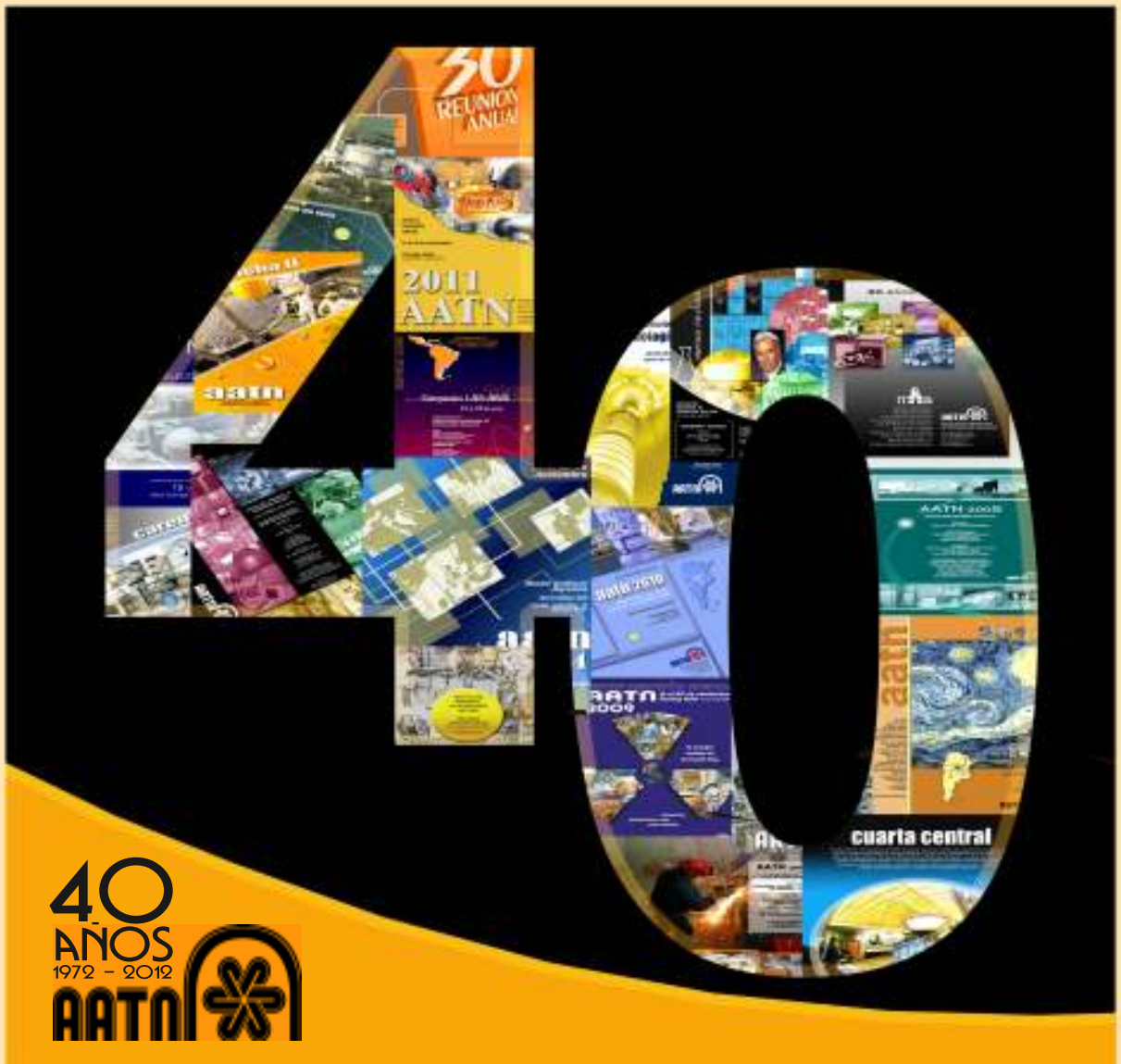


LA REVISTA DE LA
**COMISIÓN NACIONAL
DE ENERGÍA ATÓMICA**



AÑO XII – NÚMERO 45 / 46 – ENERO / JUNIO 2012



LA ASOCIACIÓN ARGENTINA DE TECNOLOGÍA NUCLEAR
CUMPLE 40 AÑOS

Línea Editorial: Los artículos podrán ser originales o haber sido presentados en eventos científicos o en revistas 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: revista@cnea.gov.ar

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 3 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".

LA REVISTA DE LA
**COMISIÓN NACIONAL
DE ENERGÍA ATÓMICA**



AÑO XII – NÚMERO 45/46 – ENERO/JULIO 2012

editorial

El Comité Editorial se complace en presentar el número 45/46 de la Revista de la CNEA con el que inicia su duodécimo año de existencia. Una vez más incluimos en él artículos sobre una variada gama de temas vinculados a las multifacéticas actividades de la CNEA.

Ante todo presentamos una nota conmemorativa del cuadragésimo aniversario de la creación de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN) ocurrida el 3 de junio de 1972, nacida al calor del entonces incipiente aunque pujante plan nuclear argentino, entidad no gubernamental que en sus 40 años de fructífera vida ha brindado un sostenido y valioso apoyo a las actividades del sector nuclear y se ha convertido en un referente válido del mismo a nivel nacional e internacional.

La fusión es una de las pocas alternativas disponibles en el futuro para la producción de energía a gran escala, habiéndose realizado importantes progresos en los últimos 50 años en su altamente compleja tecnología. La que resulta actualmente más prometedora es la representada por el ITER, un reactor termonuclear experimental internacional que, por lejos, es el más avanzado. El desafío es muy grande. El ITER permitirá ensayar y validar materiales y tecnologías claves para las plantas de fusión y llevará eventualmente la fusión al punto en que pueda considerarse con posibilidades el suministro a la humanidad de energía proveniente de esta fuente ilimitada, segura y limpia. La fusión es inherentemente segura, no existe peligro de reacciones explosivas o de excursiones de potencia, no libera gases de efecto invernadero al medioambiente y el período de semidesintegración de la mayor parte de los radionucleídos producidos en ella es menor de 10 años, por lo que no genera residuos de alta actividad ni de período largo. El primer artículo nos da cuenta del estado actual del desarrollo de esta tecnología.

En el desarrollo de modelos numéricos para los estudios de evaluación del desempeño de las instalaciones de disposición final de residuos radiactivos se debe abordar la gestión de las incertidumbres de gran alcance relacionadas con el comportamiento a largo plazo de estos sistemas complejos. El segundo artículo es una primera aproximación al estudio de la migración de radionucleídos en la zona saturada (zona de la geosfera que se encuentra por debajo del nivel freático, en donde los espacios intergranulares se encuentran rellenos por aire y agua), planteando un escenario genérico, en el cual se presenta un sistema de disposición final de residuos radiactivos cercano a la superficie, emplazado en la zona saturada.

El tercer artículo muestra las principales características del Reactor de Muy Alta Temperatura (VHTR), desarrollado en el marco del Foro Internacional de la Generación IV (GIF). El trabajo describe los sistemas primario, secundario y de control y seguridad, así como el combustible y materiales propuestos. Por último, presenta las principales ventajas y desventajas del VHTR.

El cuarto artículo nos relata una incursión en la práctica científica escolar mediante experiencias con radiaciones naturales mostrando los aspectos pedagógicos y didácticos utilizados para el diseño y realización de una experiencia sencilla de laboratorio para consolidar los conceptos de la curricula sobre el Modelo Atómico de la Materia y la Radiactividad y promover el conocimiento de los riesgos y beneficios de las tecnologías que implican la exposición a las radiaciones.

Como en los números anteriores se incluyen también las secciones “CNEA al Día” y “Reseñas bibliográficas”. 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.

autoridades nacionales

Presidenta de la Nación
Doctora Cristina E. Fernández de Kirchner

Ministro de Planificación Federal,
Inversión Pública y Servicios
Arquitecto Julio Miguel De Vido

Secretario de Energía
Ingeniero Daniel Omar Cameron

autoridades institucionales

Presidenta
Licenciada Norma Luisa Boero

Vice-Presidente
Ingeniero Mauricio Bisauta

Gerente General
Doctor Carlos Rubén Calabrese

comité asesor

Doctor Carlos Aráoz
Doctor Jim Cronin
Doctor Juan Martín Maldacena

comité editorial

Ingeniero Pascual Francisco Aguirre
Capitán de Navío (R) Roberto Mario Ornstein

Diseño de tapa Licenciada Stella Spurio
Impresión VCR. Impresores S.A.
SIN: 1666-1036



Foto de tapa

Cuadragésimo aniversario
de la Asociación Argentina
de Tecnología Nuclear

sumario

Editorial	3
Cuadragésimo aniversario de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear	5
La fusión termonuclear: estado del arte	7
Modelado de un sistema de disposición de residuos radiactivos cercano a la superficie	18
Reactor de muy alta temperatura (VHTR)	26
Incursión en la práctica científica escolar mediante experiencias con radiaciones naturales	35
CNEA al día, noticias institucionales	39
Reseñas bibliográficas	41

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.

Cuadragésimo aniversario de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear

ROBERTO M. ORNSTEIN – Investigador Consulto - Gerencia de Relaciones Institucionales - Comisión Nacional de Energía Atómica –

El 3 de junio de 1972 se crea la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear (AATN), prestigiosa entidad no gubernamental que desde esa fecha presta activo y eficaz apoyo al desarrollo de la actividad nuclear nacional.

Su creación se produce en un contexto en que en el país esa actividad se encuentra en pleno apogeo, trascendiendo de una primera etapa fundacional y de consolidación institucional, a un estadio superior de madurez y desarrollo pleno con el inicio de la generación de energía eléctrica y el dominio del ciclo de combustible nuclear.

En efecto, para 1972, a escasas dos décadas de creada en 1950 la Comisión Nacional de Energía Atómica, que detentaba en aquel entonces el monopolio exclusivo de la actividad nuclear, el desarrollo nuclear argentino había transitado un camino sembrado de sorprendentes hitos para un país periférico como la Argentina, con limitada experiencia tecnológica e incipiente desarrollo industrial.

A efectos de constatar lo anterior basta efectuar un rápido repaso al camino recorrido en esos veintidós años. En una primera etapa de índole eminentemente fundacional, que se extiende desde 1950 a 1958, el esfuerzo se centra esencialmente en la formación y capacitación de recursos humanos y en el montaje de los primeros laboratorios. Para ello se procura nuclear la poca experiencia existente, convocando a colaborar a investigadores en distintas disciplinas científicas relacionadas con el tema y constituyendo grupos de trabajo en investigación y desarrollo en varias de ellas (radioquímica, física, radiación cósmica, geología, metalurgia, entre otras), integrados por jóvenes profesionales, quienes fueron capacitados principalmente en los centros de investigación de los países más avanzados en la materia, aunque también muchos de ellos lo fueron en el país a través de cursos de formación y el entrenamiento en laboratorios y talleres. En este período se inicia también la formación regular de físicos nucleares, a partir de la fundación, en abril de 1955, del Instituto de Física, luego Instituto Balseiro, en Bariloche.

En esta etapa comienzan, además, las actividades en los Centros Atómicos Bariloche y Constituyentes. Entre otros hitos tecnológicos significativos de la misma merecen citarse la instalación, en la Sede Central, de un acelerador en cascadas (1953) que permitió la producción de los primeros radioisótopos artificiales, y de un sincrociclotrón (1954), uno de los dos más grandes del mundo, con el cual se descubrieron una veintena de nuevos radioisótopos; la iniciación de las tareas de prospección de los recursos uraníferos y la instalación en 1952 en Córdoba, de una planta experimental para el tratamiento de esos recursos; y – a sólo dieciséis años del primer reactor de la era nuclear – la construcción, íntegramente en el país, del primer reactor experimental puesto crítico en América Latina (el RA-1) en el Centro Atómico Constituyentes, inaugurado en 1958, incluidos el diseño y fabricación por la CNEA de sus elementos combustibles. Además, en 1956, se inaugura en Ezeiza una fábrica de uranio metálico de pureza nuclear.

En una segunda etapa, que se extiende de 1958 a 1967, la CNEA entra de lleno en la consolidación de sus capacidades científico-tecnológicas e inicia sus actividades de producción. En ella se promueve la investigación y el desarrollo en metalurgia; se construyen las primeras instalaciones en el Centro Atómico Ezeiza para el que se diseña y fabrica íntegramente en el país un reactor de investigación y producción de radioisótopos (el RA-3) – que se hace acreedor por ello a un reconocimiento explícito por parte del gobierno del entonces país líder en materia de tecnología nuclear (los Estados Unidos) – y una planta de irradiación multipropósito; se consolida la fabricación de elementos combustibles para reactores de investigación; se construye una planta convencional de producción de concentrado de uranio en Malargüe (Mendoza) y otra por lixiviación en pilas en Don Otto (Salta); se desarrollan la producción y las técnicas de aplicación de radioisótopos en medicina, biología, industria y el sector agropecuario; y se encara, con medios propios, un estudio de factibilidad para la instalación de la primera central nuclear en el país.

Por fin, en una tercera etapa, que va de 1967 en adelante, se inician en forma efectiva las actividades en el campo de la generación nucleoelectrónica. Como resultado del estudio de factibilidad antes mencionado se llama a concurso de ofertas que concluye con la construcción en Atucha de una central de 335 MW de potencia, del tipo recipiente de presión, a uranio natural moderado con agua pesada, que entra en operación comercial en junio de 1974 (Atucha I), siendo la primera de América Latina.

Dos años antes, o sea en 1972, se formula un nuevo concurso de ofertas para una segunda central a instalarse en Embalse (Córdoba), que culmina con la adjudicación de una de 600 MW, del tipo de tubos de presión, también a uranio natural moderado con agua pesada.

Paralelamente, se intensifican los trabajos de prospección, exploración y, explotación de los recursos uraníferos y se construye en la Ciudad de Córdoba una planta de purificación de uranio y se comienza el desarrollo de las tecnologías necesarias para la fabricación de elementos combustibles para los reactores de potencia.

Todo este desarrollo permitió, además, la conformación de una industria nuclear de primer nivel que comienza a

perfilarse con la construcción del reactor RA-1, participa en el 42% en la construcción de la central Nuclear Atucha I e interviene en más de un 50% en la de la Central Nuclear Embalse.

Así, en 1972, en ese prometedor contexto, se plantea la necesidad de crear una entidad que reuniese a todas las personas y empresas vinculadas de una u otra manera a la actividad nuclear, gestándose entonces la fundación de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, mejor conocida como “la AATN” en el ámbito nuclear.

Desde un principio la AATN se volcó a atraer a todos los científicos, profesionales, técnicos y empresas vinculados a la temática nuclear y así, a finales de la década del setenta, ya sumaban más de mil sus asociados, incluidas más de ochenta empresas entre pequeñas, medianas y grandes.

El objetivo principal de la AATN ha sido constituirse en un foro de opinión; ser una voz independiente que pudiese evaluar, asesorar y apoyar en todo lo relativo a la actividad nuclear; difundir a través de reuniones científicas anuales - en las cuales se han expuesto del orden de 5.000 trabajos originales presentados por especialistas nacionales y extranjeros – así como de cursos, conferencias, mesas redondas y publicaciones, los alcances, logros y beneficios de la actividad nuclear, no sólo en el ambiente técnico sino también a nivel de la población en general; promover el intercambio científico y tecnológico entre entidades similares y actuar como vocero del sector industrial especializado.

La AATN ha logrado en sus cuarenta años de existencia un sólido prestigio a nivel nacional por su seriedad y profesionalidad, siendo su opinión requerida y su voz escuchada en materia de temática nuclear, así como también obtenido un amplio reconocimiento a nivel internacional; habiendo sido la primera de su tipo en el mundo en establecer un convenio de colaboración con la American Nuclear Society, al que posteriormente se sumaron otros con la European Nuclear Society, la Canadian Nuclear Society y la Asociación Brasileira de Energía Nuclear.

En 1982, la AATN organizó en Buenos Aires la Segunda Conferencia Internacional sobre Transferencia de Tecnología Nuclear (ICONTT II) - cuya sede era disputada por Francia, Italia, España y Grecia - que significó una gran responsabilidad, evento coronado por un éxito total recordado muchos años después por quienes asistieron a ella.

Por otro lado, en sus reuniones científicas anuales correspondientes a los años 1977, 1979, 1984 y 1987 se llevaron a cabo cuatro encuentros latinoamericanos, durante el segundo de los cuales tuvo lugar una exposición de la industria nuclear. Además, en los años 1990, 1994, 1998, 2001 y 2006, organizó, también en Buenos Aires, sendas reuniones conjuntas con la Latinoamerican Section de la American Nuclear Society y, en 1996, hizo lo propio con una conferencia internacional sobre “Competividad de la Energía Nucleoeléctrica en las dos próximas décadas”.

