mini placas combustibles fabricadas con aleación monolítica de UMo. Las mini placas son similares es su constitución, a las placas utilizadas en los elementos combustibles pero de dimensiones menores, totalmente soldadas y herméticas, que contienen la aleación combustible.

Si bien éstas podrían irradiarse directamente en cualquier reactor, sin estar confinadas, la utilización de una loop permite la protección del agua del reactor ante cualquier evento o falla del material utilizado. De este modo, se impediría la liberación de productos de fisión que contaminarían el agua del reactor; además de representar en forma práctica, las condiciones reales de interacción y aumento de temperatura que sufrirían las mini placas por efecto de la irradiación.

El segundo objetivo del Trabajo, es la realización de los cálculos del tiempo de irradiación necesario tanto en el RA1 como así también en el RA3, para llegar al menos a un quemado del 40% y, en función del flujo neutrónico disponible en las facilidades de irradiación con que cuenta cada reactor.

Se presenta el diseño de 2 loops, uno para cada reactor, esto se debe a las diferencias geométricas de los lugares elegidos para tal fin. Estas loops han sido planteadas en principio, para irradiar miniplacas de UMo, etapa fundamental de los ensayos que deben realizarse para calificar, no sólo las propiedades mecánicas, físicas y químicas de la aleación sino también los procesos de fabricación de éstas.

Cabe señalar, que la exposición bajo irradiación es el ensayo último y más importante del proceso de calificación de una mini placa o placa combustible o elemento combustible tipo MTR (Material Test Reactor) y su tecnología de fabricación asociada. Los resultados y conclusiones de este trabajo se esperan sean favorables y útiles para los grupos de investigación y desarrollo en esta área, pertenecientes a la Gerencia Ciclo del Combustible Nuclear.

Una vez obtenidos los resultados de los estudios de post irradiación en mini placas, el último paso del proceso de calificación consiste en fabricar un elemento combustible completo, irradiarlo y realizar los ensayos de pos irradiación los cuales brindarán información sobre el comportamiento de éste permitiendo evaluar si se alcanzó o no su calificación final.

CAPÍTULO 2

A continuación se desarrollan a modo de introducción tres temas que contribuyen en gran parte a los fundamentos de este Trabajo Final. Se describen aquí los conceptos principales de las aplicaciones de los reactores de investigación, los conceptos teórico-prácticos de la teoría del conformado plástico de materiales, en su caso particular la laminación y las propiedades mecánicas y físico-químicas de la aleación de zirconio.

2.1 Reactores Nucleares de Investigación

2.1.1 Introducción

Los reactores nucleares son dispositivos tecnológicos diseñados para iniciar, mantener y controlar las reacciones de fisión en cadena, con los medios adecuados. En la reacciones de fisión se liberan partículas y se produce energía en forma de calor y productos de fisión. En los reactores de investigación nucleares en: a) Reactores de Potencia y b) en Reactores de Investigación. El propósito esencial o principal de los reactores de potencia es la transformación de la energía calórica, generada en la fisión, en energía eléctrica contribuyendo al cuidado del medio ambiente ya que no produce gases de efecto invernadero.

En los reactores de investigación el propósito principal es la producción de neutrones con el fin de:

- *Producir radioisótopos de uso medicinal, industrial y agropecuario.*
- *Estudiar los efectos causados en los materiales debido a su interacción con la radiación.*
- *Estudiar fenómenos físicos a nivel del átomo y su núcleo.*
- *Contribuir al estudio y desarrollo de nuevos criterios de seguridad nuclear y de radioprotección.*
- *Capacitar a operadores de reactores de investigación y de potencia en su operación y controles de seguridad.*
- *Analizar materiales por técnicas de activación neutrónica.*
- *Docencia en el área de la Ingeniería Nuclear y la Física.*
- *Poder simular condiciones neutrónicas de reactores de potencia a diseñar o ya diseñado.*

A lo largo de su existencia la CNEA incorporó siete reactores nucleares de Investigación, Experimentación, uno de los cuales tiene además como función la producción de radioisótopos.

Estos reactores son: el RA-1, RA-2, RA-3, RA-4, RA-6 y RA-8. El RA-2 ha sido desmantelado en la década del '80, el RA-8 está siendo desmantelado y los demás reactores están operativos en la actualidad. El RA-4 es el único reactor que no fue diseñado y construido en Argentina, ya que fue desarrollado por la empresa alemana Siemens AG y donado por la entonces República Federal de Alemania en 1971. Además la CNEA inició la ejecución del proyecto de diseño Argentino, el reactor de investigación multipropósito RA-10, encargándose junto con el INVAP de la construcción y puesta en marcha del mismo. Uno de los objetivos estratégicos de este reactor es aumentar la producción de radioisótopos destinados al diagnóstico y tratamiento de enfermedades.

Con este proyecto, la Argentina busca ampliar las capacidades actuales de producción de radioisótopos (en la actualidad se producen en el reactor RA-3, ubicado en el Centro Atómico Ezeiza), sumando desarrollo tecnológico en el campo del diseño de elementos combustibles y materiales nucleares, mediante instalaciones de irradiación adecuadas que permitan incrementar la experiencia que el país tiene en el área y expandir la oferta de servicios al mercado mundial. Las instalaciones del proyecto también serán utilizadas para la formación de profesionales y técnicos, a fin de alcanzar capacidades de investigación en ciencias básicas y aplicaciones tecnológicas basadas en el uso de técnicas neutrónicas avanzadas que contribuyan a la conformación de un polo regional.

A modo de resumen en la **Tabla 2.1** se enumeran los reactores de investigación, su ubicación y algunas características:

UNIDAD	AÑO 1RA CRITICIDAD	POTENCIA TÉRMICA	UBICACIÓN	PROPÓSITO PRINCIPAL
RA-1	1958	40 KWt	CAC	Investigación y formación de recursos humanos
RA-0	1959	1 Wt	Universidad Nacional de Córdoba	Conjunto Crítico para la formación de recursos humanos y difusión de la actividad nuclear
RA-2	1966	30 Wt	CAC	Conjunto Crítico experimental (desmantelado) para proyecto RA-3
RA-3	1967	10 MWt	CAE	Producción comercial de radioisótopos e investigación
RA-4	1971	1 Wt	Universidad Nacional de Rosario	Conjunto Crítico para la formación de recursos humanos y difusión de la actividad nuclear
RA-6	1982	3 MWt	CAB	Investigación y formación de recursos humanos
RA-8	1997	10 Wt	Complejo Tecnológico Pilcaniyeu	Conjunto Experimental del reactor de potencia CAREM (en proceso de desmantelamiento)
RA-10	2018/2019	30 MWt	CAE	Producción comercial de radioisótopos e investigación

Tabla 2.1

2.1.2 Facilidades de irradiación en los reactores RA1 y RA3

2.1.2.1 El Rector Argentino RA-1

El RA-1 fue construido por la CNEA en 1957, e instalado en el CAC, incluyó la fabricación de los EECC (siglas de elementos combustibles). El diseño se basó en un reactor del tipo Argonaut. Este tipo de reactor fue diseñado y construido en EEUU por Argonne National Laboratory (ANL).

*Es un reactor experimental o conjunto crítico de baja potencia (de 1 a 10 KWt), a continuación se exhibe en la **Foto 1**.*



Foto 1: Reactor RA1

El RA-1 alcanzó su criticidad el 17 de enero de 1958 a la 6:25 AM hora local y fue inaugurado tres días más tarde. Fue el primer reactor nuclear construido en Argentina y el primero construido en Latinoamérica con recursos propios. Actualmente el RA-1 se encuentra operativo con una potencia de 40KWt y utiliza uranio enriquecido a menos del 20%, reflejado con grafito.

Emplea agua liviana desmineralizada como refrigerante y moderador. Los EECC son barras cilíndricas formadas por una mezcla de dióxido de uranio (UO_2) y Carbono envainado en tubos de aluminio, fueron fabricados por las empresas CONUAR S.A. y FAE S.A. con colaboración de Dioxitek S.A.

*En este reactor se produjeron los primeros radioisótopos nacionales para aplicaciones médicas e industriales. El núcleo está constituido por elementos combustibles distribuidos en anillos concéntricos o coronas y alojados en una grilla de aluminio formando una geometría anular. A continuación en las **Figura 1 y 2**, se muestran el diseño y características del núcleo.*

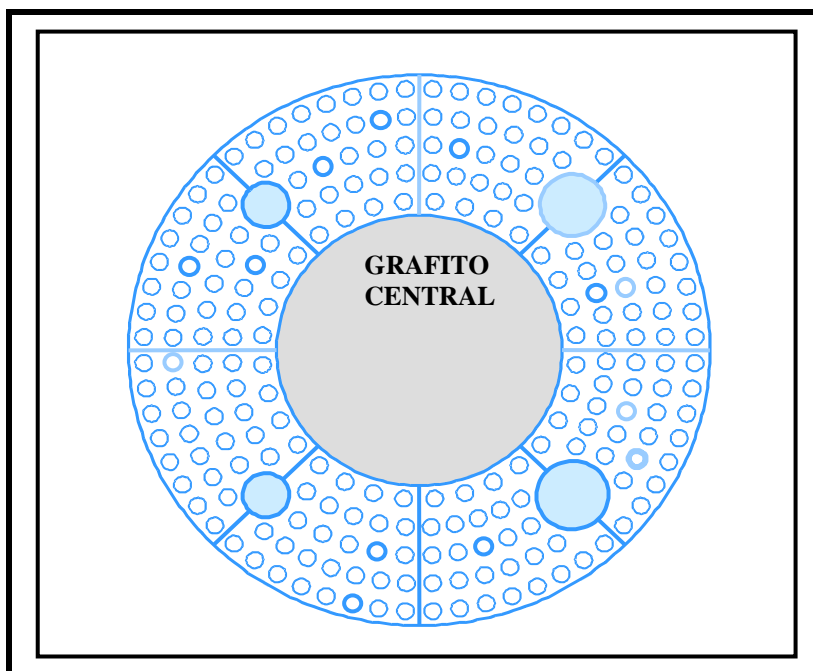


Figura 1: Esquema de la distribución de combustibles en el RA-1.