No todo ha sido fácil para la AATN en el transcurrir de estos primeros cuarenta años; luego de un comienzo muy promisorio, las dos décadas transcurridas entre mediados de los ochenta hasta 2006, en que la actividad nuclear sufrió a nivel mundial una brusca desaceleración y en que los sucesivos gobiernos nacionales demostraron marcado desinterés por la misma, la AATN, consciente del peligro que corrían los logros alcanzados, en una serie de solicitadas, la primera del 5 de febrero de 1984 que en forma dramáticamente profética tituló “Se avecina una crisis en el sector nuclear. Peligra la subsistencia del más importante desarrollo tecnológico e industrial independiente que el país ha logrado impulsar desde 1950”, trató insistentemente de alertar y concientizar a los distintos estamentos del poder político, y desplegó intensa acción en defensa de la actividad que incluyó la realización de numerosas entrevistas con autoridades y legisladores nacionales, provinciales y municipales, no logrando lamentablemente evitar la casi paralización de la misma en el país, lo que lógicamente repercutió fuertemente en la entidad que, sin embargo, continuó bregando persistentemente en su favor.

Por fin en 2006, la decisión del gobierno nacional de disponer la terminación y puesta en marcha de la Central Nuclear Atucha II, la extensión de vida de la Central Nuclear Embalse, la construcción del prototipo de la central de diseño nacional CREM y la de una cuarta central nuclear, así como la reiniciación del proyecto de enriquecimiento de uranio, puso de relieve una clara intención de recuperar el tiempo perdido y volver a ocupar un lugar de privilegio entre los países de avanzada en la materia, determinando la recuperación plena de actividad nuclear nacional, consecuentemente con lo cual la AATN ha intensificado muy exitosamente su accionar en el último lustro, desempeñando así a plena satisfacción el rol que motivó su creación.

La fusión termonuclear: estado del arte

MARTA H. DE PAHISSA – Investigadora Consulta - Ex Jefe del Departamento de Tecnología de Procesos del Programa Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos – Comisión Nacional de Energía Atómica

La fusión es una de las pocas alternativas disponibles en el futuro para una producción de energía a gran escala. Se han realizado importantes progresos en los últimos 50 años en el campo del plasma, altamente complejo, y en la tecnología de fusión. Existen dos estrategias principales relacionadas al confinamiento de energía: magnético e inercial. Este último comprende la compresión y la ignición de pequeños pellets conteniendo D – T (deuterio – tritio), en lo cual se están haciendo grandes progresos. Con respecto al confinamiento magnético (principalmente tokamaks y stellarators) la más viable es la tecnología tokamak representada por el ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor), un reactor termonuclear experimental internacional que, por lejos, es el más avanzado, y al que luego le seguirá el DEMO (DEMONstration fusion power plant) como planta de demostración de generación de energía por fusión. Por otro lado, se está construyendo el stellarator W7-X en Alemania, inherentemente más complejo, que permitirá compararlo con los tokamaks.

Fusion is one of the few alternatives available for large scale energy production. Over the past 50 years, significant progress has been made in the field of plasma, science and fusion technology. There are two major approaches which are the following: Magnetic Fusion Energy and Inertial Fusion Energy. There have been major advances in the basic physics of Inertial Fusion which entails compression and ignition of small fuel pellets containing D-T. In terms of Magnetic Confinement concept for fusion (mainly tokamaks and stellarators), the main advantage is tokamak technology represented by ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) which is, by far, the most advanced toward producing fusion energy. The know-how required within ITER and parallel research, DEMO (DEMONstration fusion power plant), will be necessary to mark the transition to the deployment of fusion energy system. On the other hand, the W7-X stellarator, under construction, will allow good benchmarking against the performance of comparable tokamaks.

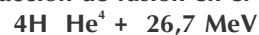
Generalidades:

Los reactores de fusión se basan en las reacciones termonucleares producidas en el centro del Sol y de las estrellas, que son reactores naturales de fusión que utilizan el hidrógeno como combustible. En 1854, Herman von Helmholtz observó que la propia gravedad del Sol suministraba gran cantidad de energía.

En el centro del Sol, a casi 700.000 km de su superficie, se genera la energía que sale dirigida en todas direcciones. Los mecanismos de funcionamiento fueron un misterio hasta que Albrecht Bethe y Charles Critchfield propusieron en 1938 una explicación basada en las reacciones de fusión nuclear. Según esta hipótesis, hoy unánimemente aceptada, en el corazón de nuestra estrella la enorme presión gravitatoria, calculada en unas 225.000 millones de veces la de la atmósfera terrestre, y las elevadas temperaturas de entre 12 y 15 millones de °C, provocan la fusión de núcleos de hidrógeno para formar helio, reacción que libera una enorme cantidad de energía.

Se sabe que el Sol se encuentra en la primera etapa de combustión nuclear y aproximadamente en la mitad de su vida. En esta etapa, como todavía no existen neutrones, se tienen que fusionar cuatro protones (núcleos de hidrógeno) para crear núcleos de helio, y en el proceso dos protones se deben convertir en dos neutrones. Este mecanismo de conversión de protón en neutrón va acompañado de la emisión de un electrón positivo (o positrón) y de un neutrino. La energía que se libera al formarse un núcleo de helio es de 26,7 MeV, que corresponde a la diferencia de masas.

Reacción de fusión en el Sol:



En un segundo, 580 millones de toneladas de H se convierten en He al fusionarse los núcleos de H. En este proceso se pierde el 0,727 % de la masa, es decir 4,2 millones de toneladas de materia que, de acuerdo con la ecuación de Einstein, se convierten en energía, principalmente en forma de radiación gamma y neutrinos. La primera se va transformando en otras formas de radiación electromagnética a medida que atraviesa las capas de la estructura solar en busca del exterior. Al interaccionar con otras partículas y perder parte de su energía, la radiación que recibimos en la Tierra es muy variada (rayos X, ultravioleta, visible, infrarrojo, etc.).

Posibles reacciones de fusión en nuestro planeta

Los núcleos atómicos están formados por nucleones (protones y neutrones) unidos o empaquetados por fuerzas nucleares, muy superiores a la repulsión coulombiana entre los protones. Si los núcleos de H se acercan lo suficiente para vencer la repulsión, a gran velocidad y a alta temperatura (150 millones de grados), se logra la fusión. A estas temperaturas, los átomos se separan en núcleos y electrones libres. Este es el cuarto estado de la materia, por encima del estado gaseoso y es llamado **plasma**, un gas caliente cargado eléctricamente.

Tanto en una estrella, como en un mecanismo de fusión, los plasmas proveen el medio en el cual los elementos livianos pueden fusionar generando energía.

Alrededor de un 99% del Universo conocido está en estado de plasma. Las fuerzas nucleares necesarias para vencer la repulsión coulombiana son proporcionales a las cargas de los núcleos fusionantes, por lo que los isótopos de la familia del hidrógeno, que tienen un sólo protón, son los más adecuados para lograr la fusión: hidrógeno (protón sin neutrones), deuterio (protón más 1 neutrón) y tritio (protón más 2 neutrones).

Tanto la fisión como la fusión liberan una cantidad considerable de energía, equivalente a la disminución de la masa de los productos finales con relación a los productos iniciales, de acuerdo a la ecuación de Einstein, $E=mc^2$.

Las posibles reacciones de fusión son las siguientes:



Lamentablemente, la probabilidad de la primera reacción (que es la que se produce en el Sol, así como todas las reacciones de fusión con hidrógeno) es demasiado pequeña para un proceso eficiente, por lo que es necesario recurrir a isótopos del hidrógeno más pesados. La posibilidad de obtener esta forma de energía tan importante ha sido la preocupación de los científicos desde hace más de medio siglo. Solo se ha conseguido concretarla en un proceso incontrolado, ya que la fusión nuclear es la base de la bomba de hidrógeno o "bomba H", cuya primera explosión se realizó a principios de los años 50.

Para romper la repulsión electrostática, comprimir los núcleos y calentarlos hasta temperaturas superiores a 100 millones de °C se utiliza como espoleta o detonador una bomba atómica de fisión, pero conseguir estas condiciones en una situación controlada exige una tecnología extremadamente compleja. El desencadenamiento de energía resultante en una bomba de hidrógeno es muy superior a un dispositivo de fisión, por un factor de multiplicación de aproximadamente 1.000.

Dentro de las reacciones mencionadas, para la temperaturas del orden de 100 millones de °C (10KeV), **el proceso D+T es varios órdenes de magnitud más eficiente que el resto, por lo cual se lo ha elegido para la primera generación de reactores de fusión** (Figura 1), a pesar de las dificultades intrínsecas de utilizar tritio y de producir un neutrón muy energético. Parte de esta energía será utilizada para mantener el plasma caliente y la energía restante puede ser utilizada para generar electricidad. En la Figura 2 vemos una representación del plasma como un estado de la materia en que los núcleos y electrones forman una "sopa caótica" que se genera cuando la temperatura rompe la estructura atómica y se produce una auténtica levitación.

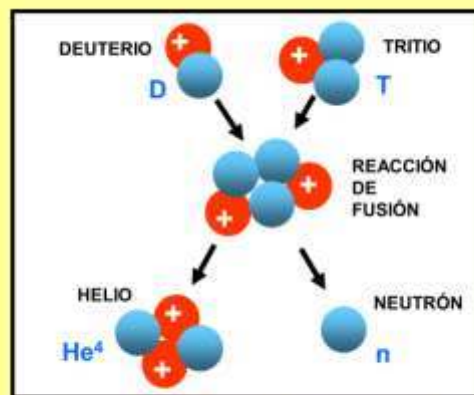


Figura 1: REACCIÓN DE FUSIÓN

Como ya se mencionó, cuando se eleva la temperatura de un gas a valores muy altos las partículas del gas, que normalmente son eléctricamente neutras (formando átomos o moléculas), dejan de serlo, ionizándose pues los fuertes choques entre partículas hacen que los electrones se desliguen de sus átomos. Los físicos denominan plasma al gas ionizado y debido a que contiene dos especies de partículas cargadas su comportamiento es muy diferente y más complejo que el de un gas sin ionizar.

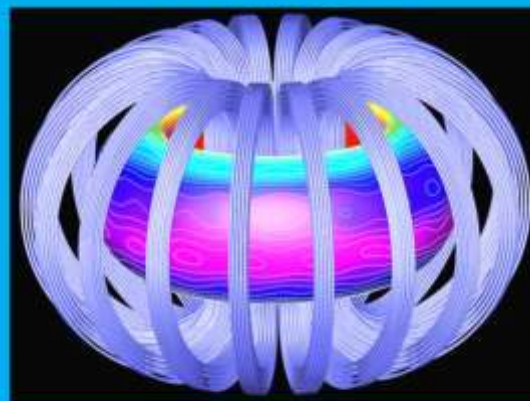


Figura 2: PLASMA

El estudio del plasma es fundamental para la investigación sobre la fusión termonuclear y por ello el desarrollo de estas dos disciplinas ha ido de la mano durante los últimos 30 años. Antes de que comenzara el gran interés por la fusión, el conocimiento sobre los plasmas era muy limitado, habiéndose estudiado sólo en relación con problemas de física espacial y tubos de descargas eléctricas.

Es necesario señalar que las altas temperaturas requeridas en el plasma hacen que toda esta energía térmica no pueda ser contenida más que por un tiempo finito, al que se llama **tiempo de confinamiento de energía, t_e** . En términos de t_e se puede establecer la condición para que la ganancia de energía se empareje con las pérdidas (igualdad de pérdidas y ganancias). La energía perdida se debe a la energía térmica que se escapa y a la radiación

electromagnética emitida, mientras que la única fuente de energía es la que se genera por fusión. Si toda la energía que llega a la pared del aparato (la pérdida más la generada) es captada y se convierte en energía útil, el resultado de este proceso tendrá que ser mayor o igual que la energía que hay que suministrar al plasma para mantenerlo activo, a fin de que las pérdidas no superen a las ganancias. Para medir la producción de energía se utiliza un parámetro Q , que representa la ganancia y se define como $Q = (\text{energía producida por fusión}) / (\text{energía total suministrada})$. Para que la fusión pueda ser utilizable como fuente de energía, se requiere que Q sea mayor que uno. El criterio de emparejamiento se expresa en estos términos como $Q=1$ y es la primera meta que se debe alcanzar. Como se dijo: la reacción de fusión empleada es:



El deuterio existe en el agua, por lo que es casi inagotable. La cantidad contenida en los océanos es de 1.014 toneladas, suficiente para suministrar energía a la humanidad durante los próximos miles de millones de años. En un litro de agua hay en promedio 33mg de D y si lo fusionáramos con T se obtendría una energía comparable a 350 litros de gasolina.

El tritio tiene un período de semi desintegración de 12,36 años. Solo existe en la naturaleza en pequeñas cantidades producidas por los rayos cósmicos en las capas altas de la atmósfera. Debe entonces ser producido artificialmente. Después de una carga inicial, se irá produciendo más tritio mediante la captura neutrónica en una capa de litio situada, como se verá más adelante, en la pared interna del corazón del reactor.



El neutrón liberado estaría disponible para la reacción del ${}^6\text{Li}$. Cabe mencionar que el litio natural (92.5% ${}^7\text{Li}$ y 7.5% ${}^6\text{Li}$) es un elemento muy abundante en la naturaleza, suficiente para satisfacer las necesidades a muy largo plazo.

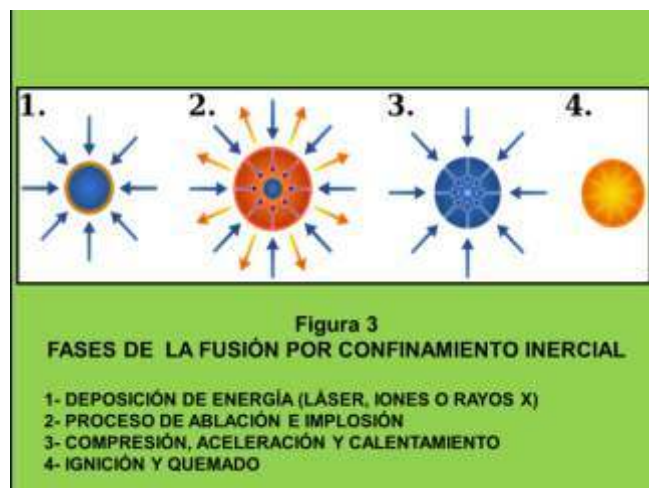
Procesos de confinamiento del plasma

Existen dos opciones:

1- Confinamiento magnético: se utilizan campos magnéticos los cuales actúan como una trampa para aislar térmicamente al plasma. Las partículas del plasma cargadas eléctricamente, iones y electrones, giran alrededor de las líneas de campo magnético, con lo que las pérdidas perpendiculares al campo se reducen considerablemente, cerrando la configuración del campo sobre si misma (forma rosquilla). Las fases de calentamiento y confinamiento se hacen por separado.

Confinamiento inercial: Se utilizan rayos láser de muy alta potencia o partículas muy energéticas procedentes de un

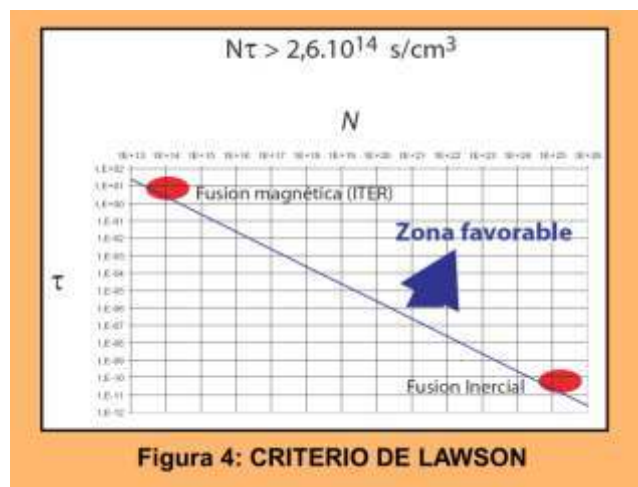
acelerador para calentar y comprimir una pequeña bola de combustible, del orden de micrones de diámetro, formando un plasma caliente que se escapará libremente hacia fuera, pero por conservación del impulso, parte de las partículas tendrá que ir hacia dentro de la esfera (implosión), y juntamente con el calor producido provocar una fusión termonuclear (Figura 3). En este proceso, las fases de calentamiento y confinamiento se efectúan al mismo tiempo.



El “criterio de Lawson”

Fue enunciado y establecido por John Lawson en 1957. Su objetivo era determinar las condiciones necesarias para que el sistema de producción de energía por fusión de deuterio y tritio fuera rentable desde el punto de vista energético, o sea obtener un balance energético positivo en el reactor de fusión.