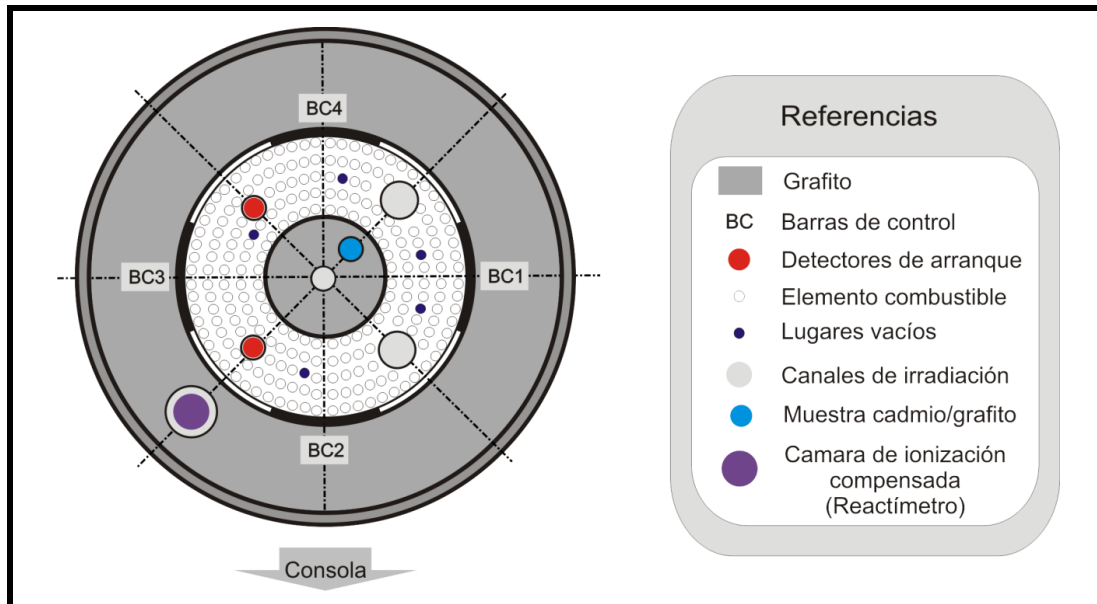


Figura 2: Esquema del núcleo del RA-1

El RA-1 cuenta con las siguientes facilidades de irradiación:

- *Reflector Central*
- *Grafito interior*
- *Núcleo*
- *Columna térmica*
- *Columna rápida*

*Para la realización del diseño de la Loop en este reactor, se optó por elegir la columna rápida, por su flujo neutrónico y su geometría. Esta columna es un canal que prácticamente llega hasta el tanque del reactor. En la **Figura 3** se puede ver un esquema de dicha columna.*

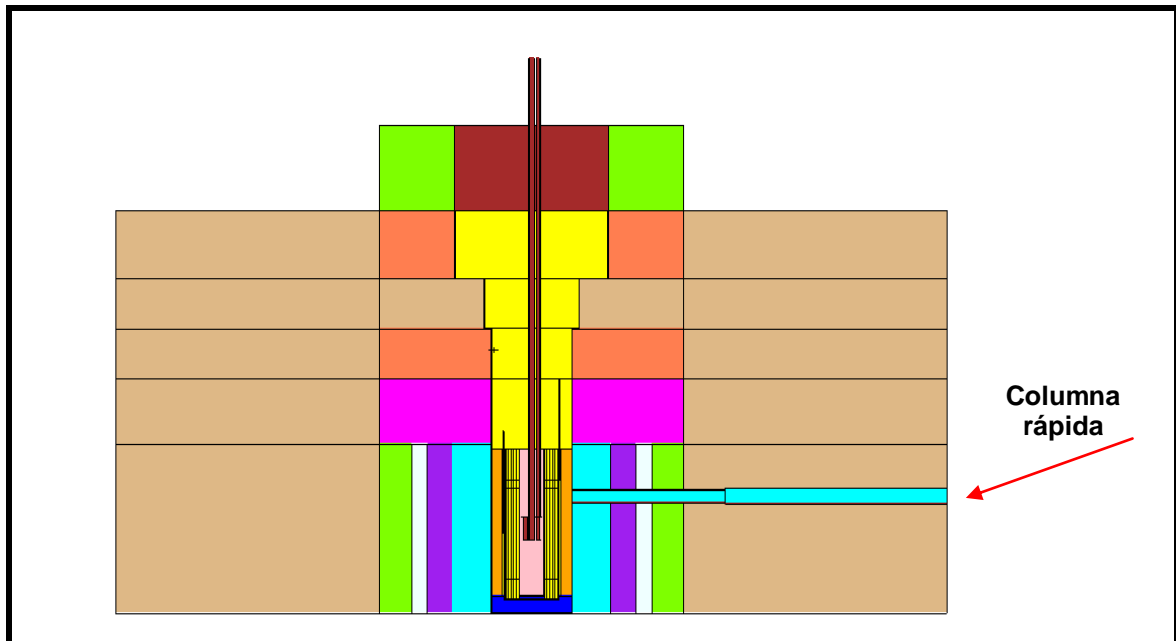


Figura 3: Columna rápida

2.1.2.2. El Reactor Argentino RA-3

El reactor nuclear de investigación y de producción de radioisótopos RA-3, fue desarrollado entre 1961 y 1967. El objetivo primario fue construir un reactor de mayor potencia a sus antecesores para incrementar la producción de radioisótopos de aplicaciones médicas e industriales con el propósito de satisfacer las necesidades del país.

La decisión en ese momento fue diseñarlo y construirlo en el país, con conocimientos propios. Esto permitió la expansión de las industrias base, la formación de recursos humanos altamente calificados, en desarrollo tecnológico, en ingeniería nuclear, investigación científico-tecnológica, etc.

El RA-3 fue inaugurado en el CAE el 20 de Diciembre de 1967 con una potencia de 0,5 MWt, durante el año 1968 se completaron detectores de radiación y blindajes, como así también el segundo circuito de refrigeración y en el año 1969 el reactor comenzó a

operar regularmente con una potencia de 2,5 MWt. En 1970 se inició la producción de radioisótopos y al año siguiente el reactor operaba regularmente a 4 MWt de potencia, realizándose pruebas a 5 MWt y 6 MWt. Hacia el año 1971 se logra cubrir cerca del 30% de la demanda interna de radioisótopos con producción nacional, en 1972 se logra sustituir casi el 60% de la importación y para 1973 se cubre el 80% de la demanda interna. El autoabastecimiento se logra por primera vez en 1975, casi 8 años después de alcanzar por primera vez criticidad y cerca de un año y medio más tarde de haber iniciado su operación la Planta de Producción de Radioisótopos y los nuevos laboratorios construidos en el CAE.

*El RA-3 está operativo en el CAE. Los EECC son de óxido de uranio (U_3O_8) con un enriquecimiento por debajo del 20% en el isótopo ^{235}U (en 1990 bajó su enriquecimiento del 90% a por debajo del 20%). En 2004 su potencia fue incrementada de 5 a 10 MWt. En la **Foto 2** se observa una vista del RA3.*



Foto 2

Su función principal es la producción de radioisótopos, además es empleado para la formación de recursos humanos, para la investigación: análisis por activación, calificación de EECC, estudios de daño por irradiación, pruebas de instrumentación, etc. Las características generales del RA-3 son: reactor de pileta abierta, potencia 10 MWt, flujo neutrónico de 10^{14} neutrones/(cm².seg), posee 21 EECC tipo placas (MTR) normales, conteniendo U₃O₈, 4 EECC de control, 4 barras absorbentes de plata-indio-cadmio (80%-15%-5%) envainadas en acero inoxidable, 23 elementos reflectores de grafito, moderado por agua liviana desmineralizada.

Posee tres bombas de circulación que impulsan un caudal de refrigeración de 925 m³/hora, el refrigerante también es agua liviana desmineralizada que ingresa al reactor a 40°C y sale a 45°C. Está reflejado por grafito. Posee las siguientes facilidades de irradiación: 1 trampa central de irradiación con un flujo térmico de neutrones de $2,4 \times 10^{14}$ n/(cm².s) y 4 cajas de irradiación "in core" con un flujo térmico de neutrones comprendido entre 4×10^{13} n/(cm².s) y $1,2 \times 10^{14}$ n/(cm².s), 1 caja de irradiación periférica con un flujo térmico comprendido entre 2×10^{13} n/(cm².s) y 4×10^{13} n/(cm².s), 2 sistemas de irradiación neumáticos y 1 columna térmica de irradiación.

*Para tener el diseño conceptual de la loop y los cálculos correspondientes al tiempo de quemado, se le asigna la posición **I2** con un flujo neutrónico total del orden de los 9×10^{13} n/(cm².s). En la **Figura 4** se observa un esquema del núcleo del reactor (vista superior) en donde puede verse la posición **I2**.*

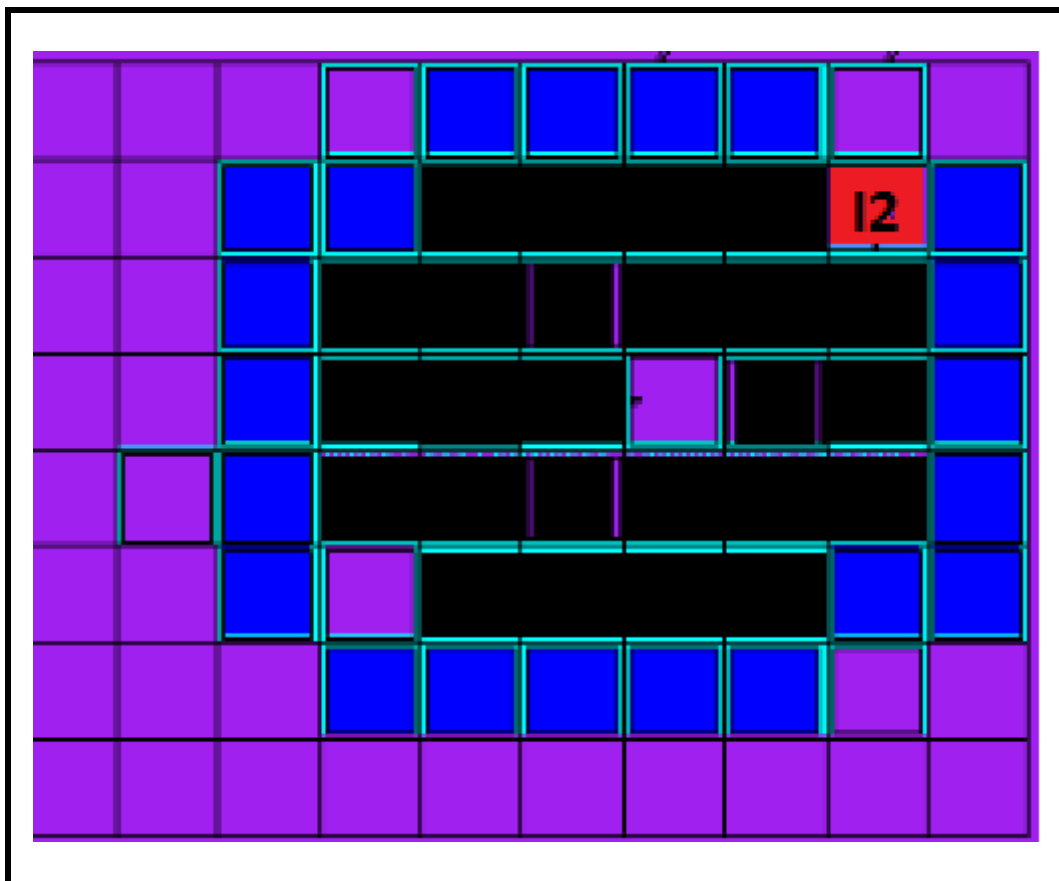


Figura 4: Vista superior del núcleo. Posición de irradiación I2

2.2. Aleaciones de Zirconio utilizadas en el área nuclear

En la fabricación de vainas para EECC de reactores nucleares de potencia, se deben utilizar materiales de baja sección de captura para neutrones térmicos, además de tener adecuadas propiedades mecánicas y buena resistencia a la corrosión.

El zirconio (Zr) es uno de los metales que posee muy baja sección de captura neutrónica para neutrones térmicos ($\sigma = 0,185$ barn), lo cual hace adecuada su utilización para la fabricación de los EECC optimizando además, sus propiedades mecánicas y de corrosión. El Zr debe estar libre de Hafnio (Hf) debido a que éste tiene una alta sección de captura neutrónica para neutrones térmicos ($\sigma = 102$ barn).

A temperatura ambiente y hasta los 862 °C presenta una estructura hexagonal compacta, fase α y por encima de esta temperatura pasa a la fase cúbica de cuerpo centrado beta (fase β). Este punto de transformación de la fase α a la β , puede considerarse como una temperatura de fusión aparente, desde el punto de vista de las propiedades mecánicas. Es conveniente entonces elevar este punto de transformación mediante aleantes adecuados, pero con la limitación de que las temperaturas de trabajo permitan trabajar en caliente a temperaturas razonables. Asimismo es importante que los mismos aleantes sean los que mejoren las propiedades a la corrosión.

Estas aleaciones han tomado el nombre de zircaloy, que es un acrónimo de zirconio y alloy (aleación en inglés). La primera aleación para vainas de EECC se obtuvo agregando 2,5% en peso (2,5% p/p) de estaño (Sn), el cual tiene también una baja sección de captura neutrónica para neutrones térmicos ($\sigma = 0,63$ barn) y además eleva el punto de transformación de la fase α a la β , mejorando a su vez, la resistencia a la corrosión a temperaturas medias, pero no a temperaturas altas. Esta aleación se denominó Zircaloy 1 (Zry-1).

Luego entonces se desarrolló otra aleación que además de contener Sn se le adicionó hierro (Fe), cromo (Cr) y níquel (Ni), cuyas secciones de captura neutrónica para neutrones térmicos son: 2,55; 3,1 y 4,43 barn respectivamente. Esta aleación se denominó Zircaloy 2 (Zry-2). El Fe y el Cr junto con el Zr forman los precipitados denominados de segunda fase. La aleación presenta el inconveniente que tiene una alta absorción de hidrógeno producido por la presencia del Ni. La composición de esta aleación es de 1,5 % (p/p) de Sn, Fe 0,2 % (p/p), Cr 0,07 % (p/p) y Ni 0,05 % (p/p).

Otra aleación que no prosperó fue la denominada Zircaloy 3 formada por 0,25 % (p/p) de Sn y 0,25 % (p/p) de Fe.

Debido entonces a este inconveniente se desarrolló luego la aleación denominada Zircaloy 4 (Zry-4) que contiene 1,5 % (p/p) de Sn, 0,22 % (p/p) de Fe y 0,1 % (p/p) de Cr. Existen otras aleaciones en base Zr resistentes a la corrosión a altas fluencias neutrónicas como ser: M5® (Zr base-1 % Nb-30ppm de S) (AREVA), Zirlo® (Zr base -1 % Nb-1 % Sn- 0,06 % Fe) (Westinghouse), la E-635 (Zr base -1 % Nb -1,2 % Sn-0,4 % Fe) (TVEL).

Argentina ha propuesto la utilización de la aleación Zry-4 para la elaboración de placas combustibles para reactores de Investigación y Producción de Radioisótopos.

2.3. Consideraciones teóricas del proceso de laminación

El laminado o proceso de laminación es un proceso de deformación, en el cual se reduce el espesor de un material mediante fuerzas de compresión ejercidas por rodillos opuestos haciéndolo pasar entre éstos. Esta disminución de espesor se da gracias a que los rodillos tiran el material hacia dentro del espacio de laminación a través de una fuerza de fricción neta sobre el material.

En general cuando se habla de laminado, según los resultados que se estén buscando existen dos tipos:

- a) Laminado en caliente y b) laminado en frío:

a) Laminado en caliente: Este proceso se realiza por encima de la temperatura de recristalización del material. Esta temperatura es la debida a la energía de activación propia del material y que permite que los granos de la microestructura comiencen a transformarse en nuevos granos anulando así las dislocaciones. Al mismo tiempo cualquier dislocación generada durante el proceso de compresión bajo los rodillos, es eliminada durante la laminación mediante los mecanismos de recristalización dinámica. El resultado son granos dúctiles que pueden ser laminados idealmente cualquier número de veces.

El proceso de laminado en caliente se utiliza para conformar piezas o semielaborados a partir de materiales fundidos cuya estructura de colada se constituye de granos grandes, columnares y no uniformes, conocida como estructura dendrítica. En general este proceso se realiza dentro del rango de temperaturas que oscilan entre un 30 y un 50% de la temperatura de fusión, y que en general coincide con el intervalo de temperatura de recristalización.

Durante el proceso de laminado en caliente, debido al efecto de la temperatura, el contacto con el aire y las propiedades inherentes del material metálico que se esté deformando, su superficie externa se modificará. Esto puede dar origen a coloraciones y cascarillas que disminuyen la calidad superficial. Para el caso del acero, su temperatura de recristalización es algo elevada, permitiendo que la superficie laminada reaccione con el medio (aire) y forma una capa llamada calamina que es un óxido que debe ser removido, en la mayoría de los casos, por medios mecánicos o por ataque químicos.

b) Laminado en frío: *Este proceso se lleva a cabo por debajo de la temperatura de recristalización. A diferencia del proceso de laminación en caliente, con este se fabrican chapas y flejes de bajos espesores con un mejor acabado superficial ya que generalmente no hay presencia de óxido. Además se tienen mejores tolerancias dimensionales y mejores propiedades mecánicas debidas al endurecimiento por deformación (generación de dislocaciones).*

La laminación en frío permite tener un control sobre la deformación plástica, pues es posible medir el endurecimiento por deformación teniendo en cuenta el concepto de trabajo en frío. El endurecimiento por deformación es el fenómeno por el cual el metal dúctil se endurece a medida que se somete a deformaciones plásticas.

Para el análisis siguiente se hacen las siguientes consideraciones:

- 1) El arco de contacto entre los rodillos y el metal es una parte de una circunferencia.*

- 2) El coeficiente de fricción, μ , es constante en teoría pero en la realidad μ varía a lo largo del arco de contacto.
- 3) Se considera que el metal es sometido a una deformación plástica durante la laminación.
- 4) El volumen de metal es constante antes y después de la laminación. En la práctica el volumen podría disminuir un poco.
- 5) La velocidad de los rodillos se supone constante.
- 6) El metal sólo se extiende en la dirección de laminación y no en el ancho del material.
- 7) El área de la sección transversal normal a la dirección de laminación se distorsiona. Ver **Figura 5**.

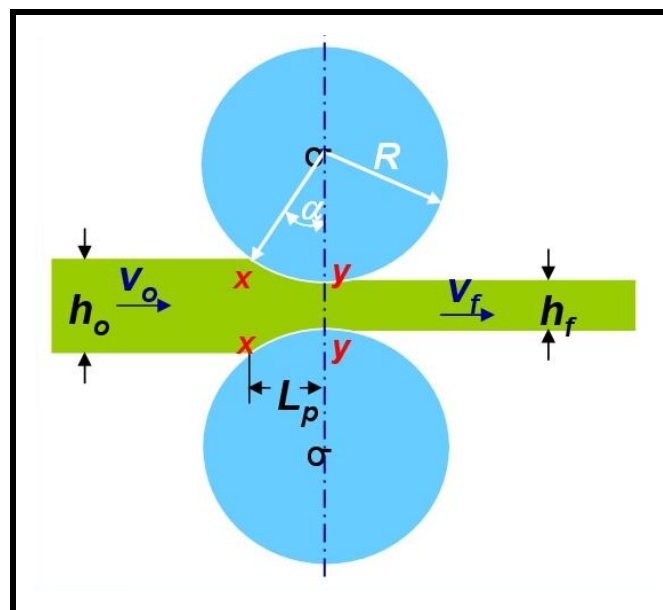


Figura 5: Esquema de la zona de contacto entre los rodillos y la lámina a deformar

Una lámina de metal con un espesor h_o entra al espacio comprendido entre los cilindros en el plano **XX** de entrada con una velocidad v_o . Pasa a través de la abertura entre los cilindros y sale en el plano de salida **yy** con un espesor reducido h_f y a una

velocidad v_f . Dado que no hay aumento del ancho, la compresión vertical del metal se traduce en un alargamiento en la dirección de laminación. Además no hay cambio en el volumen de metal en un punto dado por unidad de tiempo, durante todo el proceso, se tiene por lo tanto la ecuación (1):

$$bh_0v_0 = bhv = bh_fv_f \quad (1)$$

Donde:

b es el ancho de la lámina metálica a laminar.

v es la velocidad en cualquier espesor h intermedia entre h_0 y h_f

Entonces: **volumen** = $bh_0L_0 = bh_fL_f$ (2)

Como el ancho no varía podemos cancelar b y además:

$$v_0 = \frac{L_0}{t} \text{ y } v_f = \frac{L_f}{t}$$

La ecuación (2) queda de la siguiente forma: $\frac{v_0}{v_f} = \frac{h_f}{h_0}$ (3)

Por lo que la velocidad de salida es mayor a la velocidad de entrada. En un punto a lo largo de la superficie de contacto entre el rodillo y la hoja, actúan dos fuerzas sobre el metal: 1) una fuerza radial P_r y 2) una fuerza de fricción tangencial F . Si la velocidad de la superficie del rodillo (v_{roll}) es igual a la velocidad de la lámina (v_{sheet}), este punto se denomina punto neutro. Por ejemplo, el punto **N**. Ver **Figuras 6 y 7**.

Entre el plano de entrada (**xx**) y el punto neutro, la lámina se mueve más lenta que la superficie del rodillo, y la fuerza tangencial de rozamiento, F , actúan en dirección tangencial entre la lámina y los rodillos.

En el lado de salida (**yy**) del punto neutro, la lámina se mueve más rápido que la superficie del rodillo. La dirección de la fuerza de fricción se invierte y se opone a la salida de la lámina.

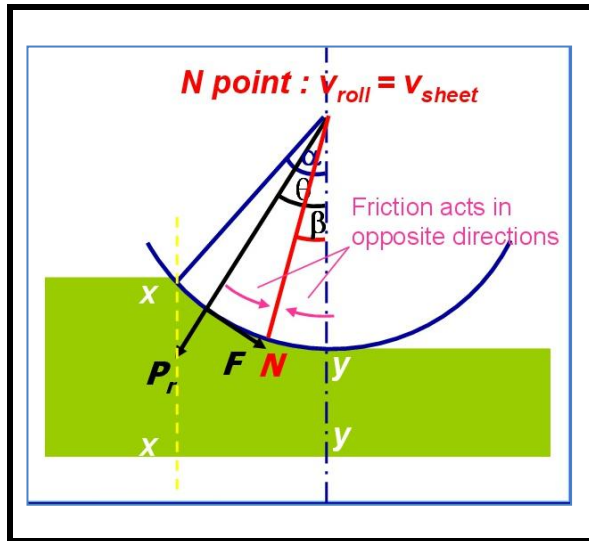


Figura 6: Esquema del punto neutral N

P_r es la fuerza radial, con un componente de P vertical con la que los rodillos ejercen presión sobre la lámina.