Para una temperatura de unos 100 o más millones de grados es necesario alcanzar densidades (n) del orden de 10^{20} partículas/cm³ durante un tiempo (τ) de algunos segundos. Es decir, el producto $n \cdot \tau$ debe estar por encima de un valor mínimo denominado “criterio de Lawson”: $n \cdot \tau > 2.6 \times 10^{14}$ partículas/cm³ (Figura 4).



Por lo tanto, Lawson estableció una relación entre la temperatura del sistema, su densidad y el tiempo de confinamiento necesario. Por ejemplo, para la reacción D-T, si el sistema se encuentra a 10 KeV (1 eV son 11000 °K aproximadamente) será necesario un producto n.ro., durante unos segundos, mayor que 3×10^{14} partículas/cm³. Estas condiciones se alcanzarían bajo **confinamiento magnético**, mientras que en la **vertiente inercial** se conseguirían dichas condiciones con densidades de 10²⁶ g/cm³ en tiempos de cientos de picosegundos. Si la reacción en cuestión fuera deuterio-deuterio, las condiciones se hacen más extremas (en unos dos órdenes de magnitud), debido a su menor probabilidad.

El reto es alcanzar el llamado confinamiento del material fusible o plasma. Se trata de conseguir una alta densidad de plasma y calentarlo a una temperatura de entre 100 y 200 millones de grados, durante un tiempo mínimo de entre uno y dos segundos. En el Sol estos problemas están resueltos debido a la enorme gravedad existente. La gravedad mantiene confinado el plasma de forma permanente, así que el tiempo deja de ser un factor limitante, y lo calienta hasta las temperaturas necesarias para la fusión. La propia gravedad produce la densidad necesaria para ello y por eso no son necesarias temperaturas tan altas como en la Tierra.

Para satisfacer estos requerimientos se puede escoger entre tiempos de confinamiento pequeños pero densidades grandes, o tiempos de confinamiento largos a densidades moderadas.

En el primer caso se obtienen plasmas muy calientes confinados por su propia masa (**confinamiento inercial**). Los tiempos de confinamiento inercial típicos de este esquema son del orden de picosegundos y las densidades entre 10²⁵ y 10²⁶ partículas por cm³. Los diámetros de las cápsulas que se usan son de centenas de micrones. Para poder concentrar la gran cantidad de energía necesaria sobre blancos tan pequeños se necesita una concentración de energía muy elevada. Los experimentos más avanzados hasta la fecha son los realizados con láseres. Estos son fáciles de propagar y enfocar sobre el blanco, pero su eficiencia es baja. En contraste, los haces de iones y electrones tienen eficiencias aceptables, pero es difícil enfocarlos sobre el blanco. También se utiliza un enfoque indirecto, en el que los haces se enfocan hacia un "holraum" de un metal muy denso que a su vez produce intensos rayos X que inciden sobre el blanco de combustible.

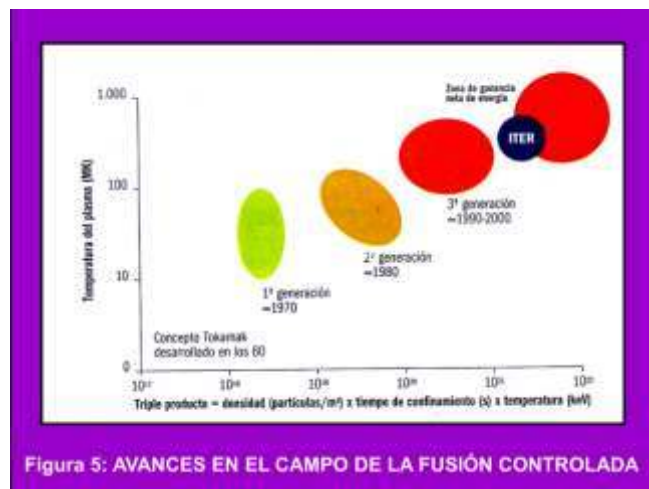
Sin embargo, hace muy poco, en el mes de Julio de 2012, científicos de la *Lawrence Livermore National Ignition Facility* (NIF) de los Estados Unidos lograron el láser más potente del mundo, consiguiendo crear un pulso de luz de 500 TW. El objetivo del NIF es alcanzar la fusión por compresión y calentamiento de una pequeña cápsula de D-T utilizando 192 rayos láser de elevada energía. Un complejo sistema de espejos alinean los 192 rayos en una configuración esférica de tal forma que éstos pueden ser enfocados en el centro exacto de la cámara que es una

esfera de 10 m de diámetro. En este proceso la cápsula de combustible se comprimirá alcanzando una densidad 100 veces mayor que la del plomo sólido y se calentará a más de 100 millones de grados centígrados. En la etapa de compresión, los rayos X generados por la irradiación del láser ceden su energía a la parte exterior de la esfera que rápidamente se expande hacia el exterior. Esto produce que el resto de combustible se mueva hacia el interior formando una estructura densa uniforme. Para producir la ignición será necesario un segundo pulso que transfiera 20 kJ de energía en un punto de 35 micrones de tamaño en unos pico segundos, calentando el combustible hasta la temperatura de ignición e iniciando la reacción termonuclear.

En cuanto al funcionamiento del laser de la NIF, los rayos recorren un largo camino desde su generación en el oscilador principal hasta el centro de la cámara que contiene el combustible. El oscilador principal genera un pulso de rayo laser que se divide y conduce a los módulos de amplificación que aumentan su energía de forma exponencial desde 1 billonésimo de Julio hasta 4 millones de Julios y esto ocurre en 5 millonésimas de segundo. En conclusión, el disparo de 500 TW es un paso adelante para obtener más energía mediante fusión de la necesaria para iniciar el proceso. Aunque la ignición aun no se ha demostrado, se prevé alcanzar esta proeza en los próximos 6-18 meses.

En el segundo caso, para mantener al plasma confinado por "mucho" tiempo se emplean campos magnéticos, pues éstos actúan sobre las partículas cargadas que forman el plasma (**confinamiento magnético**).

Evidentemente, los dos procesos son muy diferentes, mientras en el confinamiento magnético se pretende alcanzar el criterio de Lawson con densidades del orden de 10²⁰ durante algunos segundos, en el *confinamiento inercial* se llega a densidades de 10³¹ durante unos picosegundos en el confinamiento del plasma. Los avances en el campo de la fusión controlada se muestran en la Figura 5. Por el momento, la investigación de la fusión por confinamiento magnético es la más adecuada para la construcción de un futuro reactor de fusión.



Confinamiento magnético

Se detallan dos tipos de confinamiento

a) En el **tokamak** se genera un intenso campo magnético toroidal (en forma de anillo o toro) mediante bobinas superconductoras situadas alrededor de la cámara de vacío. Sin embargo esto no es suficiente dado que el anillo de plasma se dilata bajo el efecto de su propia presión y entra en contacto con las paredes de la cámara de vacío. Por este motivo se añade un “campo poloidal” para evitar dicha dilatación. Esta es la tecnología que va a ser utilizada en la máquina **ITER** que se está construyendo en Francia y que veremos más adelante.

(b) En el **stellarator** no dependen de una corriente toroidal: su configuración magnética no es simétrica axialmente y se genera por medio de dos juegos de bobinas entrecruzadas o por un juego de bobinas no planas situadas alrededor de la cámara. Los **stellarators** tienen la propiedad intrínseca de funcionar en régimen continuo (Figura 6).



Figura 6: STELLERATOR TJ-II (CIEMAT, MADRID)

La diferencia entre ambos sistemas parece simple, pero es sustancial. En el caso del **stellarator** es necesaria una configuración sumamente compleja para que los campos magnéticos sean perfectos. En el **tokamak** es el propio plasma que se organiza, por eso la máquina es menos complicada. El **tokamak** necesita incrementar de forma constante la corriente externa que induce la que recorre el plasma y llega un momento en que deben parar la máquina para reiniciar el ciclo. Es un proceso pulsado, mientras en el **stellarator**, una vez puesto en marcha, es continuo y puede mantenerse por tiempo indefinido.

EL **tokamak** es el sistema que más se ha investigado, y por lo mismo, el que se encuentra más desarrollado. El concepto fue propuesto y realizado en la entonces Unión Soviética y fue posteriormente adoptado en otros países. La palabra **tokamak** está formada por las siglas en ruso de la combinación “cámara con corriente” y “bobina magnética” (aunque hay otras acepciones similares para la combinación).

A medida que fue progresando la comprensión de la física del plasma y fue mejorando el factor Q (factor de ganancia energética) de los experimentos, también se fueron poniendo cada vez más en evidencia los formidables desafíos tecnológicos que deberá superar el futuro reactor de fusión para ser práctica y económicamente factible.

PROYECTO ITER (International Termonuclear Experimental Reactor)

El **ITER** es un proyecto de cooperación internacional, resultante de décadas de estudios, investigaciones y de intensos debates que culminaron en la decisión de que la inversión que suponía valía la pena para lograr en un futuro una fuente de energía prácticamente inagotable. El corazón de la fusión, como ya se dijo, es la física del plasma, altamente compleja debido a sus procesos no lineales y estocásticos, lo cual explica que en la primera etapa no se piense en una planta de generación de potencia por fusión, la cual requerirá tecnologías de última generación, tales como entre otras, la superconductividad, el alto vacío, la criogénesis, etc.

El **ITER**, que incorpora la experiencia obtenida de máquinas de fusión previas, tiene por objeto demostrar la integración de estas tecnologías en un sistema relativamente menos complejo, así como también explorar las propiedades del plasma súper caliente, el medio en el cual reacciona, su comportamiento durante los largos pulsos de potencia de fusión y el efecto sobre los materiales, que permitirá ensayar y validar materiales avanzados y tecnologías claves, de modo de poder llevar la fusión a un nivel industrial para tener una fuente de energía ilimitada, segura y limpia. Como meta científica se tomó para el Proyecto **ITER** el factor de ganancia energética $Q \geq 10$, es decir entregar diez veces más potencia de la que consume. De 50 MW de consumo, la máquina **ITER** está diseñada para producir 500 MW de potencia de fusión. Es la primera de todas las experiencias de fusión para producir energía neta.

ITER será la máquina de fusión más grande que se haya construido en el mundo. Más alta que el Arco del Triunfo de París, medirá 74 m (61 sobre la superficie y 13 m por debajo), pesará unas 23.000 Ton (3 veces más que la Torre Eiffel, 7.300 Ton) y tendrá aproximadamente 1 millón de componentes). (La Figura 7 muestra la vista global del equipo).

Como ya se mencionó, se basa en el diseño ruso sobre el concepto Tokamak, en el cual el plasma está contenido en una cámara o vasija al vacío (CV) en forma de rosquilla o toro. El combustible es una mezcla de D-T (isótopos del hidrógeno), que se calienta a más de 100 millones de °C formando un plasma caliente. Los intensos campos magnéticos se emplean para mantener el plasma alejado de las paredes y son producidos por bobinas superconductoras que rodean la cámara y por una corriente eléctrica inducida a través del plasma.

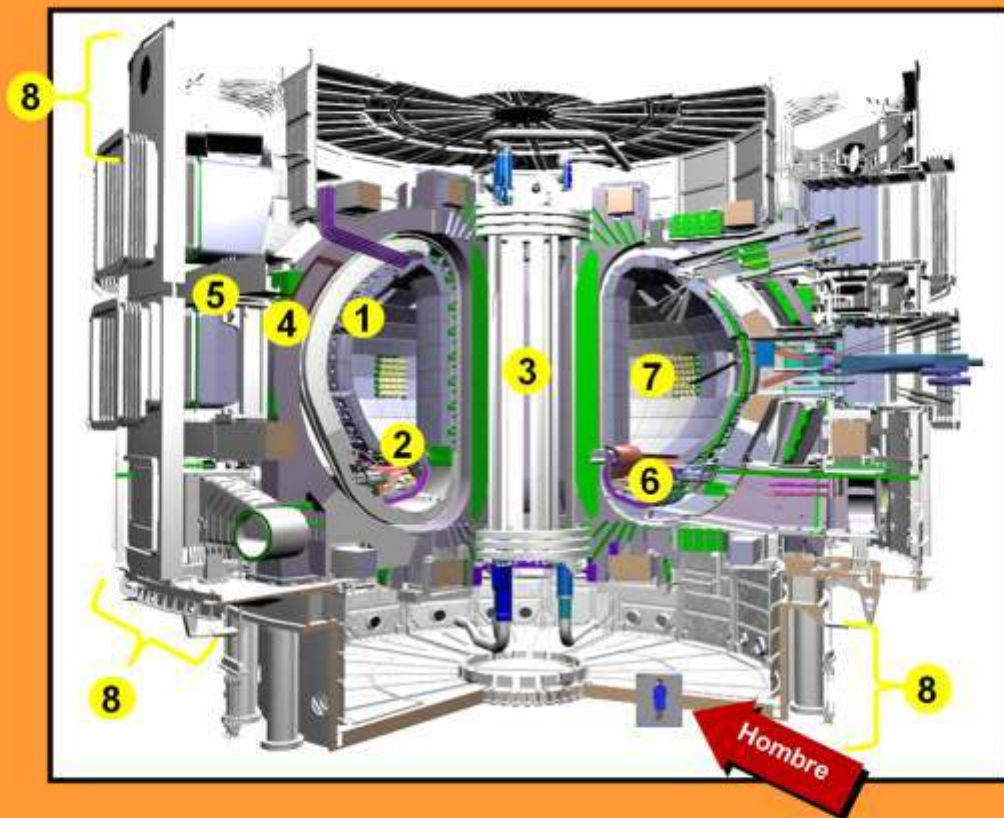


Figura 7: ITER – VISTA GLOBAL DEL EQUIPO

1-Módulo de envoltura 2- Cámara de vacío 3- Solenoide 4-Magnetos toroidales
5-Magnetos poloidales 6-Divertor 7-Calentamiento inicial 8-Criostato

Descripción de los componentes principales

Cámara de vacío (CV): es un contenedor de acero inoxidable de doble pared que albergará la reacción de fusión. La CV del **ITER** será 12 veces más grande y 16 veces más pesada que cualquier otra fabricada previamente. Conformada por 12 secciones soldadas, constituirá un contenedor sellado herméticamente. El volumen del plasma será de 840m^3 . Hasta ahora el JET europeo y el JT-60 japonés no superaron los 100m^3 (Figura 8).



**Fig. 8: CÁMARA DE VACÍO
(VISTA GLOBAL, INTERIOR Y SUS 44 PUERTOS)**

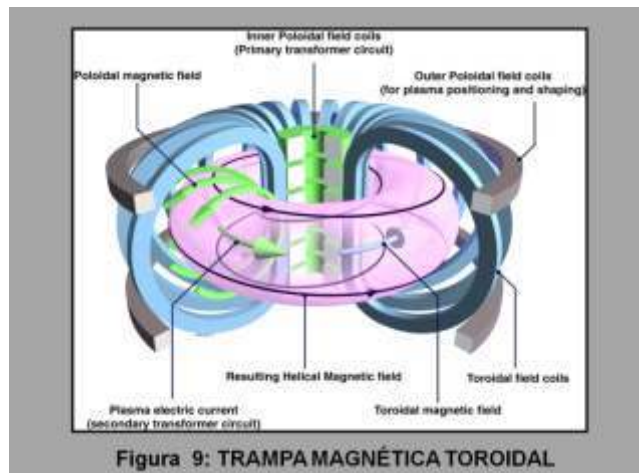
Sistema magnético: pesará 10.000 Ton. y los magnetos trabajarán en conjunto para confinar, estabilizar y dar forma al plasma dentro de la CV. Los 48 elementos generarán un campo magnético de unas 200.000 veces mayor que el de nuestro planeta. Comprende 18 bobinas superconductoras de campo toroidal, 6 bobinas superconductoras de campo poloidal, un solenoide central y un set de bobinas correctoras. Además habrá bobinas adicionales para corregir el Efecto Borde (ELM) que genera pequeñas explosiones en los bordes con pérdida de energía. Para una eficiencia máxima y para limitar el consumo de energía, los magnetos se refrigerarán a 4°Kelvin (-269°C).

El campo toroidal está diseñado para tener una energía magnética total de 41 Gjoules y un campo magnético de 11.8 Teslas (T). Cada bobina pesa 360 ton, el material del superconductor y el del solenoide es una aleación de Nb_3Sn y el material del superconductor del campo poloidal y del sistema de corrección es una aleación de NbTi y está constituido por un conjunto de unidades sinuosas de múltiples hojuelas recubiertas de vidrio poliamida e impregnadas con resina epoxi. Los componentes estarán a 4°K (-269°C).