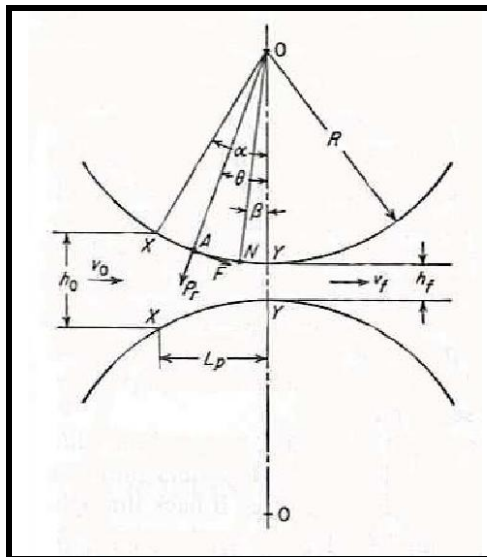


Figura 7: Esquema de la fuerza de fricción F

La función específica que ejerce la presión p es la de producir una carga de los rodillos (la fuerza vertical P) dividida por el área de contacto.

$$p = \frac{P}{bL_p} \quad (4)$$

Donde **b** es el ancho de la lámina metálica y **L_p** es la longitud proyectada sobre el arco de contacto.

$$L_p = \left[R(h_o - h_f) - \frac{(h_o - h_f)^2}{4} \right]^{1/2} \approx [R(h_o - h_f)]^{1/2} \quad (5)$$

$$L_p \approx \sqrt{R\Delta h}$$

La distribución de la presión del rodillo a lo largo del arco de contacto, muestra que aumenta hasta un valor máximo en el punto neutro **N** y luego cae. Ver **Figura 8**.

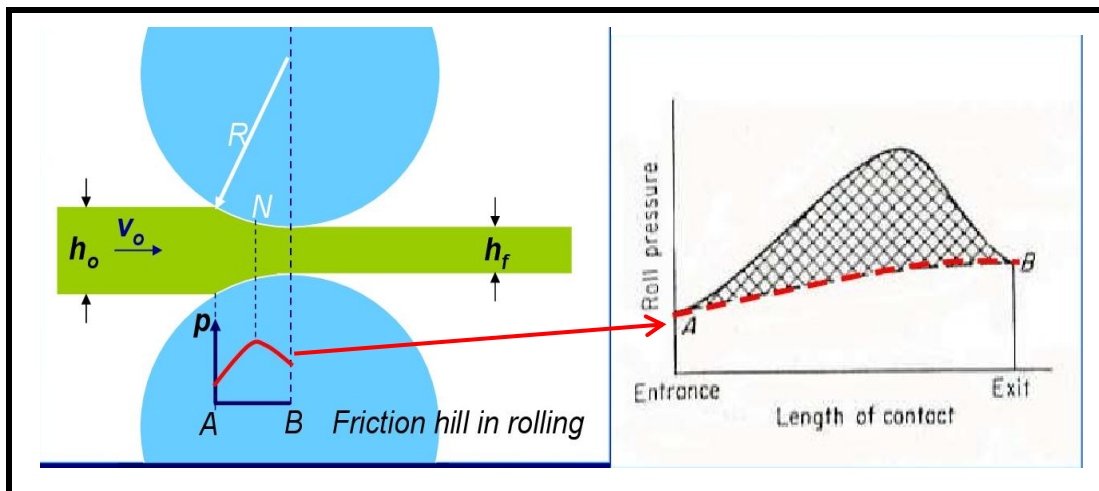


Figura 8: Distribución de la presión del rodillo en el arco de contacto

El área bajo la curva (área sombreada) es proporcional a la carga de laminación y representa la fuerza requerida para superar las fuerzas de fricción entre el rodillo y la lámina. El área bajo la línea de puntos **AB** representa la fuerza necesaria para deformar el metal en la compresión homogénea.

Para que la lámina ingrese al espacio comprendido entre los rodillos, la componente de la fuerza de rozamiento debe ser igual o mayor que la componente horizontal de la fuerza **Pr**. Ver **Figura 9**.

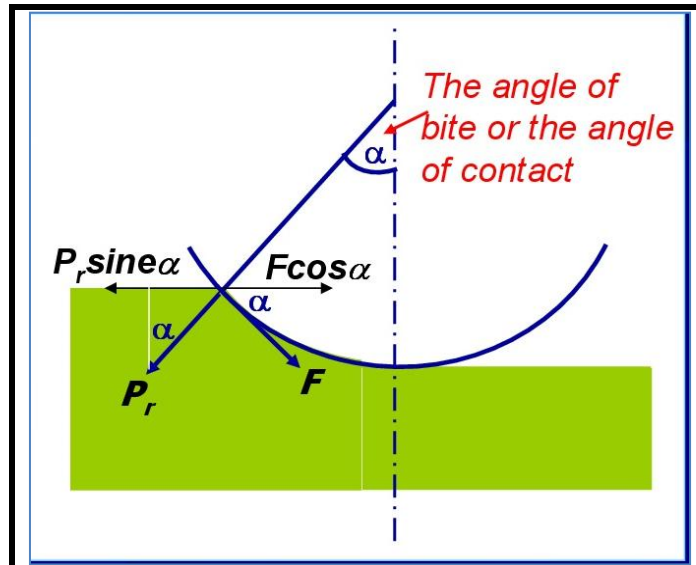


Figura 9: Esquema de las fuerzas P_r y F

$$F \cos \alpha \geq P_r \sin \alpha \quad (6)$$

$$\frac{F}{P_r} \geq \frac{\sin \alpha}{\cos \alpha} \geq \tan \alpha \quad (7)$$

Es sabido que $F = \mu P_r$ (8)

Entonces $\mu = \tan \alpha$ (9)

Recordamos que F es la fuerza de fricción tangencial y P_r es la fuerza radial.

Si la $\mu < \tan \alpha$ la lámina no puede ser extraída y si $\mu = 0$ la laminación no se puede llevar a cabo.

Por lo tanto, la laminación se llevará a cabo cuando $\mu > \tan \alpha$.

Esto se produce por ejemplo, aumentando los valores efectivos de μ y/o utilizando rodillos de mayor tamaño para reducir el valor de α o disminuyendo el espesor de entrada h_0 . Ver Figura 10.

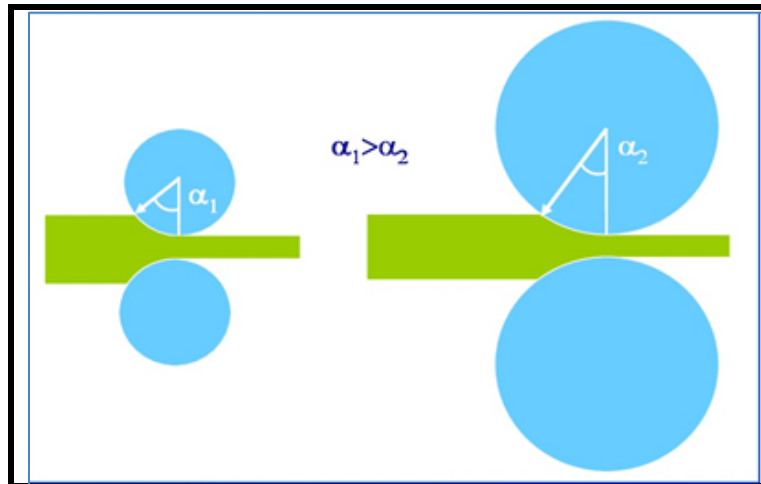


Figura 10: Esquema del arco de contacto α entre los rodillos y la pieza

La reducción máxima se puede determinar haciendo el siguiente análisis:

Teniendo en cuenta el triángulo **ABC** de la **Figura 11** se tiene que:

$$R^2 = L_p^2 + (R - a)^2$$

$$L_p^2 = R^2 - (R^2 - 2Ra + a^2)$$

$$L_p^2 = 2Ra - a^2$$

Teniendo en cuenta que **a** es mucho menor que **R** se puede depreciar el término que contiene **a**². Por lo tanto:

$$L_p \approx \sqrt{2Ra} \approx \sqrt{R\Delta h} \quad (10)$$

En la ecuación (10) se tuvo en cuenta que $\Delta h = h_0 - h_f = 2a$

Por lo tanto

$$\mu = \tan \alpha = \frac{L_p}{R - \Delta h/2} \approx \frac{\sqrt{R\Delta h}}{R - \Delta h/2} \approx \sqrt{\frac{\Delta h}{R}}$$

$$\boxed{(\Delta h)_{\max} = \mu^2 R} \quad (11)$$

Obteniéndose entonces la expresión que nos permite obtener la deformación máxima (11).

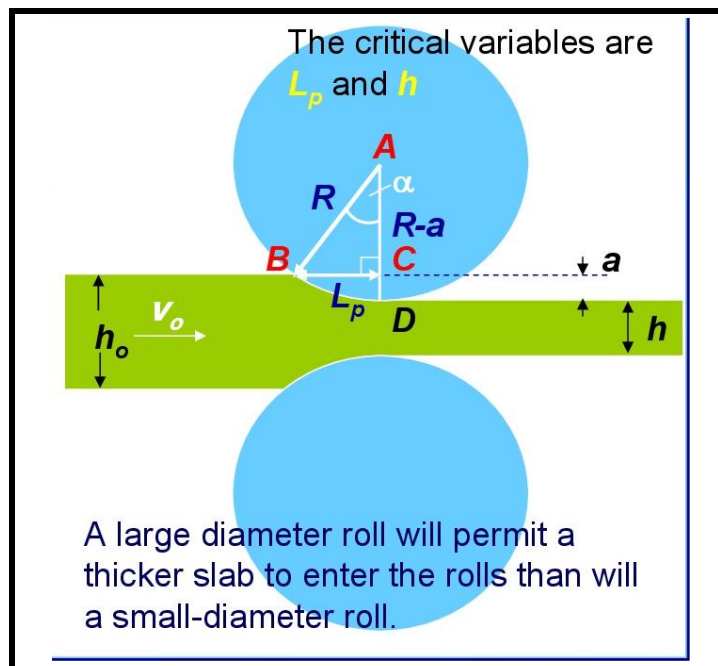


Figura 11: Esquema de la relación entre L_p y a

2.4 Laboratorio LCAMAD

La Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) cuenta con un laboratorio denominado "Laboratorio de Combustibles Avanzados de Muy Alta Densidad" (LCAMAD). Está ubicado en el Centro Atómico Ezeiza (CAE), en el edificio denominado "Laboratorio para Ensayos de Post-irradiación" (LAPEP).