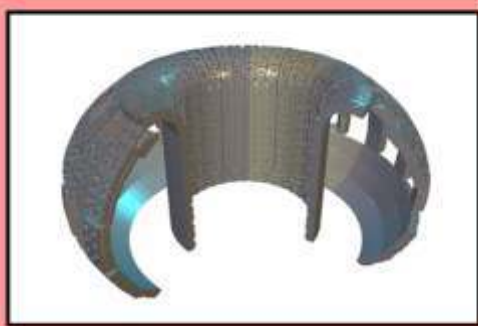
La trampa magnética (Figura 9) está compuesta entonces por el campo toroidal, generado por las bobinas equidistantes externas (simetría axial) alrededor del toroide;

el campo poloidal, producido por bobinas equidistantes por fuera del campo toroidal y por la corriente eléctrica que fluye en el interior del plasma inducida por el solenoide.

La acción conjunta de estos campos magnéticos crea un campo magnético helicoidal, que tiene una forma de muelle enrollado sobre sí mismo, que guía las partículas del plasma para que no choquen con las paredes de la cámara de vacío.

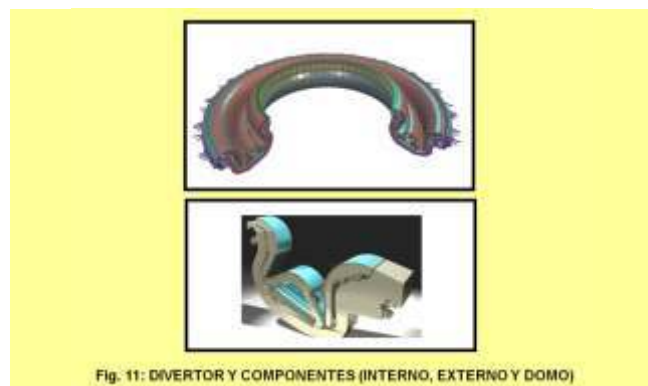


Módulos de envoltura: la superficie interna de la CV estará cubierta por 440 módulos. Cada uno mide 1x1.5m y pesa hasta 4 ton. Los módulos blindan la CV de los neutrones de alta energía producidos en la reacción de fusión. Estos son uno de los componentes críticos que junto con el divertor, enfrentan directamente al plasma. Tienen una primera pared desmontable de Be y el resto es de Cu de alta resistencia y acero inoxidable (Figura 10). Como veremos, los módulos están relacionados con la autogeneración de tritio. Los neutrones colisionan en el módulo, donde su energía cinética se transforma en calorífica y es colectada por el refrigerante que circula por la doble pared de la CV. En una planta de potencia de fusión, esta energía se empleará para la producción de energía eléctrica.



Divertor: está posicionado en la base de la CV. Es la interface principal entre el plasma caliente y la superficie del material. El divertor controla los gases exhaustos residuales e impurezas del reactor y debe poder resistir las altas cargas de calor. Requiere un activo enfriamiento. El material elegido para la etapa de operación será fibra de carbono con un "composite" reforzado de carbono. Está

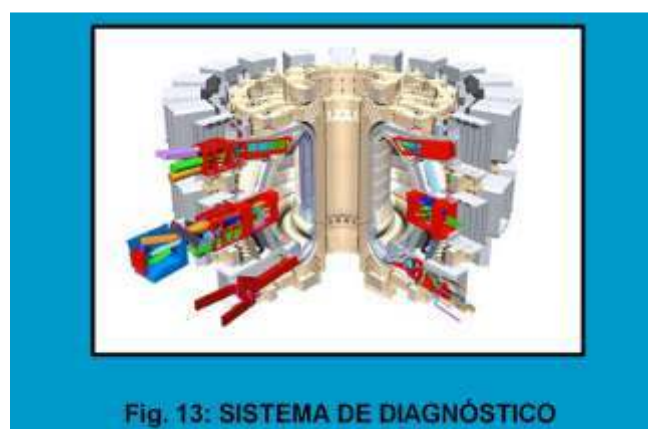
compuesto por 50 casetes removibles remotamente. Cada uno contiene tres componentes o blancos que enfrentan el plasma (Figura 11). Están situados en la intersección de las líneas de campo magnético donde las partículas de alta energía colisionan.



Criostato: la CV está enteramente dentro del criostato o caja fría. Es una construcción cilíndrica de pared simple reforzada vertical y horizontalmente. El criostato forma una envoltura física rodeando a la CV, proveyendo aislamiento térmico al sistema superconductor magnético y a otros componentes. Tiene aberturas para dar acceso a la CV, a los magnetos, al sistema de calentamiento auxiliar, al sistema de diagnósticos, etc. (Figura 12). Entre el Criostato y la CV hay grandes fuelles que permiten la contracción y la expansión térmica de las estructuras.



Sistema de diagnóstico: comprende 50 sistemas para medir, observar y controlar el comportamiento del Plasma en la CV del ITER (Figura 13).



Sistemas adicionales de calentamiento: para iniciar la fusión, el combustible debe calentarse a 150 millones de grados Celsius. El calor transferido por la corriente de alta intensidad que fluye a través del plasma, llamado **calentamiento óhmico**, está limitado a un nivel definido. Para alcanzar la temperatura de fusión es necesario contar con tres fuentes externas para suministrar 50 MW de entrada (constituídas por la inyección de un haz neutro y dos fuentes de ondas electromagnéticas de alta frecuencia).

Para inyectar un **haz neutro** de alta energía, constituido en este caso por deuterio, es necesario ionizarlo, acelerarlo en un campo electrostático y previamente a su inyección en el plasma, pasarlo a través de una celda conteniendo gas, donde por captura electrónica recupera su condición de haz neutro.

Las fuentes de **ondas electromagnéticas** emplean ondas de diferentes frecuencias. El ciclotrón de resonancia de iones con frecuencias de 40-55 MHz requiere de un generador, líneas de transmisión y una antena en la CV. El ciclotrón de resonancia de electrones con frecuencia de 170 GHz tiene la ventaja de depositar su energía en lugares específicos en el plasma y su transmisión es por aire, lo cual simplifica el diseño (Figura 14).

Los sistemas principales del **ITER** se complementan además, por sistemas externos tales como: el sistema de vacío; el de criogénesis; el de control remoto; el sistema de potencia, el ciclo de combustible; la celda caliente; el agua de enfriamiento y la autogeneración del tritio.

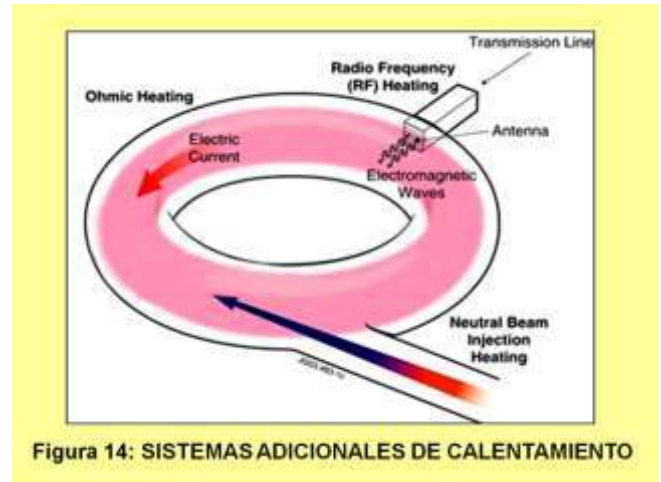


Figura 14: SISTEMAS ADICIONALES DE CALENTAMIENTO

Para iniciar la operación del ITER deberán evacuarse todo el aire y las impurezas de la cámara de vacío. El sistema magnético que confinará y controlará el plasma es encendido y el combustible gaseoso se inyectará en la cámara de vacío. Se podrá emplear también un dispositivo de alimentación por “pellets” congelados. Se procederá al calentamiento necesario para alcanzar la temperatura deseada y lograr la fusión del combustible a través del calentamiento óhmico, el haz neutro y las ondas electromagnéticas. Menos de un gramo de combustible fundido se encontrará presente en la cámara de vacío en todo momento. Con respecto a la autogeneración de tritio,

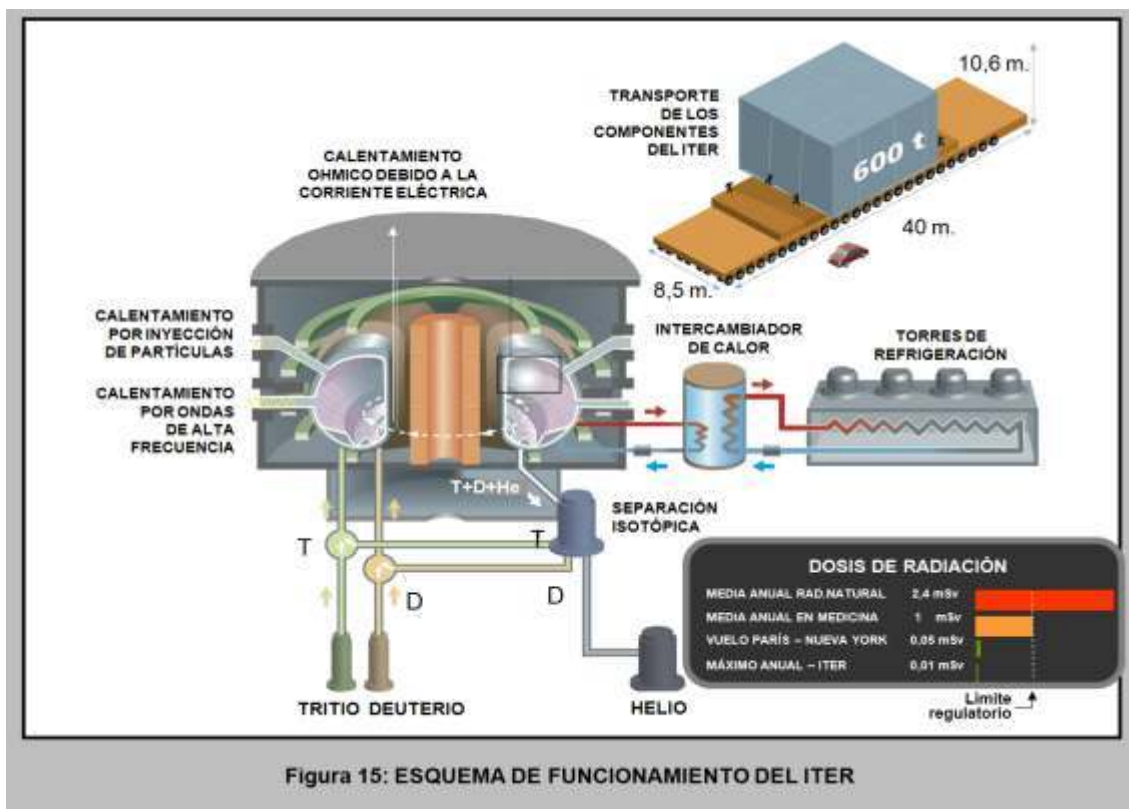


Figura 15: ESQUEMA DE FUNCIONAMIENTO DEL ITER

los módulos de envoltura contendrán litio y los neutrones que impacten reaccionarán por captura electrónica con los átomos de Li dando un átomo de T y un átomo de He. El combustible no consumido será bombeado fuera del divertor, y luego de separado del He producido en la reacción de fusión, es reciclado, mezclado con D y T frescos y reinyectado en la cámara de vacío (Figura 15).

En la planta prototipo subsiguiente (**DEMO**) y en las futuras instalaciones comerciales, el calor removido producirá vapor y a través de turbinas y alternadores, electricidad.

Estado actual

En el año 2010 comenzó la construcción del sistema de confinamiento magnético (**tokamak**) del **ITER** en el Sur de Francia, adyacente al Centro de Investigación Caradache (CEA), ubicado en la comuna de Saint-Paul-lez-Durance, a 35 km de Aix-e-Provence (Figura 16), con la participación de la Unión Europea, China, Japón, India, Corea, Rusia y los Estados Unidos. El **ITER**, como ya se mencionó, está diseñado para demostrar la factibilidad científica y tecnológica de producción de energía por fusión. La meta científica para el programa es producir una ganancia de energía y preparar la etapa de demostración de la futura planta de potencia de fusión. El **ITER** se ha diseñado para producir 500 MW de salida por 50 MW de consumo, o sea un factor 10 veces mayor que la cantidad de energía suministrada para su operación. Hasta el momento actual la producción de energía de fusión es de 16 MW por el JET en Culham, en el Reino Unido.



Fig. 16: UBICACIÓN DEL ITER

De las 180 hectáreas de terreno asignado al proyecto, el **ITER** ocupa una plataforma, aproximadamente de 42 hectáreas de 1 Km de largo por 400 metros de ancho, que se completó en el 2009. Fueron necesarios dos años para su construcción y en el año 2010 comenzó la construcción del edificio, con unos cimientos de hormigón de 360.000 t (Figura 17).



Fig. 17: PLATAFORMA PARA EL EDIFICIO ITER

Los componentes principales para el **tokamak** manufacturados en los siete Estados Miembros del proyecto serán enviados a Francia por mar y desembarcados en el puerto de Berre l'Etang y luego serán transportados a Caradache en vehículos especiales a lo largo de 104 Km por caminos especialmente modificados.

Se espera finalizar la construcción en el 2018, a la cual seguirá una etapa de comisionamiento y luego la etapa operativa que será de 20 años. Al principio se planea trabajar con hidrogeno puro, luego continuar la operación con deuterio con una pequeña cantidad de tritio y finalmente llegar a la tercera etapa aumentando la frecuencia, con parte iguales de deuterio y tritio a potencia completa de fusión.

Las regulaciones nucleares francesas se han aplicado a través de toda la fase de diseño del proyecto y continuarán aplicándose durante la construcción, operación, descontaminación y desmantelamiento. En el 2009 se creó una Comisión de Información Local (CIL) formada por representantes del gobierno local, grupos ambientalistas, sindicatos, hombres de negocios y profesionales de la salud. La CIL actúa como interface entre el **ITER** y la población local para cuestiones de seguridad nuclear, radioprotección, etc., por lo cual la Organización ITER y la Agencia Francesa de Seguridad Nuclear (ASN) proveen a la CIL con la información necesaria para ejercer su misión.

Durante la operación, la cantidad de combustible presente en la cámara de vacío (CV) en cualquier momento alcanza para unos pocos segundos de quemado. Ante cualquier disrupción, la reacción para, de igual modo que un quemador de gas se extingue cuando la llave se cierra. El proceso de fusión es inherentemente seguro y no hay peligro de reacciones extrañas o explosiones. El tritio es una sustancia radiactiva que también tiene aplicaciones en medicina y tecnología; las técnicas para su almacenamiento seguro y manipuleo (como hidruro metálico en vasijas especiales) están bien desarrolladas. Los sistemas empleados están diseñados para mantener el reciclado de los combustibles de fusión dentro de un sistema cerrado.

Los reactores nucleares de fusión no producen residuos de alta actividad o de período largo. Los productos

de la reacción de fusión son helio, que es un gas noble no radiactivo, y neutrones. Las sustancias radiactivas presentes en el sistema son el combustible tritio y los materiales activados por captura neutrónica, cuando los neutrones de alta energía impactan con las paredes de los componentes internos y de la cámara del plasma. Todos los materiales residuales serán tratados, acondicionados y almacenados en el lugar. El período de semidesintegración de la mayoría de los radioisótopos contenidos en estos residuos será menor de 10 años, lo que significa que dentro de 100 años, la radiactividad habrá disminuido de forma apreciable (aproximadamente en un factor 1.000). Es interesante añadir que se estudiarán materiales con baja sección eficaz de captura neutrónica.

De ninguna manera puede haber una catástrofe tipo Fukushima después de un terremoto o tsunami en el **ITER**, debido a las diferentes tecnologías empleadas en los reactores de fusión y fisión. Un reactor de fusión tiene una cantidad muy limitada de combustible dentro del reactor en cualquier momento. Como dijimos, el combustible es una mezcla gaseosa, un plasma de D-T, y para mantener la reacción de fusión se debe añadir continuamente combustible. Si la alimentación se interrumpe por alguna razón, el proceso se detiene inmediatamente. Además, la pérdida de enfriamiento debida a un terremoto u otra catástrofe no afectaría las barreras de confinamiento.

De todos modos, los ensayos nucleares de seguridad de importancia exigidos post Fukushima se aplicarán al **ITER** y se suministrará un informe.

La zona de Caradache está clasificada como área de actividad sísmica moderada. Por lo tanto, de acuerdo con la regulación francesa y basadas en el análisis geológico del área, las autoridades han decidido que la facilidad **ITER** esté diseñada para resistir un terremoto de amplitud 40 veces mayor y de energía 250 veces más grande que cualquier terremoto del cual se haya tenido referencia histórica en el área.

El **costo estimado** para la construcción, cuya duración se calcula que llevará 10 años, es de 13 billones de euros. Será financiado por los siete socios del **ITER**. Durante la fase de construcción, el 45.5% corresponde a Europa (incluyendo Suiza como parte de EURATOM), mientras que China, India, Japón, Corea, la Federación Rusa y los Estados Unidos contribuirán aproximadamente con el 9.1% cada uno. Ahora bien, el 90% de las contribuciones no será entregado en efectivo, sino a través de componentes y construcciones, directamente a la Organización ITER.

Estas contribuciones están divididas en 140 acuerdos donde se detallan las especificaciones técnicas y requerimientos de gestión de los sistemas de planta, componentes y construcciones en el lugar. El valor de cada acuerdo se expresa en Unidades ITER de pago. Para la fase operacional (2019-2037), la distribución del costo será: para Europa, 34%, Japón y Estados Unidos 13%, y China, India, Corea y Rusia, el 10%.

Para la desactivación (2037-2042) y las fases de descontaminación y desmantelamiento ("decomissioning"), el costo se estima en 281 millones de euros y 530 millones respectivamente, en valor 2001 (Figura 18).



Figura 18: COSTOS DEL PROYECTO ITER

Se están discutiendo entre las instituciones Europeas las perspectivas financieras actuales y venideras.

Desde el comienzo del proyecto en el 2007 hasta hoy han trabajado alrededor de 1.000 a 1.200 personas y entre el 2014 y el 2017 se requerirán alrededor de 3.000 a 4.000 trabajadores para la construcción y el montaje.

Otras propuestas

La configuración magnética **stelerator** para confinar el plasma en la reacción de fusión fue inventada por Lytman Spitzer en 1950 y construida al año siguiente en el Laboratorio de Física del Plasma de la Universidad de Princeton. Este diseño fue popular en las décadas de los 50 y 60, pero los óptimos resultados obtenidos con los sistemas **tokamak** dejaron de lado a los **stelerator**.

El **Wendelstein 7-AS** desarrollado en el Instituto Max Plank (IPP) en Garching, Alemania, fue el primer experimento de la nueva generación de "**stelerators avanzados**" diseñado para lograr una mejor configuración del campo magnético.

En paralelo, el Grupo Teórico de la Asociación EURATOM- IPP-Garching ha estado investigando por más de 10 años las posibles configuraciones de **stelerators** y desarrollado un campo magnético totalmente optimizado para continuar con la máquina siguiente **Wendelstein 7-X (W7-X)** (Figura 19).

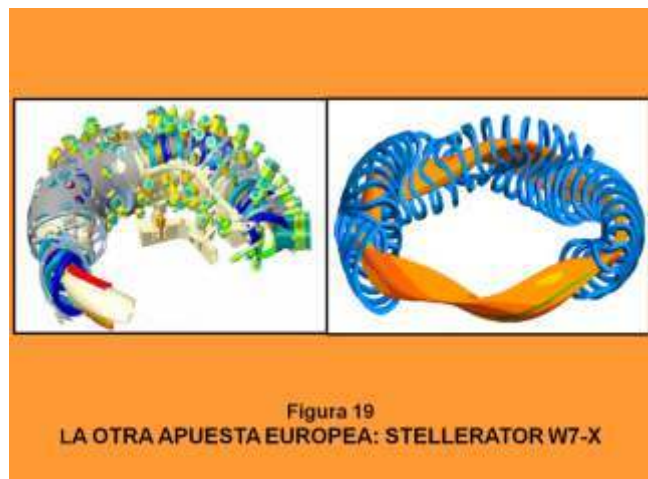


Figura 19
LA OTRA APUESTA EUROPEA: STELLERATOR W7-X

Más recientemente, en los años 90, renació el interés por este diseño y fueron construidas varias máquinas, particularmente el **Wendelstein 7-X (W7-X)** y el **Large Helical Device (LHD)** en Japón. El **W7-X** se está construyendo en Greifswald Branch del IPP, para demostrar la relevancia de los “stellers avanzados”. La Unión Europea, el Gobierno Alemán y el Estado de Mecklenburg-Vorpommern proveen los fondos. Los primeros contratos para los componentes experimentales se firmaron en 1996. La fabricación y ensayos de los componentes prototipo de la máquina ya están terminados. La Universidad de Stuttgart en cooperación con una compañía europea, la *Research Center Karlsruhe*, desarrollará y construirán el sistema completo de calentamiento por microondas.

Como ya se ha mencionado antes, los **stellers** confinan el plasma empleando solamente sistemas magnéticos externos sin emplear el campo magnético generado dentro del plasma. El experimento comprende: el sistema stellerator (bobinas del magneto, criostato, cámara del plasma y divertor); los sistemas de calentamiento (microondas y haz neutro); los suministros (la potencia eléctrica y enfriamiento); y el control de la máquina y diagnósticos. Su objetivo es proveer una planta de potencia a partir de los “stellers avanzados”. La pieza central del experimento es el sistema compuesto de 50 bobinas superconductoras no planares.

Demostrará la operación estacionaria. La trampa magnética confinará el plasma a 100 millones de grados y además demostrará la operación continua. Ahora bien, como la torsión helicoidal de las líneas de campo se alcanza solamente con las bobinas externas, éstas tienen que ser enroscadas sobre si misma constituyendo una forma complicada.

Otros **stellers** son el **TJ-II** (del CIEMAT, Madrid) de helicidad flexible, en operación, y el **HSX** (*Helically Symmetric Experiment*, de la Universidad de Wisconsin) actualmente en construcción. Los dos **stellers** más grandes son el **LHD** y el **W7-X** con volumen de plasma de 30 m³, campo magnético de 3-4 Tesla y potencia de calentamiento 30 MW. Estas máquinas son más costosas de fabricar por las bobinas helicoidales,

pero dotan al plasma de mayor estabilidad, ya que el confinamiento no depende del mismo.

En nuestro país, en el Instituto Balseiro, hay un grupo de físicos trabajando en fusión. Entre ellos está Danilo Babaglio, que bajo la Dirección de los doctores Ricardo Farengo y Pablo Luis García Martínez es autor de la tesis: “La Fusión con la configuración llamada de Campo Invertido, por coalescencia de dos spheromaks de helicidad contraria”. Se trata de configuraciones magnéticas toroidales formadas en el interior de una cámara simplemente conexa. Ambas componentes de campo se producen por corrientes que circulan dentro del plasma y tienen la misma magnitud. Se pudo confirmar que la energía magnética asociada a los campos toroidales de ambos spheromaks se transfirió como energía térmica al plasma.

Conclusiones

El desafío es muy grande. El **ITER** permitirá ensayar y validar materiales avanzados y tecnologías claves para las plantas de fusión del futuro. El **ITER**, el cual incorpora la experiencia de máquinas previas, llevará la fusión al punto donde pueda considerarse con posibilidades el suministro a la humanidad de una fuente de energía ilimitada, segura y limpia. Los desarrollos han sido constantes e impresionantes, particularmente en lo referente a los incrementos de temperaturas y de tiempos de confinamiento. La fusión es inherentemente segura. No hay peligro de reacciones explosivas o de excursiones de potencia. Cualquier disrupción en las condiciones operativas produce inmediatamente la auto extinción del proceso. No libera gases de efecto invernadero al medioambiente y en cuanto a los residuos, los productos de la reacción de fusión son el He, que es un gas noble, y los neutrones de alta energía, los cuales pueden activar los materiales constitutivos cuando impactan con ellos. El período de semidesintegración de la mayor parte de los radionucleídos producidos por captura neutrónica es menor de 10 años. No se generan, por lo tanto, residuos de alta actividad ni de período largo.

En energía el futuro es la fusión.

Modelado de un sistema de disposición de residuos radiactivos cercano a la superficie

Noelia R. SILEO¹, Néstor O. FUENTES^{1,2}

¹ Plan Nacional de Gestión de Residuos Radiactivos- Gerencia de Área Seguridad Nuclear y Ambiente - Comisión Nacional de Energía Atómica

² Instituto de Tecnología "Prof. Jorge A. Sabato" - Universidad Nacional de San Martín - Comisión Nacional de Energía Atómica

El presente trabajo considera diferentes enfoques y suposiciones con el fin de identificar y describir las relaciones entre el sistema de disposición final y su entorno. A efectos de desarrollar la capacidad de modelar diferentes escenarios a largo plazo para un sitio genérico de disposición de residuos radiactivos, se implementan modelos tanto en la interfaz campo cercano/geosfera como en la geosfera/biosfera usando criterios generales, con sub-modelos para todo el sistema.

In this work, different approaches and assumptions are made in order to identify and describe relationships between the disposal system and its environment. In order to develop the capability of modeling different long-term scenarios for a generic disposal site for radioactive wastes, implementation of models of both the near-field/geosphere and geosphere/biosphere interface were performed using general approaches, with sub-models for the whole system.

1. Introducción

En el desarrollo de modelos numéricos para los estudios de evaluación del desempeño de las instalaciones de disposición final de residuos radiactivos se debe abordar la gestión de las incertidumbres de gran alcance relacionados con el comportamiento a largo plazo de estos sistemas complejos.

Se realizan diferentes enfoques y suposiciones con el fin de identificar y describir las relaciones entre el sistema de disposición final y su entorno. Entre otros factores, deben tenerse en cuenta las incertidumbres asociadas a la evolución temporal del sistema dentro de un escenario propuesto, los cambios en el paisaje derivados de acciones antrópicas, el clima y los fenómenos geológicos; así como también procesos que relacionan los componentes del sistema de disposición y de su medio ambiente cercano, el comportamiento y características de los radionucleídos en el sistema y su contribución a la emisión de radiación.

En todos los casos, los modelos basados en escenarios diferentes se utilizan normalmente para cuantificar la emisión de partículas radiactivas de los posibles futuros vertidos de las instalaciones de disposición de residuos. Sin embargo, es importante tener siempre en cuenta que en un caso concreto, el objetivo de desarrollar y/o aplicar un modelo puede variar desde un simple cálculo (por ejemplo, para apoyar el desarrollo del concepto) a la evaluación detallada del rendimiento de un determinado sitio para otorgar una licencia.

Los supuestos y simplificaciones de modelos que son apropiados para un tipo de cálculo puede no ser tan fácil de justificar en circunstancias diferentes. Con el fin de desarrollar modelos en diferentes escenarios a largo plazo para un sitio genérico de disposición de residuos radiactivos, se implementaron modelos tanto en la interfaz campo cercano/geosfera y geosfera/biosfera con métodos generales, con sub-modelos para todo el sistema.

El presente trabajo es una primera aproximación al estudio de la migración de radionucleídos en la zona saturada (zona de la geosfera que se encuentra por debajo del nivel freático, en donde los espacios intergranulares se encuentran rellenos por aire y agua), planteando un escenario genérico en el cual se presenta un sistema de disposición final de residuos radiactivos cercano a la superficie, emplazado en la zona saturada.

Para el desarrollo de este tipo de modelos conceptuales deben tenerse en cuenta los siguientes factores:

- el origen de los contaminantes (por ejemplo: un sistema de disposición final);
- los mecanismos de liberación de contaminación (los procesos que generan el escape de radionucleídos de la fuente);
- el medio que transporta a los contaminantes;
- los mecanismos de transporte (los procesos que afectan al transporte de los radionucleídos);
- el medio expuesto a la contaminación (humanos, animales, vegetación); y
- los mecanismos de exposición (ingestión de agua, alimentos de origen animal y/o vegetal).

Como primera aproximación, sólo considerará como mecanismo de liberación, la lixiviación desde la fuente hacia la geosfera, y como mecanismo de transporte de radionucleídos al flujo de agua subterráneo de tipo advectivo (respondiendo principalmente al gradiente hidráulico existente), a través de distintas formaciones de tipo sedimentario. En la Tabla 1 se presenta un resumen de los parámetros que fueron tenidos en cuenta para el modelo en estudio.

Fuente	Mecanismo de liberación de radionucleídos	Mecanismo de transporte	Medio
Sistema de disposición final de residuos radiactivos	Lixiviación	Flujo advectivo (flujo de agua subterránea)	Geosfera

Tabla I. Parámetros considerados para el modelado de la migración de radionucleídos en la zona saturada.

Para el desarrollo del presente trabajo se utilizó la versión gratuita del "software" AMBER 5.4. Para dicho programa, los contaminantes se asumen uniformemente mezclados en una serie de compartimentos entre los cuales se lleva a cabo la transferencia, siendo los compartimentos las unidades dentro de las cuales el sistema es modelado. Cada transferencia entre compartimentos depende directamente de la cantidad/concentración presente en el compartimento desde donde proviene el material que se está moviendo y que puede cambiar con el tiempo. El programa permite que los contaminantes decaigan o se degraden con el tiempo, según cadenas de decaimiento, si es necesario.

2. El modelo

El modelo conceptual desarrollado se representa como expresiones matemáticas. Los procesos de transporte son expresados como ecuaciones diferenciales en las cuales el decaimiento radiactivo y su transferencia hacia los componentes son representados como procesos lineales.

Para el transporte en la zona saturada se tuvo en cuenta el retardo (R) utilizando los coeficientes de sorción de la ecuación 1. Estos parámetros empíricos

representan un número de procesos físicos y químicos con el cociente de la concentración en equilibrio de un elemento sorbido por una superficie para la concentración en el agua subterránea.

$$R = 1 + (\rho(1 - \theta)K_d) / \theta$$

Donde:

R es el coeficiente de retardamiento

θ es la porosidad efectiva

ρ es la densidad de granos del medio (kg/m^3)

K_d es el coeficiente de sorción del medio (m^3/kg)

La velocidad de Darcy (q , m/año) del agua subterránea fue calculada en base a la conductividad hidráulica del medio (K , en m/año) y el gradiente hidráulico con el cual fluye el agua (ecuación 2).

$$q = -K (\partial H / \partial x)$$

Donde:

$\partial H / \partial x$ es el gradiente hidráulico

El modelo se compone de 8 compartimentos, 4 contaminantes (cadena de decaimiento del Th^{230}), y cuatro mecanismos de transporte (Figura 1).

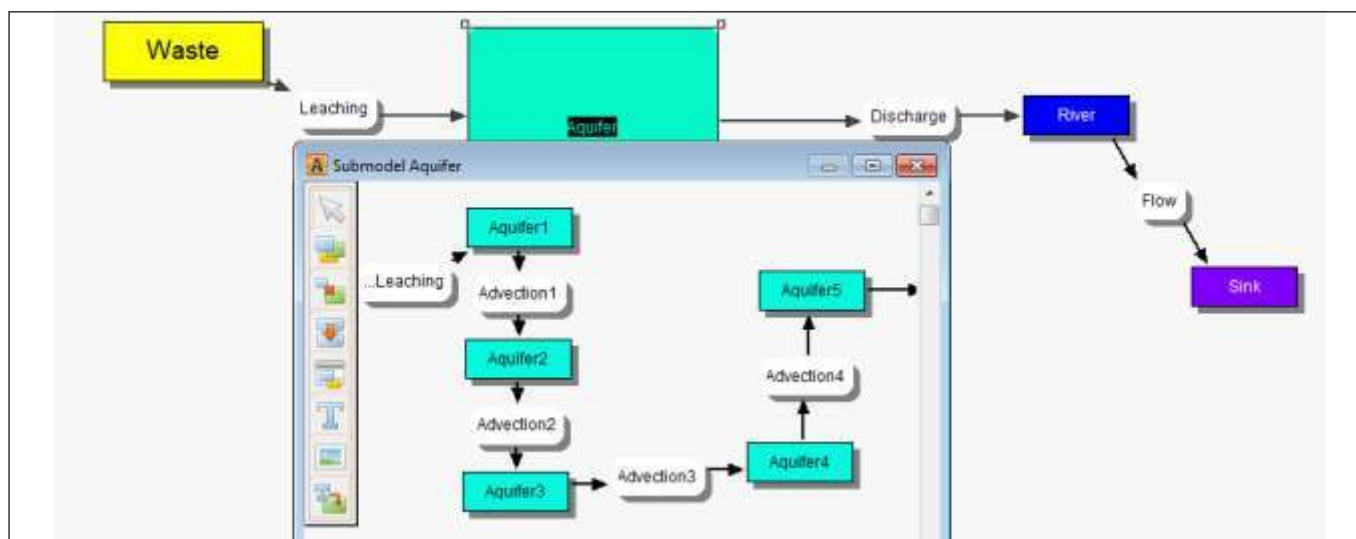


Figura 1. Estructura general del modelo presentando también el submodelo definido para el acuífero. En amarillo, compartimento fuente; en blanco, mecanismos de transporte; en verde, acuífero; en azul, compartimento representando el río; en violeta, un sumidero.

En este trabajo se presentan tres casos diferentes, en los cuales el único parámetro que varía es la conductividad hidráulica (K) del acuífero en cuestión. Luego, cada caso será comparado entre sí, para evaluar su comportamiento como barrera geológica dentro de la geosfera.

Se parte asumiendo que el sistema de disposición final se encuentra emplazado dentro de la zona saturada, hasta 10 metros de profundidad desde la superficie, conteniendo 10.000 m³ de residuos radiactivos. Se asume también que la lixiviación comienza a un tiempo $t = 0$, y que el gradiente hidráulico para todo el modelo es de 0.05, sin movimientos

ascendentes de agua, y con un flujo de agua subterránea prácticamente horizontal.