Mediante este Laboratorio se puede innovar en el estudio, desarrollo y fabricación a escala piloto de mini placas y placas combustibles tipo MTR de alta y muy alta densidad. Los combustibles de muy alta densidad permitirán economizar los costos

Instituto de Tecnología Nuclear

fijos de los reactores de investigación nacionales, disminuir la cantidad de combustibles gastados a gestionar y aportar internacionalmente al esfuerzo por reducir el enriquecimiento de este tipo de combustibles por debajo del 20% en el isótopo ^{235}U para evitar su uso indebido. Este laboratorio cuenta con el equipamiento adecuado para realizar todas las tareas de fabricación, ensamble y control dimensional de miniplacas, placas de EECC.

2.5 Quemado de un combustible nuclear

Cuando se habla de quemado o grado de quemado de un combustible se refiere a la cantidad de energía extraída por unidad de masa de un material combustible, independientemente del intervalo de tiempo empleado en la extracción.

$$\text{Quemado} = \frac{\text{Energía Generada}}{\text{Masa inicial de combustible}}$$

Las unidades utilizadas en forma habitual para expresar el quemado en los reactores de potencia son: MW-día por Kg de uranio (MWd/Kg U); GW-día/tonelada de U o MW-día/tonelada de U. En la puesta en marcha de un reactor nuclear, es decir en el inicio del ciclo, se tiene el reactor más homogéneo que se tendrá en el análisis del comportamiento, dado que aún no se han iniciado las reacciones en cadena y no se han generado productos de fisión.

Una vez puesto en marcha el reactor nuclear, el flujo neutrónico produce cambios en la composición del material que constituye el combustible nuclear, con el consiguiente consumo del material fósil, producción de nuevos nucleídos fértiles y físiles, la aparición de productos de fisión, el decaimiento de los mismos, etc. Esto hace que se altere la forma del flujo neutrónico en función del espacio, energía y tiempo. Esta variación se puede considerar que es lenta, de tal forma que puede recalcularse el flujo neutrónico en ciertos intervalos de tiempo como una sucesión de estados estacionarios.

Para estos cálculos se requiere conocer la composición del material del combustible.

Se parte de una determinada solución para el flujo neutrónico $\phi_{(t_0)}$, que como se mencionó anteriormente se supone constante en un cierto intervalo de tiempo Δt , se resuelven las ecuaciones que describen la evolución temporal de los nucleídos involucrados en el proceso de quemado. Luego de un tiempo $(t_0 + \Delta t)$ se repite el cálculo estático del flujo con la nueva composición del combustible y así sucesivamente.

La destrucción de un isótopo j se puede expresar como:

$$\frac{\partial n_{(r,t)}^j}{\partial t} = -n_{(r,t)}^j \int_0^{\infty} \sigma_a^j(E) \phi_{(E,r,t)} dE \quad (12)$$

Siendo σ_a^j una sección eficaz promedio del nucleído a un grupo de energía.

Además se la reacción de los núcleos j con neutrones conduce a la creación de otro isótopo $j+1$ el cual a su vez es radiactivo y puede absorber neutrones, la ecuación que gobierna la concentración de n^{j+1} es:

$$\frac{\partial n_{(r,t)}^{j+1}}{\partial t} = n_{(r,t)}^j \int_0^{\infty} \sigma_y^j \phi_{(E,r,t)} dE - n_{(r,t)}^{j+1} \left[\int_0^{\infty} \sigma_a^{j+1}(E) \phi_{(E,r,t)} dE + \lambda^{j+1} \right] \quad (13)$$

Siendo λ^{j+1} y σ_a^{j+1} constante de decaimiento y sección eficaz de captura del nucleído $j+1$. Conociendo el ϕ es posible resolver las ecuaciones diferenciales (12) y (13).

Si la absorción de neutrones en el isótopo $j+1$ conduce a la creación del nucleído $j+2$, que puede ser radiactivo y absorbente de neutrones, puede escribirse para él una ecuación formalmente idéntica a la (13) reemplazando j por $j+1$ y $j+1$ por $j+2$. Generándose una serie de ecuaciones diferenciales acopladas.

Los mecanismos de transmutación, decaimiento radiactivo y capturas neutrónicas, dan lugar a una evolución compleja de las concentraciones de los diferentes elementos químicos presentes en el combustible quemado, siendo de suma complejidad su estimación.

En la práctica estos cambios son evaluados por los códigos de cálculo aplicables a la determinación del quemado como ser por ejemplo el ORIGEN, como se menciona en el siguiente capítulo.

Una magnitud utilizada para expresar el quemado en combustibles MTR es el porcentaje en peso de ^{235}U consumido:

$$\% \text{ } ^{235}\text{U} \text{ consumido} = \frac{\Delta m \text{ de } ^{235}\text{U}}{m \text{ de } ^{235}\text{U} \text{ inicial}} \times 100$$

En la práctica se utiliza la siguiente notación:

$$BU = \frac{\Delta m_{235}}{m_{235}} \times 100$$

En donde Δm_{235} es la diferencia de masa del isótopo ^{235}U inicial menos la masa final.

En el presente trabajo, el quemado se expresará de esta última forma, ya que el objetivo de irradiar miniplacas de UMo forma parte de un desarrollo que aplica a combustibles para reactores de investigación tipo MTR.

CAPÍTULO 3

3.1 Fabricación de miniplaca combustible

A continuación se enumeran los pasos del proceso de fabricación de miniplacas:

Primero: se fabrica un lingote de U-Mo, que se realiza en un horno de inducción, como puede apreciarse en la **Foto 3**. Se colocan las cantidades adecuadas de uranio y molibdeno metálicos en un crisol de Zirconia – Ytria, obteniéndose un lingote como el que se muestra en la **Foto 4**.

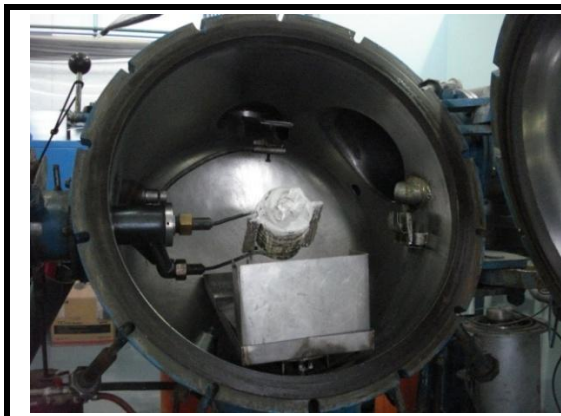


Foto 3: Horno de inducción



Foto 4: Lingote de UMo

Segundo: el lingote se corta a una medida aproximada a la del núcleo.

Tercero: se preparan las tapas, marco y núcleo y se los pulen. Ver **Foto 5**

Cuarto: se realiza el armado del conjunto, tapas, marco y núcleo, soldándolos en su periferia. Ver **Fotos 6 y 7**.

Quinto: se realiza la colimación en caliente, colocando la miniplaca en un horno, ver **Foto 8**. Este cuenta con 9 resistencias con sus respectivos programadores-controladores. La miniplaca permanece en él un tiempo definido y cumplido éste. Se la retira y se la somete a deformación plástica en la máquina laminadora que se muestra en la **Foto 9**.

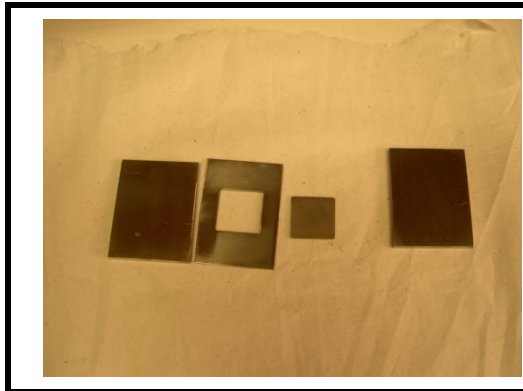


Foto 5: Tapas, marco y núcleo



Foto 6: Armado del conjunto

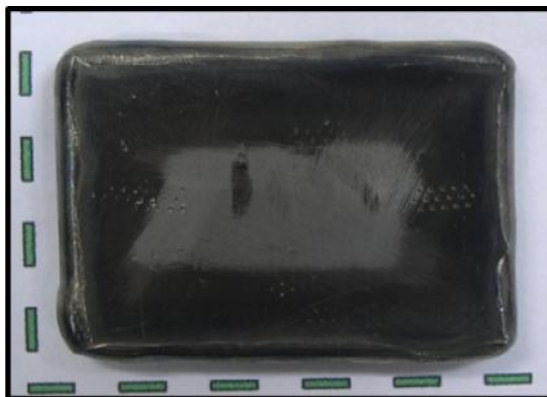


Foto 7: Conjunto soldado



Foto 8: Horno de 9 resistencias



Foto 9: Maquina laminadora

*Una vez realizada la pasada por la laminadora se la vuelve a colocar en el horno, después de un cierto tiempo se la extrae del horno y se la somete a una segunda pasada. El número de pasadas totales pueden ser entre 8 o 10 pasadas. Después de cada pasada se mide el espesor cada vez y se determina el porcentaje de deformación. Una vez llegado al espesor requerido se da por finalizada la laminación. En la **Foto 10** se puede observar la miniplaca laminada, ésta queda con una capa de óxido, cuyo espesor y coloración variará de acuerdo a la temperatura a la cual se realice el proceso de laminación.*

Sexto: *se remueve la capa de óxido por medio de un granallado con microesferas de alúmina.*

Séptimo: *se realiza una radiografía en escala 1 a 1, la cual permite identificar los excesos de material de recubrimiento a cortar, llevando así la mini placa a las dimensiones externas finales especificadas.*

Octavo: *se realizan una serie de controles y ensayos físicos sobre la miniplaca con la finalidad de evaluar su integridad interior. A continuación se describen los mismos. Por ejemplo, se realiza un escaneo por ultra sonido el que permite determinar el espesor exacto del núcleo, como así también si la miniplaca presenta el defecto llamado dogbone (se denomina así al aumento de espesor del núcleo en los extremos de la miniplaca) y si este valor está dentro de las tolerancias especificadas. Mediante esta técnica también puede controlarse que no exista despegue entre el núcleo y el recubrimiento. Otro control que se realiza es un ensayo de plegado de los recortes de la miniplaca. Este mostrará si la miniplaca está bien soldada. Por último se realizan controles dimensionales finales. En la **Foto 11** puede observarse el aspecto final de una miniplaca, en donde se incluyen también recortes.*