2.1. Caso I

El primer caso se presenta como un repositorio ubicado dentro de la zona saturada, en un acuífero libre compuesto por arenas gruesas o gravilla (Figura 2), para el cual la conductividad hidráulica se asume igual a 1.0×10^{-2} m/día. Al tratarse de un buen acuífero, no será capaz de absorber o retener la contaminación, por lo cual no puede ser considerado como una barrera geológica.

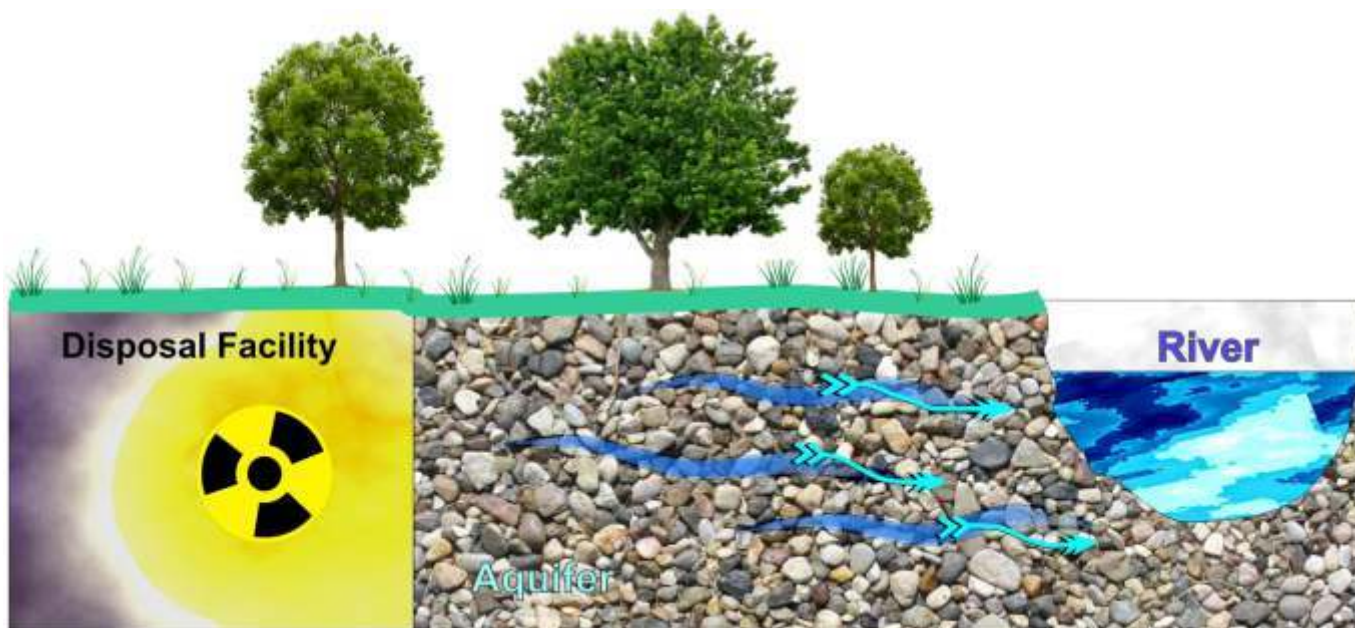


Figura 2. Esquema de un repositorio dentro de la zona saturada, con un acuífero libre compuesto por gravilla.

Se calculó la concentración de Th^{230} , Ra^{226} , Pb^{210} y Po^{210} en Bq, para un período de tiempo de 100.000 años para cada compartimento (Figura 3). De los gráficos se obtuvo que la mayor concentración de Th^{230} para el acuífero se encuentra a los 5.000 años de ocurrido el

escape, con un valor de 1.7×10^{10} Bq, mientras que el Ra^{226} , Pb^{210} y Po^{210} presentan un máximo cercano a 6.5×10^9 Bq. Las concentraciones de todos los radionucleídos tienden a cero, acercándose a dicho valor a partir de los 50.000 años de comenzada la lixiviación.

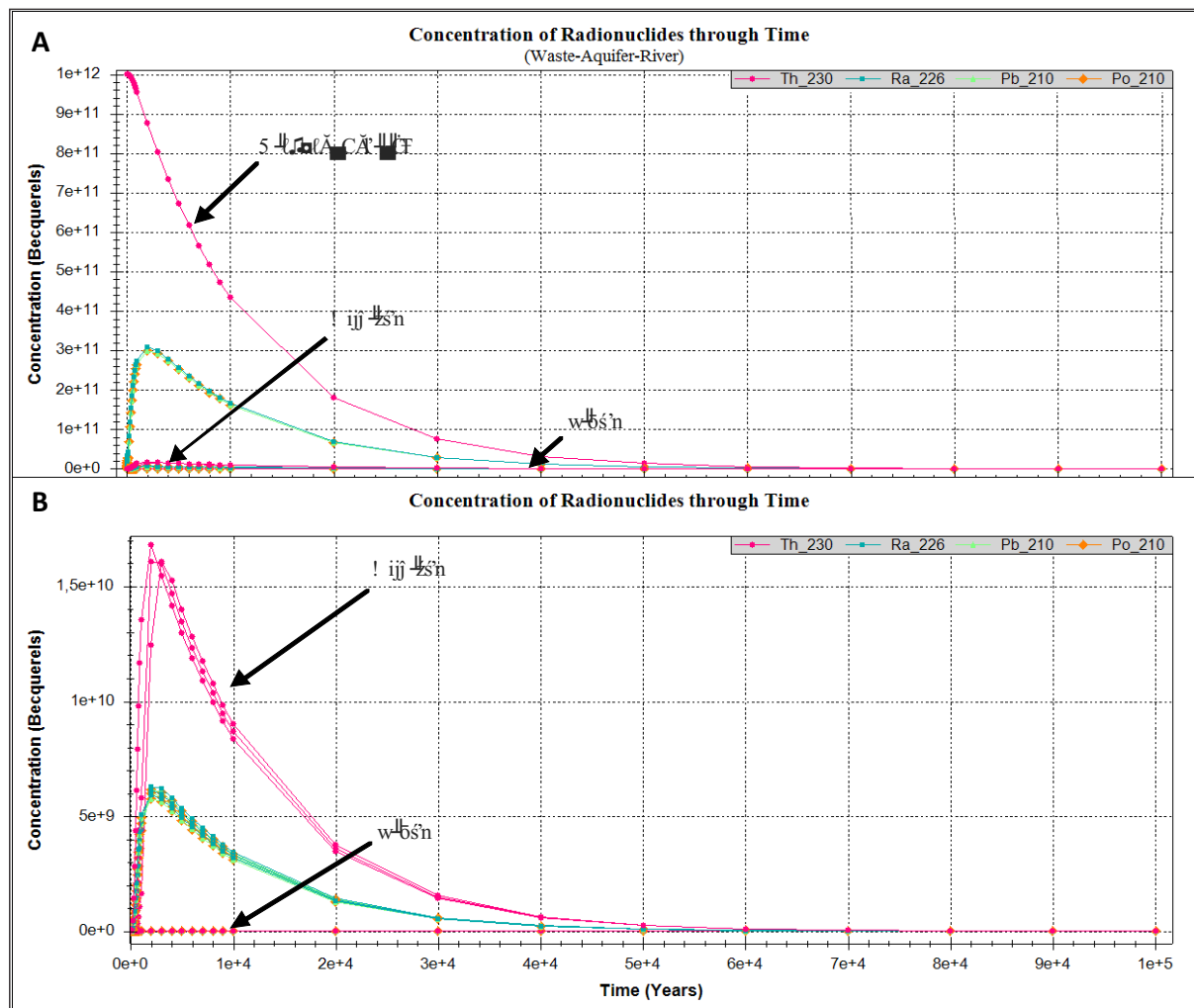


Figura 3. A. Concentración de radionucleídos calculada para el compartimento correspondiente al repositorio, el acuífero y el río a través del tiempo.
B. Zoom en los compartimentos del río y el acuífero.

Luego se realizaron los cálculos pertinentes para obtener la dosis efectiva de radiación para un humano adulto, por la ingesta de agua conteniendo los radionucleídos previamente mencionados (Figura 4). De allí se obtuvo que las mayores dosis se registran entre los 0 y 2.000 años a partir del comienzo de la lixiviación, con valores máximos de 2.25×10^{-1} mSv/año (0.25 Bq/l en agua) para el Po^{210} , 1.25×10^{-1} mSv/año (0.26 Bq/l)

para el Pb^{210} , 5.0×10^{-2} mSv/año (0.26 Bq/l) de Ra^{226} , y un máximo de 1.0×10^{-2} mSv/año (0.065 Bq/l) Th^{230} . Teniendo en cuenta estos valores y comparándolos con los niveles de referencia correspondientes a radionucleídos presentes en le agua de consumo (OMS, 2006) puede destacarse que tanto el Po^{210} , como el Pb^{210} , se encuentran por encima de los valores permitidos.

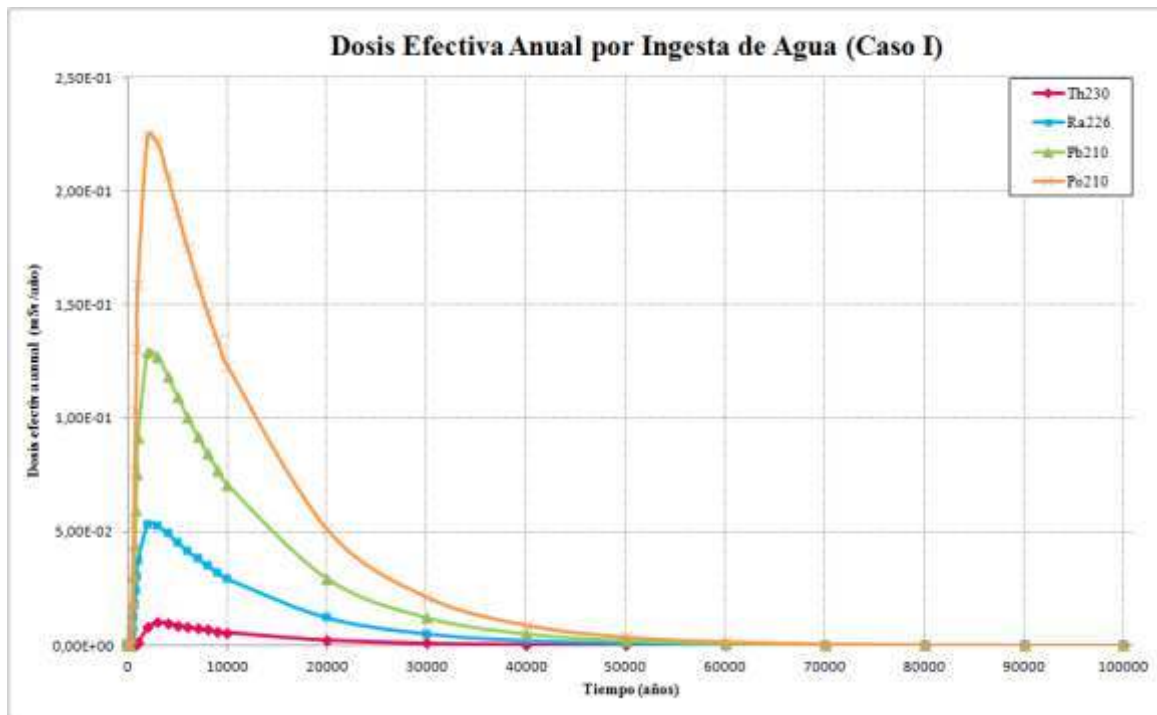


Figura 4. Dosis efectiva anual para un humano adulto calculada para un período de 100.000 años (Caso I)

2.2. Caso II

En este caso se presentará la evolución del sistema teniendo en cuenta que se trata de un acuífero pobre, compuesto principalmente por arena muy fina a loess (ver Figura 4), por lo cual la conductividad hidráulica elegida para esta formación fue de $1,0 \times 10^{-2}$ m/día. Esto es debido a que a medida que el espacio

intergranular se hace más pequeño y disminuyen las interconexiones entre los poros, el flujo subterráneo es más lento, generando así un incremento en la concentración de radionucleídos en un corto período de tiempo, dentro del compartimento del acuífero, del modelo en cuestión (ver Figura 5).

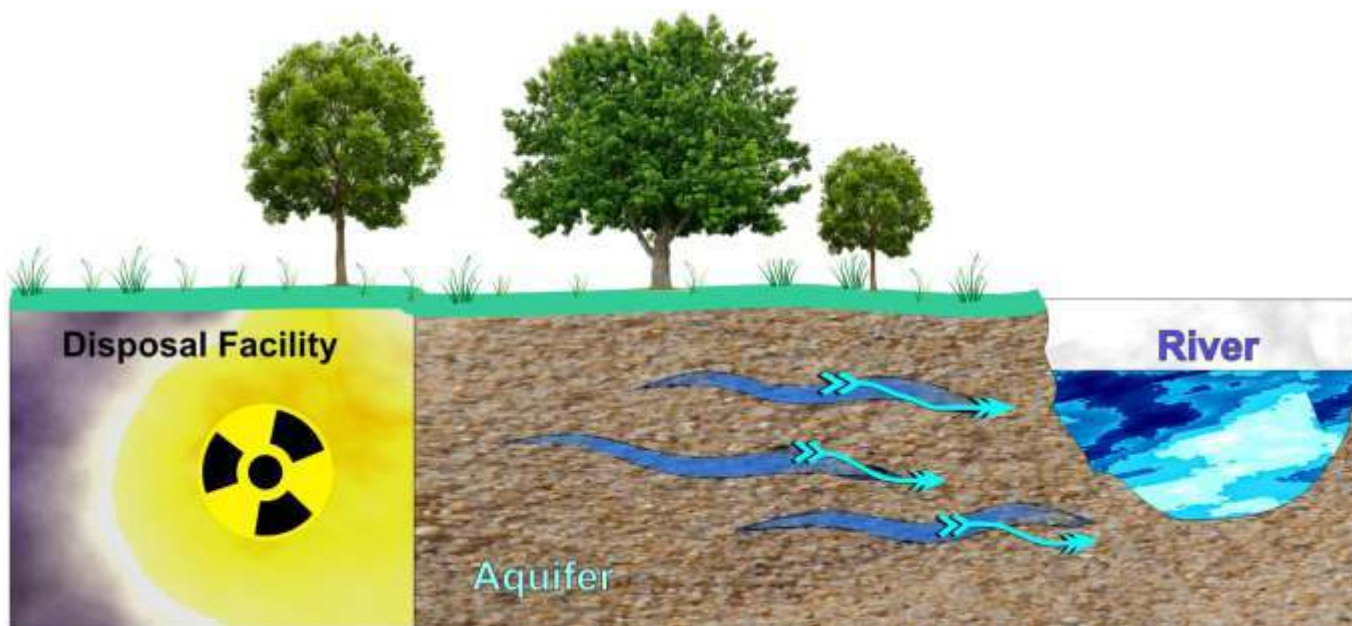


Figura 5. Sección esquemática de un acuífero libre arenoso

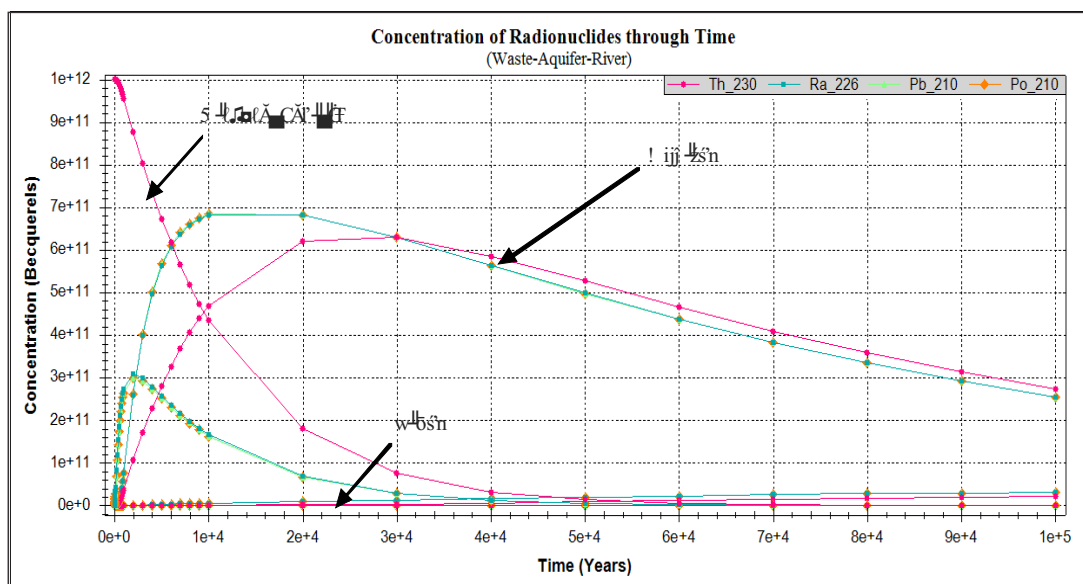


Figura 6. Evolución de la concentración de radionucleídos en un período de tiempo de 100.000 años para el Caso II.

Analizando las concentraciones de cada radionucleído en los distintos compartimentos puede observarse que las concentraciones de Th^{230} , Ra^{226} , Pb^{210} y Po^{210} para el acuífero son de un orden de magnitud mayor que en el caso anterior (Figura 6). Los valores máximos se hallan entre 7.0×10^{11} Bq y 3.0×10^{11} Bq para el período de años entre los 10.000 y 30.000 luego del inicio de la lixiviación. La concentración para el compartimento represando al río es prácticamente cero.

Teniendo en cuenta los niveles de referencia correspondientes a radionucleídos presentes en el agua de consumo (OMS, 2006), se ha detectado que las concentraciones más altas alcanzadas en este caso (Figura 7) no superan dichos niveles, por lo cual, en este caso, el acuífero comenzaría a actuar como barrera geológica frente a la contaminación, generando un retardo en la migración de los radionucleídos hacia el río de donde se extraería el agua para consumo humano.

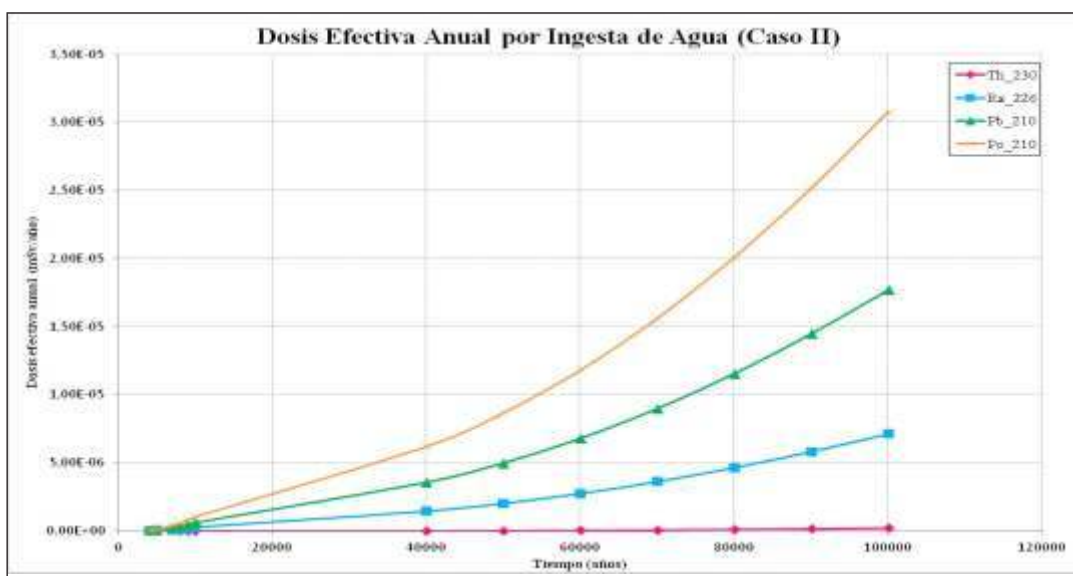


Figura 7. Dosis efectiva anual para un humano adulto calculada para un período de 100.000 años (Caso II)

2.3. Caso III

La tercera alternativa considerada corresponde a un acuíclodo (área impermeable, capaz de almacenar agua pero no de transmitirla) que consiste en arcillas compactas (ver Figura 8). Para este caso, la conductividad hidráulica será de 1.0×10^{-5} m/día. Aquí los poros se encuentran prácticamente desconectados unos con otros, evitando el flujo de agua subterránea a través de la formación, y causando que la concentración de radionucleídos sea aún mayor (ver Figura 9).

Para este caso, puede verse que la concentración de los productos de decaimiento del Th^{230} es mayor que en los casos previos, demostrando la excelente respuesta de un ambiente geológico arcilloso, retardando el transporte de radionucleídos por flujo advectivo y actuando como un sello. En la Figura 8 se observan los valores máximos en el acuíclodo, que se encuentran entre 8.0×10^{11} Bq para Ra^{226} , Pb^{210} y Po^{210} , y $6,5 \cdot 10^{11}$ Bq para el Th^{230} . Una vez más, la concentración en el río es despreciable.

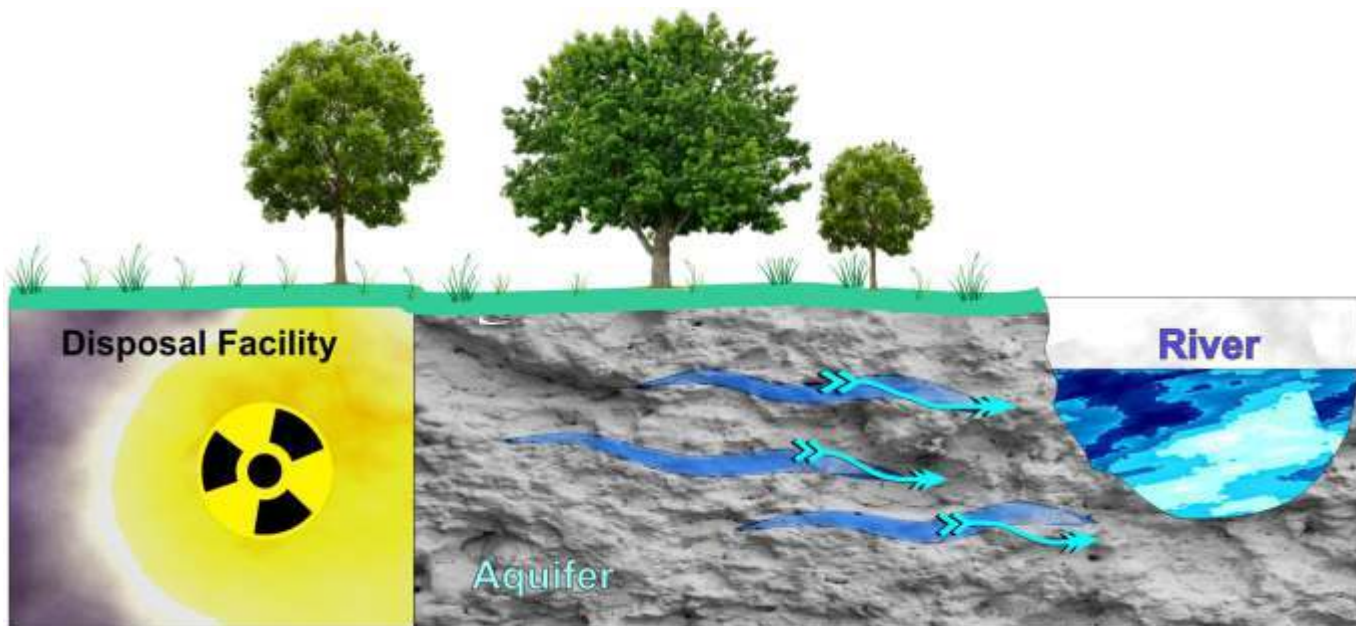


Figura 8. Esquema de un acuíclodo compuesto por arcillas.

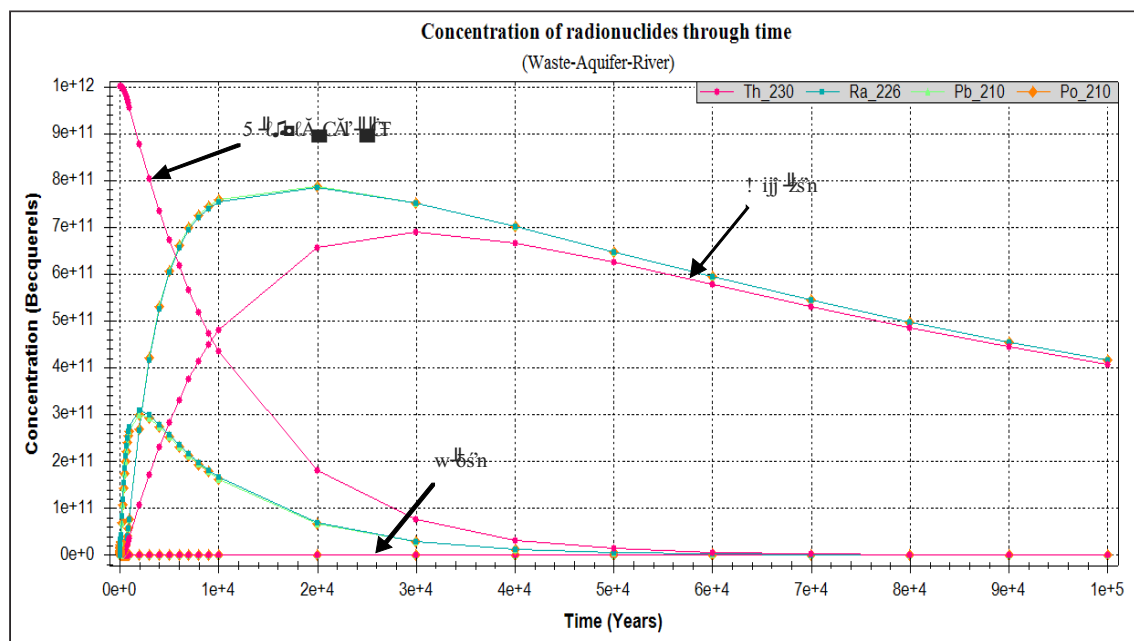


Figura 9. Concentración de radionucleídos vs. tiempo para el Caso III.

3. Conclusiones

Teniendo en cuenta los diferentes escenarios planteados en este trabajo se puede concluir que:

- Aquellas formaciones geológicas de baja conductividad hidráulica representan buenas barreras geológicas debido a que poseen muy baja permeabilidad y alta capacidad de retención.
- La migración de radionucleídos por un flujo subterráneo convectivo es favorable en el caso I, debido a las características físicas de la geosfera (formaciones areno-gravosas). Tanto en el caso II como en el III se pudo observar la relación inversa que existe entre la capacidad de retención y el tamaño de grano de una formación.
- Para todos los casos la contribución al río es mínima.
- Como recomendación, el enfoque tiene que estudiar las normas de seguridad y los diversos escenarios posibles para cada sistema de disposición final. Estos escenarios dependen de las condiciones específicas del sitio.
- Los resultados sugieren que incluso un simple

código basado en el análisis de la solución de la ecuación de transporte de masas puede ser muy útil y fiable para evaluar escenarios a futuro de un sistema de disposición de residuos radiactivos cercano a la superficie.

4. Referencias

1. "Notes for Lectures on the Safety Assessment of Near Surface Low and Intermediate Level Radioactive Waste Disposal Facilities". ANSN Training Course, "Geosphere Modeling." Indonesia, 2-6 April 2007.
2. Quintessa. "AMBER 5.4 Reference Guide". Quintessa Limited report QE-AMBER-1, Version 5.4, Henley-on-Thames, UK. December 2010.
3. "Guías para la calidad del agua potable. Vol. 1: Recomendaciones". Tercera edición. Organización Mundial de la Salud, 2006.

Trabajo presentado en la XXXVIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 14 al 18 de noviembre de 2011.

Reactor de muy alta temperatura (VHTR)

OSVALDO E. AZPITARTE - Sector Estudios de Reactores y Centrales - Gerencia Ingeniería de Reactores y Centrales Nucleares – Gerencia de Área Energía Nuclear - Comisión Nacional de Energía Atómica

El presente trabajo muestra las principales características del Reactor de Muy Alta Temperatura (VHTR), desarrollado en el marco del Foro Internacional de la Generación IV (GIF). El VHTR es un reactor térmico, moderado con grafito y refrigerado por helio a muy altas temperaturas ($T_{out} = 1000$ OC), que permite alta eficiencia térmica (~ 50%) y producción de hidrógeno. La característica distintiva del VHTR es su combustible, compuesto por partículas esféricas de 1 mm de diámetro llamadas TRISO, que consisten en un núcleo de combustible (UO_2 o UCO) recubierto por diferentes capas de carbono pirolítico y carburo de silicio. El trabajo describe los sistemas primario, secundario y de control y seguridad, así como el combustible y materiales propuestos. Por último, presenta las principales ventajas y desventajas del VHTR.

The main features of the Very High Temperature Reactor (VHTR), developed in the framework of the Generation IV International Forum (GIF), are presented in this paper. The VHTR is a thermal reactor, moderated by graphite and cooled by Helium at very high temperature ($T_{out} \sim 1000^\circ C$), which allows high thermal efficiency (~ 50%) and Hydrogen production. The distinctive characteristic of the VHTR is its fuel, composed by 1 mm diameter spherical particles called TRISO, consisting of a fuel kernel (UO_2 or uranium ox carbide) coated by different layers of pyrolytic carbon and silicon carbide. The paper describes the primary, secondary, and the control and safety systems, as well as the fuel and materials proposed. Finally, the main inherent advantages and disadvantages of the VHTR are presented in this work.

1. Introducción [Gen IV, 2009]

El VHTR (Very High Temperature Reactor) es uno de los seis diseños en desarrollo en el marco del proyecto internacional GIF (Generation IV International Forum). Se trata de un reactor de espectro neutrónico térmico, refrigerado por helio y moderado por grafito. En el proyecto VHTR del GIF participan 8 países (Canadá, China, Corea del Sur, Estados Unidos, Francia, Japón, Sudáfrica y Suiza).

A la fecha no hay ningún reactor VHTR construido. El cronograma establecido por GIF prevé la construcción de un prototipo a partir del año 2020.

La muy alta temperatura que se propone alcance el helio refrigerante ($T_{sal} > 950^\circ C$) permitirá que el reactor pueda ser aprovechado tanto para generación de electricidad como para proveer calor de proceso para múltiples usos industriales. La cogeneración de hidrógeno es, hasta ahora, el uso secundario previsto.

El diseño del reactor presenta, como características generales, una potencia de 600 MWt, una eficiencia térmica del 50 %, un quemado postulado de aproximadamente 200.000 MWD/tHM, y una presión de operación de 7 Mpa.

La característica única del VHTR, que lo distingue del resto de los diseños, es su combustible. Éste está compuesto por partículas esféricas denominadas TRISO (tri-isotropic) de 0.92 mm de diámetro (Figura 1), que consisten en un núcleo combustible de UO_2 o UCO (uranium oxycarbide) de 0.5 mm de diámetro, recubierto de capas concéntricas de grafito, carburo de silicio o

circonio y carbón pirolítico. La ventaja principal de estas partículas es que mantienen su integridad y retienen los productos de fisión a temperaturas superiores a los $1.600^\circ C$.

Por tratarse de un diseño con espectro neutrónico térmico, su factor de conversión es bajo ($CR \sim 0.6$), menor que el del resto de los diseños con espectro neutrónico rápido seleccionados en el marco del GIF, cuyos factores de conversión son iguales o mayores que la unidad. Asimismo, su ciclo de combustible asociado es abierto. Esto hace que no pueda hacer un uso de los recursos naturales tan eficiente como el resto de los diseños con espectro neutrónico rápido seleccionados por GIF.

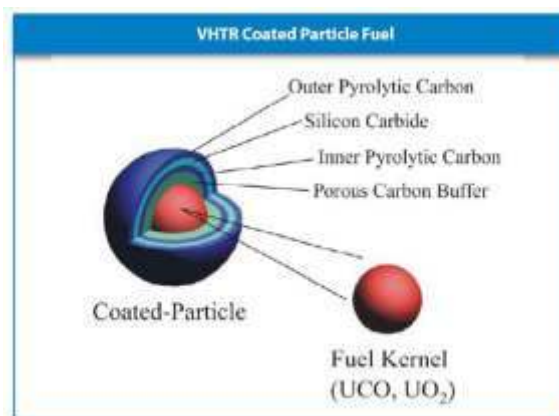


Figura 1 – Partícula TRISO [NGNE, 2010]

El VHTR puede adoptar dos tipos principales de diseño de núcleo, según sea la configuración geométrica del elemento combustible (EC): el PBR – “*Pebble Bed Reactor*” (Reactor de Lecho de Bolas), o el PMR – “*Prismatic Modular Reactor*”.

En el PBR, el EC consiste en una matriz esférica de grafito de 6 cm de diámetro, que contiene miles de partículas TRISO homogéneamente dispersas, como se muestra en la Figura 2. El núcleo estará compuesto por un lecho de cientos de miles de estas bolas apiladas (Figura 3).