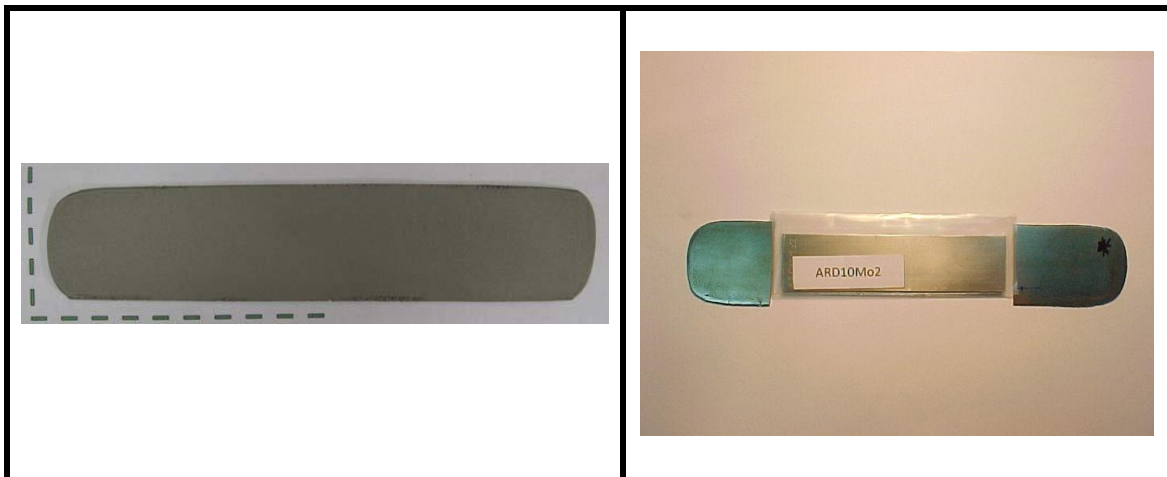


Foto 10: Miniplaca laminada

Foto 11: Miniplaca terminada y recortes

3.2 Diseño conceptual de la loop

3.2.1 Diseño de la loop adaptado al RA1

Para el diseño conceptual de la loop a ser utilizada en el RA-1 se considera el lugar asignado para la ubicación del mismo, teniendo en cuenta el flujo neutrónico y las dimensiones disponibles. Este lugar se denomina columna rápida, la cual se muestra en la **Figura 3**, indicada en el **capítulo 2, punto 2.1.2.1**.

A continuación, en las **Figuras 13 y 14** se observan esquemas de la loop, con la miniplaca alojada en su interior y la tapa respectivamente.

Como puede observarse en las figuras indicadas, la loop está constituida por: a) un cuerpo de forma cilíndrica realizado con aluminio de aleación 6061, cuyo extremo interior se encuentra roscado, b) una tapa con una parte de su superficie exterior roscada, c) dos tubos de aluminio de aleación 6061 por donde ingresa y sale el agua utilizada para extraer el calor producido por las reacciones de fisión. También puede observarse la posición para irradiación que tendría la miniplaca dentro del dispositivo.

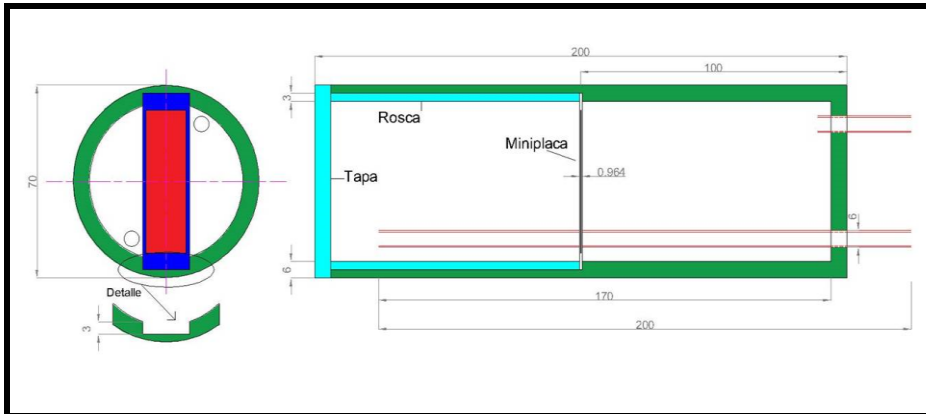


Figura 13: Esquema de la loop para el RA-1

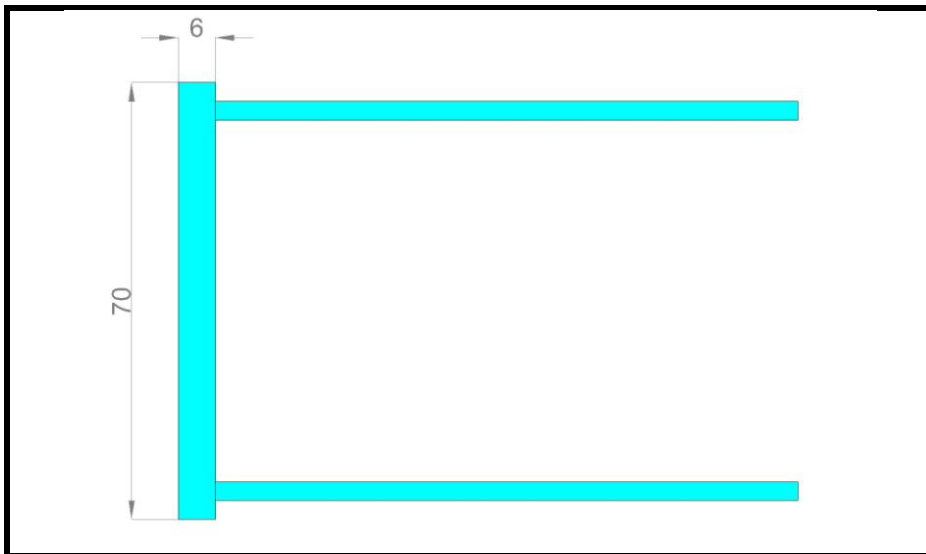


Figura 14: Esquema de la tapa de la Loop

El cuerpo cilíndrico tiene unas muescas donde se apoya la miniplaca, el detalle de la misma puede verse en la **Figura 14**. Una vez posicionada la misma en el interior del cuerpo cilíndrico sobre las muescas, se rosca la tapa hasta hacer tope con la miniplaca, evitando de esta manera el movimiento de la misma.

Una vez realizado el diseño de la loop, se definen las dimensiones y geometría de la miniplaca.

En la **Figura 15** se muestra un esquema de una miniplaca de U-Mo diseñada para este dispositivo cuyas dimensiones principales son las siguientes:

- a) dimensiones externas: largo: 64 mm; ancho: 17,53 mm; espesor: 0,964 mm,
- b) dimensiones del núcleo de U-Mo: largo: 51,80 mm; ancho: 17,07 mm, espesor: 0,175 mm.

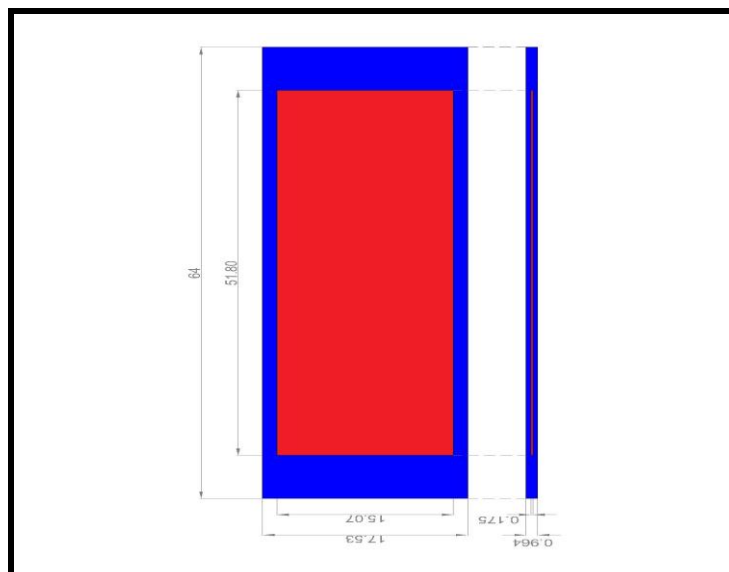


Figura 15: Esquema de la miniplaca

3.2.2 Diseño de la loop adaptado al RA3

Al igual que en el diseño de la loop para el RA-1, se consideró en la realización del diseño conceptual de la loop para el RA-3, las condiciones y características indicadas

por personal del reactor, por ejemplo el lugar de posicionamiento del dispositivo, su flujo neutrónico y geometría, Ver **Figura 4. Capítulo 2, punto. 2.1.2.2**

En la **Figura 16**, se observa un corte longitudinal de la Loop.

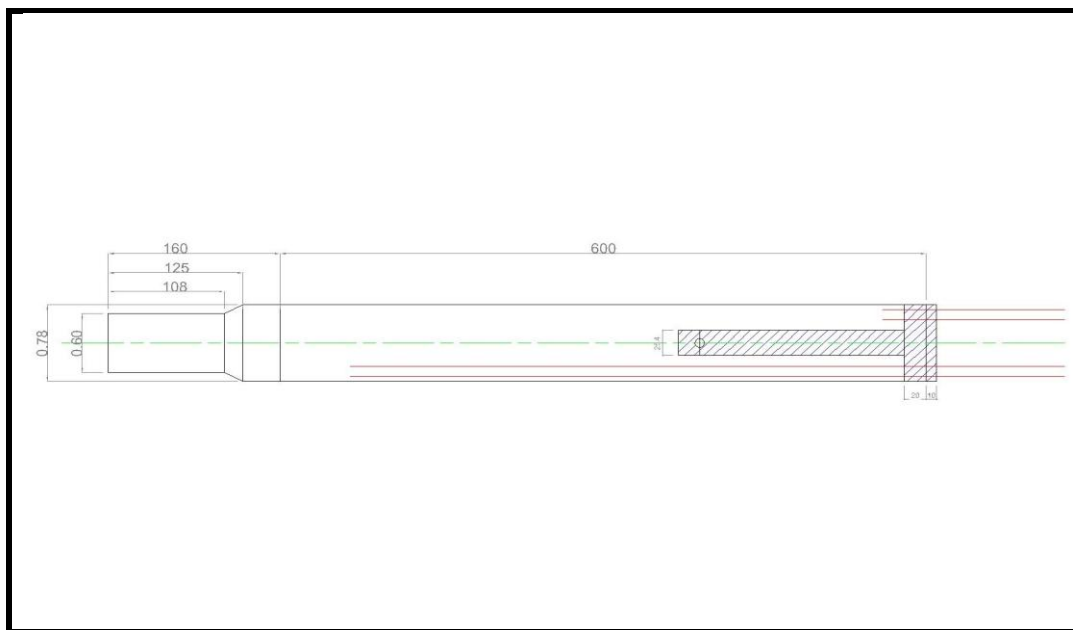


Figura 16: Esquema de la loop para el RA-3

La loop se constituye de las siguientes partes: a) una boquilla similar a la utilizada en los combustibles para el RA-3 ubicada en el extremo inferior, b) un cuerpo principal de 600 mm de largo, cilíndrico realizado con la aluminio de aleación 6061, el cual posee su parte superior roscada c) una tapa con rosca, mediante la cual se ajusta al cuerpo y dos tubos de aleación de aluminio 6061 que la atraviesan, por los cuales circulará el agua de refrigeración, d) en la parte central, posee una chapa también de aleación de aluminio 6061 con su extremo inferior agujereado por el cual se fijará la miniplaca con un tornillo. Ver **Figuras 17 y 18**.

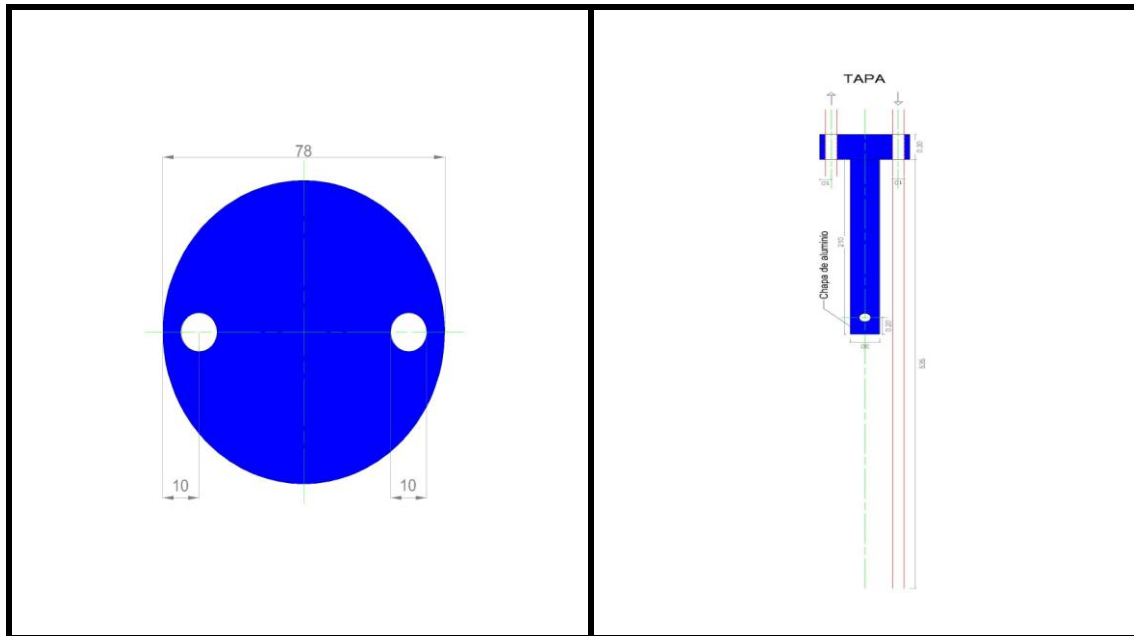


Figura 17: Vista superior de la tapa del dispositivo

Figura 18: Tapa del dispositivo

En la **Figura 19** se muestra un esquema de una miniplaca de U-Mo diseñada de acuerdo a las dimensiones de la loop descrita anteriormente, cuyas dimensiones principales son las siguientes:

a) Dimensiones externas: largo 122 mm; ancho: 25,40 mm; espesor 1,397 mm, b) dimensiones del núcleo de U-Mo: largo: 82,55 mm; ancho: 19,05 mm, espesor: 0,254 mm.

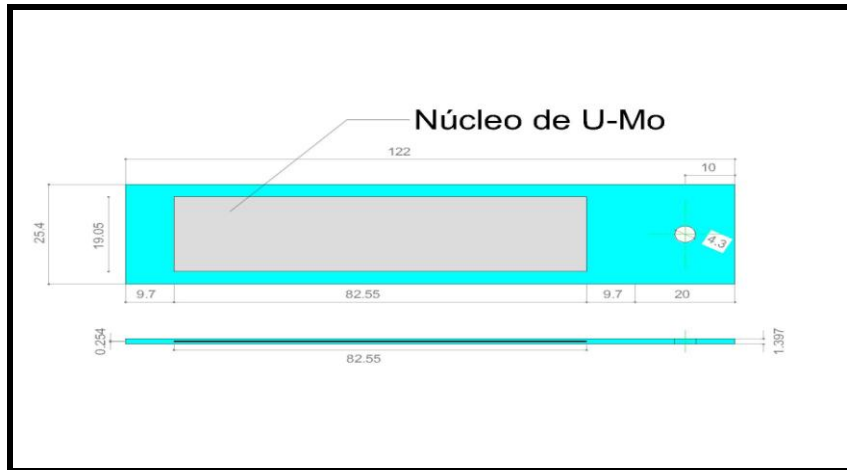


Figura 19: Esquema de la miniplaca

En la **Figura 20** se puede ver el dispositivo con la miniplaca en su interior.

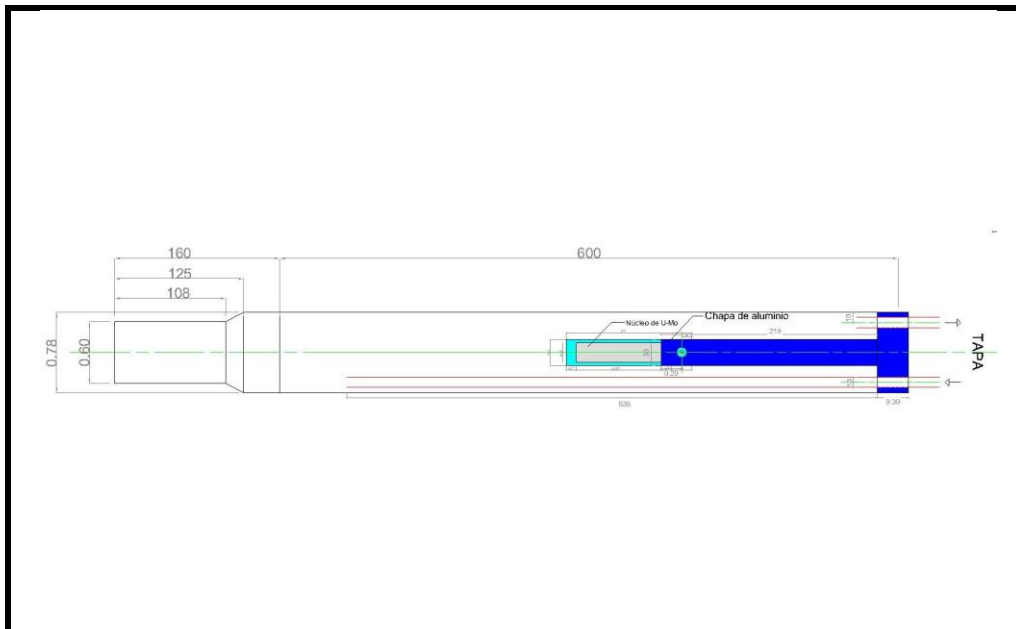


Figura 20: Esquema de la Loop para el RA-3

3.3 Cálculos de los tiempos de irradiación

3.3.1 En el RA1

En primera instancia se evaluó la posibilidad de realizar la irradiación del dispositivo con la miniplaca en la columna rápida del Reactor RA-1.

Para ello se solicitó la colaboración del Departamento Estudios de Reactores y Centrales Nucleares dependiente de la Gerencia de Área Energía Nuclear.

Para los cálculos utilizaron un modelo detallado del Reactor con el código Montecarlo (siglas en inglés: MCNP).

En el modelo se incluyó el modelado del dispositivo dentro de la facilidad de la columna rápida.

*En las **Figuras 21, 22 y 23** se pueden observar el modelo del reactor con la columna rápida y el dispositivo en su interior y el dispositivo con la miniplaca en su interior.*

El flujo total en la columna rápida, en la posición donde se consideró ubicar la loop es del orden de $9 \times 10^{11} \text{ n}/(\text{cm}^2 \text{ s})$.

Con el modelo MCNP se generó un espectro de flujos neutrónicos en función de la energía. Dicho espectro es necesario para generar una biblioteca de secciones eficaces en función de la zona de irradiación con la inclusión del dispositivo en la misma.

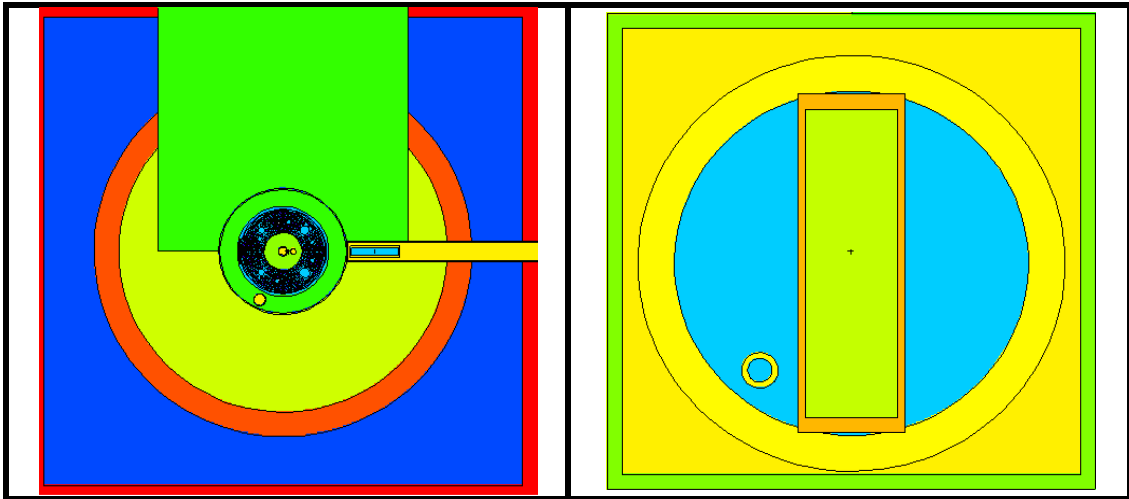


Figura 21: Vista superior del RA-1

Figura 22: Vista superior del dispositivo incluida la miniplaca

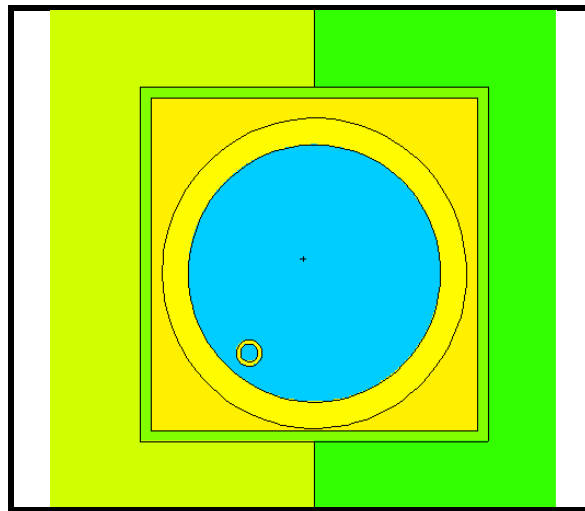


Figura 23: Vista superior del dispositivo solamente

Esa biblioteca es requerida luego por el código ORIGEN para calcular el tiempo de irradiación necesario para alcanzar un quemado del 40 % en la miniplaca.

Con esos valores de flujo se observó que los tiempos de irradiación para obtener los valores de quemado requeridos como premisa de este trabajo, eran muy extensos, del orden de 915 días.

Para los cálculos se tomaron en cuenta:

*a) la composición de la aleación de Al 6061 (**Tabla 3.1**).*

Elemento	Mínimo (%)	Máximo (%)
Silicio	0,4	0,8
Hierro	0	0,7
Cobre	0,15	0,4
Manganeso	0	0,15
Magnesio	0,8	1,2
Cromo	0,04	0,35
Zinc	0	0,25
Titanio	0	0,15

*En esta aleación la proporción de aluminio debe oscilar entre el 95,85 % y el 98,56 %, mientras que el resto de los elementos de la aleación e impurezas se encuentran presentes dentro de los márgenes establecidos en la **Tabla 3.1**. De existir otros elementos o impurezas (distintos a los señalados en la tabla) éstos no deben superar concentraciones del 0,05 % de forma individual ni el 0,15% con respecto al total. Se consideró la densidad de esta aleación de 2,70 g/cm³,*

*b) la composición del Zry-4, ver **Tabla 3.2**, y su densidad de 6,56 g/cm³,*

*c) la composición del núcleo de la miniplaca, ver **Tabla 3.3**,*

d) las dimensiones y geometría del dispositivo y de la miniplaca.

Sn (%)	Fe (%)	Cr (%)	Otros
1,3	0,22	0,1	1200 ppm O2

Tabla 3.2

Masa U-10Mo (g)	Masa del U total (g)	Masa del Mo (g)	Masa ²³⁵U (g)	% de enriquecimiento
2,26	2,035	0,226	0,402	19,75

Tabla 3.3

Debido al extenso tiempo de irradiación requerido es que se evaluó repetir los cálculos en otra facilidad con valor de flujo neutrónico mayor. Dado que esto no es posible en el Reactor RA-1, se analizaron posibles facilidades en el Reactor RA-3.

3.3.2 En el RA3

*Evaluada esta posibilidad y con la colaboración de la División de Instrumentación y Dosimetría, Subgerencia de Instrumentación y Control, se solicitó repetir los cálculos en una facilidad donde los valores de flujo son dos órdenes de magnitud superior que los del RA-1. El lugar asignado para la irradiación se identifica como **I2**, como se mencionó en el **capítulo 2, punto 2.1.2.2**.*

Los pasos a seguir para el cálculo del tiempo requerido son similares a los realizados para el cálculo hecho en el RA-1, es decir con el modelo MCNP para el RA3, se generó un espectro de flujos neutrónicos en función de la energía. Dicho espectro se utilizó para generar una biblioteca de secciones eficaces en función de la zona de irradiación considerando que en ella se alojaba el dispositivo en la misma.

La posición de irradiación se identifica como **I2**. En la **Figura 4**, ver Capítulo 2, punto 2.1.2.2 se muestra un esquema del núcleo del reactor y la posición de irradiación. Del modelo MCNP se obtuvo el espectro de flujo requerido por el código ORIGEN, pudiéndose repetir los cálculos para este caso, obteniéndose un tiempo de irradiación para que la miniplaca alcanzara un quemado de aproximadamente un 40 %, del orden de 315 días. Comparando con el tiempo necesario para el RA-1, se puede apreciar que éste último tiempo calculado es menos de la mitad del obtenido en el primer diseño. Por lo tanto, se considera que la irradiación de la miniplaca puede realizarse en un futuro en esta facilidad del RA-3.

En las **Figuras 24, 25 y 26** se muestran esta facilidad y el dispositivo en su interior.

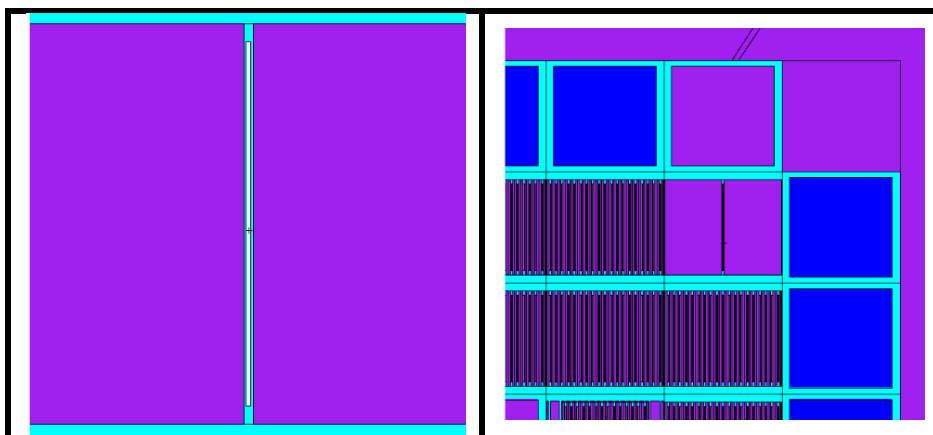


Figura 24: Vista lateral de la posición de la loop

Figura 25: Vista superior ampliada de la posición **I2**

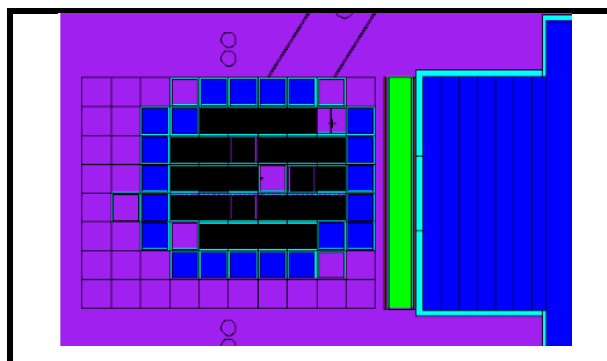


Figura 26: Vista superior del núcleo del RA-3

Conclusiones

En primer lugar podemos decirse que la exposición del material a la irradiación es el ensayo último y más importante que debe realizarse en el proceso de calificación de un elemento combustible, incluyendo su tipo de material nuclear, diseño y tecnología de fabricación, para ser utilizado como combustible en un reactor de investigación.

Las buenas prácticas del proceso de calificación de elementos combustibles tipo MTR, en general, se inician con la irradiación de miniplacas para a posteriori y con resultados favorables, continuar con la irradiación solamente de placas combustibles de similares dimensiones a las que se utilizan en la realidad (un elemento combustible está constituido por un conjunto de placas de combustibles, en general de 18 a 20).

Como finalización de esta etapa y desde luego con resultados favorables de la post irradiación, se fabrica un elemento combustible completo y se lo irradia hasta que alcance el valor de quemado calculado para su diseño. Lo descripto anteriormente comprendería un ciclo completo de calificación normal de un elemento combustible.

En este Trabajo Final se presentaron dos diseños conceptuales de loops que permiten irradiar miniplacas. En un primer análisis, se pensó utilizar las facilidades de irradiación con las que cuenta el RA-1. Con los datos aportados por el personal del reactor, que incluyeron flujo neutrónico y geometría de las distintas posiciones, se estimó conveniente ubicar la loop en la columna rápida. Con los datos de la geometría y dimensiones de la columna se diseñó la geometría y dimensiones de la loop, y a partir de ésta se diseñó la miniplaca.

Una vez definida la geometría y dimensiones de la miniplaca, se obtuvieron los datos de las masas que fueron las utilizadas en los cálculos de quemado. Se procedió al cálculo del tiempo de quemado, dando un valor de 915 días. Debido a lo extenso del mismo se analizó la viabilidad de utilizar las facilidades de irradiación del RA-3, ya que sus valores de flujo son de 2 órdenes mayores con respecto a los del RA-1.

Del análisis anterior se consideró adecuado revisar el diseño completo teniendo en cuenta la posición I2, su geometría y dimensión.

De acuerdo a lo mencionado en el párrafo anterior y considerando el flujo neutrónico disponible, se diseñó una loop y a partir de las características de ésta se calcularon las dimensiones, de la miniplaca y de sus masas. Realizado el cálculo de quemado, se obtuvo como resultado un tiempo estimado de 315 días.

En suma, de concretarse la fabricación y utilización de una loop para realizar los experimentos de irradiación descritos en este Trabajo Final, la más conveniente es la diseñada para el RA-3, ya que se obtienen tiempos de irradiación más razonables, como así también la posibilidad de utilizar miniplacas de tamaño mayor a la diseñada para el RA-1. Esto permitiría lograr una relación dimensional similar a las placas utilizadas en los combustibles MTR.

Se considera que este Trabajo Final sea de utilidad para los grupos de investigación y desarrollo en esta área, pertenecientes a la Gerencia Ciclo del Combustible Nuclear y cualquier otro grupo que le sea de interés.

Si bien para una calificación del material se estima un quemado mayor, alrededor del 70%, (aunque este valor es muy superior al quemado alcanzado en un reactor) sería un gran avance en el estudio y desarrollo de las aleaciones de UMo que en CNEA se han venido realizando, llevar a cabo la fabricación de la loop, la miniplaca y concretar el ensayo de irradiación.

Trabajos Futuros

- *Realizar el diseño de detalle de la loop.*
- *Realizar los cálculos termohidráulicos.*
- *Confeccionar un procedimiento de utilización de la loop.*
- *Elaborar la documentación necesaria para obtener la autorización de la ARN.*
- *Analizar la posibilidad de utilizar el diseño para la irradiación de 2 miniplacas al mismo tiempo, sacar una a los 315 días y volver a colocar la loop con la segunda miniplaca para lograr un quemado aproximado al 70%.*

Bibliografía

- *H. Taboada, A.G. Gonzalez. “Desarrollo de Tecnologías de Bajo Enriquecimiento del Programa Ciclo de Combustible” Comisión Nacional de Energía Atómica, Buenos Aires, ARGENTINA. AATN 2006.*
- *Alfredo G. Gonzalez, Marisol López, Rubén González, “Improvements done in the development of dispersed and monolithic fuels in CNEA” Comisión Nacional de Energía Atómica. RRFM 2008.*
- *Marisol López, Alfredo Gonzalez, Rubén González, Horacio Taboada “Monolithic U-Mo Based Plate Development New Findings”. Nuclear Fuel Cycle Management. Comisión Nacional de Energía Atómica. RERTR 2010.*
- *Alfredo G. Gonzalez “Avances en el Proyecto Combustible de Muy Alta Densidad (CAMAD)” XXXII Reunión Científica Anual de la AATN, Buenos Aires, del 12 al 25 de Noviembre de 2010.*
- *Alfredo Gonzalez, M. López, H. Taboada “Observations in the Sequence of UMo Monolithic Miniplates Preparation” RRFM 2011*
- *A. G. Gonzalez, M. López, “Summary of Temperature Influence in the Fabrication of Monolithic UMo-Zr Alloy Cladding Miniplates” RERTR 2011.*
- *Alfredo G. Gonzalez, Carlos A. Muñoz, Guillermo J. Arnaldo “Metallographic Study on Alloy Zircaloy-4 Used in the Manufacture of Nuclear Use” RRFM 2014. Liubliana, Eslovenia.*
- *<http://www.cnea.gov.ar:intranet>, Reuniones Ciclo del Combustible Nuclear.*
- *Samuel Glasstone, Alexander Sesonske “Nuclear Reactor Engineering. 1994.*
- *Apuntes del curso “Especialización en Reactores Nucleares y su Ciclo de Combustible”. Instituto Dan Beninson, UNSAM, CNEA.*