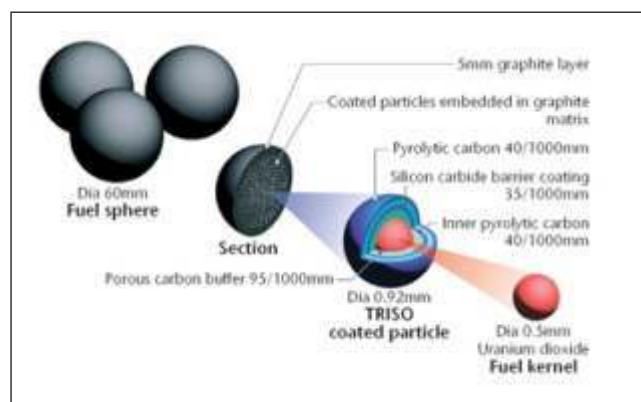


Figura 2 – Combustible esférico del PBR [TECDOC 1645, 2010]

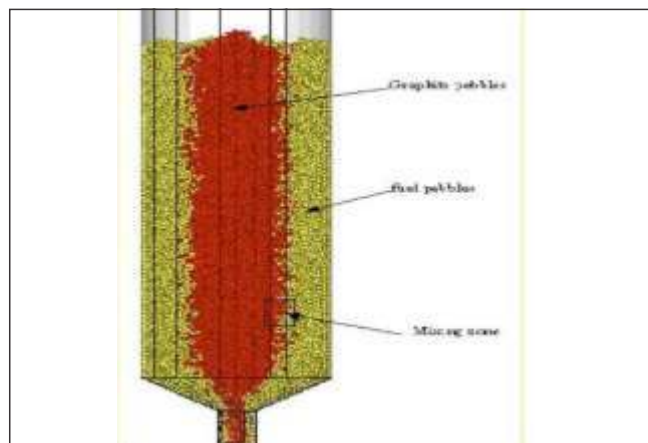


Figura 3 – Núcleo del PBR [Petti, 2005]

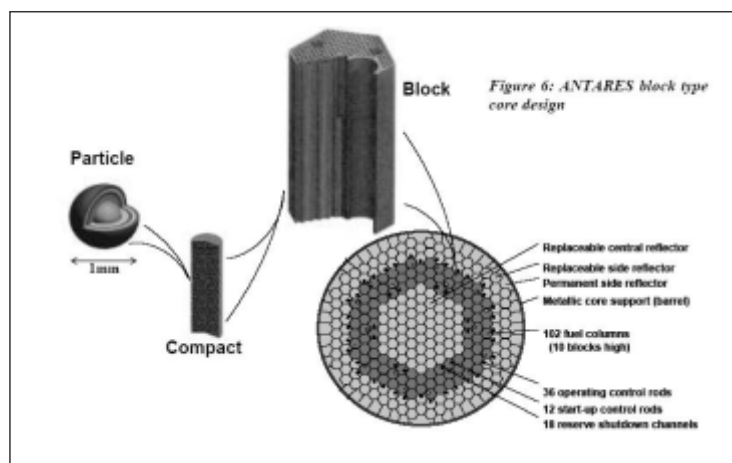


Figura 4 – Combustible y núcleo de un PMR [FISA, 2006]

El ciclo térmico de un VHTR admite dos versiones: un ciclo directo (ciclo Brayton) para la generación eléctrica, con un ciclo indirecto para la producción de H_2 , o un ciclo indirecto tanto para la generación eléctrica, como para la producción de H_2 . El Helio refrigerante es un gas inerte que se presenta en una sola fase y no produce efectos sobre la reactividad en ninguna condición operacional.

El grafito moderador confiere una gran inercia térmica y estabilidad estructural a muy altas temperaturas.

La producción de hidrógeno puede llevarse a cabo a través de dos procesos: por el método termoquímico o por electrólisis de alta temperatura.

2. Antecedentes [NGNP, 2009]

El VHTR presenta numerosos antecedentes en diversos países del mundo. El primer reactor refrigerado por gas (CO_2), denominado Magnox, fue desarrollado en el Reino Unido. Dieciocho de estos reactores aún se encuentran en operación. Posteriormente se optó por el helio como

refrigerante, por sus mejores propiedades para operar a mayores temperaturas.

En los Estados Unidos Peach Bottom y Fort Saint Vrain fueron las dos primeras centrales de demostración que utilizaron He como refrigerante y grafito en configuración prismática como moderador. Peach Bottom operó entre 1967 y 1974, con una potencia de 110 MWt y una temperatura de salida de 750 °C. Fort Saint Vrain operó entre 1976 y 1989 con una potencia de 842 MWt y una temperatura de salida de 775 °C.

El diseño del “Pebble Bed Reactor” fue desarrollado en Alemania, donde se construyó el reactor experimental AVR, que operó entre 1968 y 1988, con una temperatura de salida de 950 °C, y el THTR (“Thorium High Temperature Reactor”) que operó entre 1985 y 1989.

Japón desarrolló el HTTR (“High Temperature Test Reactor”), un reactor experimental de núcleo prismático de 30 MWt de potencia, que opera desde 1998.

Entre los reactores en etapa de desarrollo se pueden citar GT-MHR (“Gas Turbine – Modular Helium Reactor”) en los Estados Unidos, el PBMR (“Pebble Bed Modular Reactor”) en Sudáfrica, el GTHTR (“Gas

Turbine High Temperature Reactor”) en Japón, y el ANTARES en Francia.

3. Sistema Primario [NGNP, 2009] [Billot, 2004]

La Figura 5 muestra el diseño del sistema primario de un VHTR con un ciclo directo acoplado. A la izquierda de la figura se distingue el recipiente de presión (RPV) que contiene al núcleo (PBR o PMR), sus estructuras internas y las barras de control. El recipiente de la derecha contiene el “Balance of Plant” (BoP), con compresores de alta y baja presión que hacen circular el He, intercambiadores de calor intermedios, la turbina y el generador. Ambos recipientes se comunican a través del “hot duct”, conducto de dos cilindros concéntricos por donde sale el He a mayor temperatura (tubo interno) e ingresa a menor temperatura (tubo externo). El He ingresa al plenum inferior del RPV, asciende por la parte externa hasta el plenum superior, desciende por el centro refrigerando los combustibles y sale al BoP a través del “hot duct”.

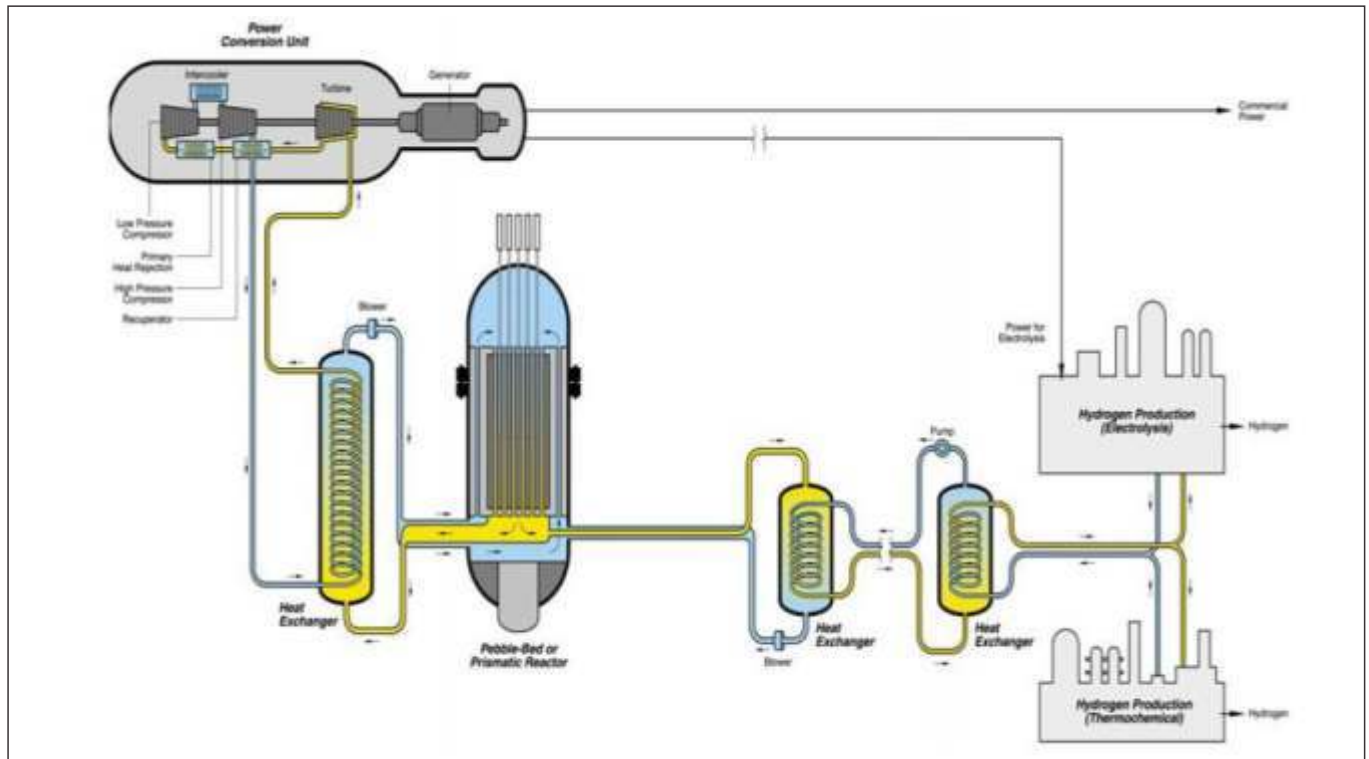


Figura 5 – VHTR con ciclo directo [VHTR-SC, 2006]

La Figura 6 muestra el diseño del sistema primario de un VHTR con un ciclo indirecto acoplado. Se observan los mismo recipientes descriptos en la Figura 5, RPV y BoP, pero ahora en circuitos distintos, primario y secundario respectivamente, unidos a través de un

intercambiador de calor. Al circuito primario se le agrega un compresor (“blower”) que hace circular el He a través del RPV en el mismo sentido que en el caso del ciclo directo.

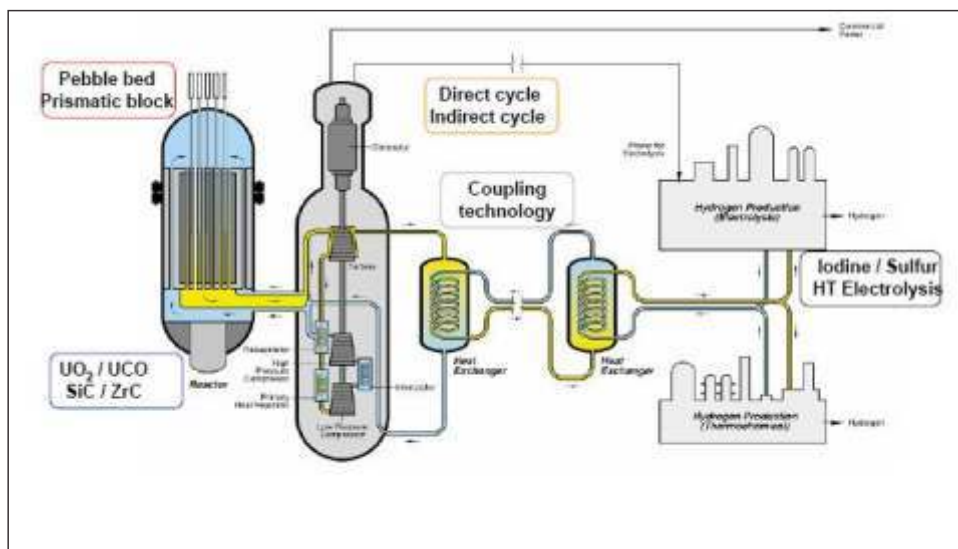


Figura 6 – VHTR con ciclo indirecto [Gen IV, 2009]

3.1. PMR (“Prismatic Modular Reactor”)

La Figura 7 muestra el recipiente de presión cilíndrico (RPV) propuesto del PMR, donde se apilan los ECs prismáticos que se mostraron en la Figura 4. En la figura se distinguen el plenum superior, el núcleo central, el plenum inferior, y el “hot duct”. El núcleo se encuentra rodeado de grafito reflector tanto en la dirección radial como en la axial. En la parte superior pueden distinguirse las barras de control y en la inferior el SCS (*Shutdown Cooling System*) utilizado para refrigerar el núcleo en

situación de parada normal. El flujo de He ingresa al plenum inferior del RPV a una temperatura de 490 °C, y desde allí asciende verticalmente por un espacio anular existente entre la pared exterior del núcleo (*core barrel*) y la pared interior del RPV, hasta llegar al plenum superior. Allí se distribuye y desciende hasta el *plenum* inferior por los distintos canales de refrigeración. La temperatura de salida del Helio es de 950-1000 °C.

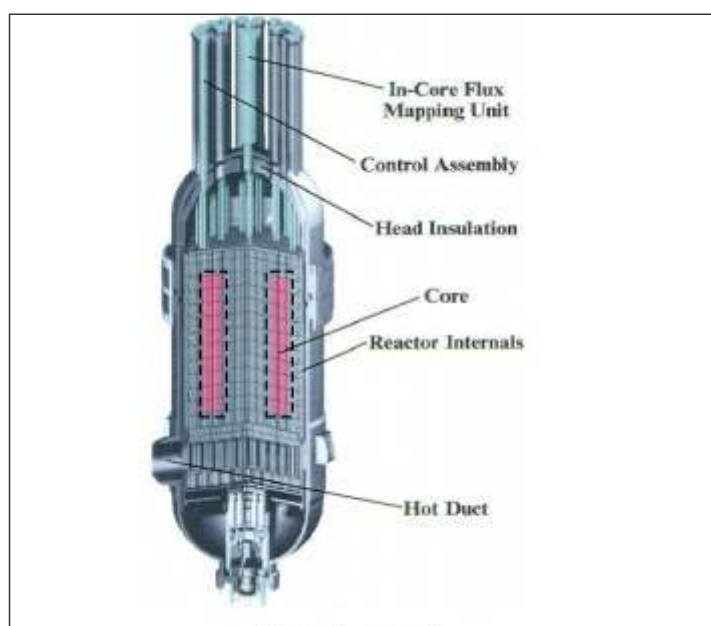


Figura 7 – RPV del PMR [ANL, 2005]

La Figura 8 muestra la configuración del núcleo del PMR. En ella se distinguen: la zona activa (3 anillos concéntricos), de color rojo, compuesta por 102 columnas de 10 ECs de altura cada una; los reflectores interior y exterior (ambos de color blanco); el recipiente del núcleo

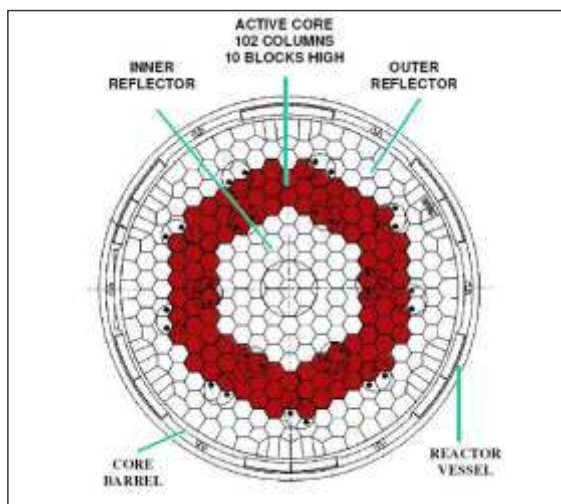


Figura 8 – Núcleo del PMR [ANL, 2005]

(core barrel), y el recipiente del reactor (reactor vessel). Los bloques prismáticos del PMR pueden ser de tres tipos

diferentes, según sea su función: block de control, con canales verticales para barras de control y para refrigerante; block combustible (EC), con canales verticales para barras combustibles y para refrigerante; y block reflector, con un canal vertical para refrigerante. Los pequeños círculos negros representan las 36 barras de control.

El núcleo está caracterizado por generar una potencia térmica de 600 MW con una baja densidad de potencia de 6.9 W/cm^3 .

El recambio de combustible se realiza en ciclos de 12 a 18 meses, con un quemado de extracción de 150.000 – 200.000 MWd/tHM.

En cuanto al grafito moderador, éste es de grado nuclear (*“high purity electrographite”*), presenta baja absorción de neutrones, alta conductividad térmica y resistencia a las muy altas temperaturas (T_{fus} : 3500°C).

Finalmente, con referencia al helio, se puede decir que es químicamente inerte (no reacciona bajo ninguna condición) y su activación es despreciable. Por su bajo número másico podría tener efecto moderador, pero no lo tiene por su baja densidad (4.2 kg/m^3).

3.2. PBR (*“Pebble Bed Reactor”*)

La Figura 9 muestra el recipiente de presión (RPV) cilíndrico del PBR que contiene el lecho de bolas (*“pebble bed”*) de partículas esféricas. En la figura se distinguen: el

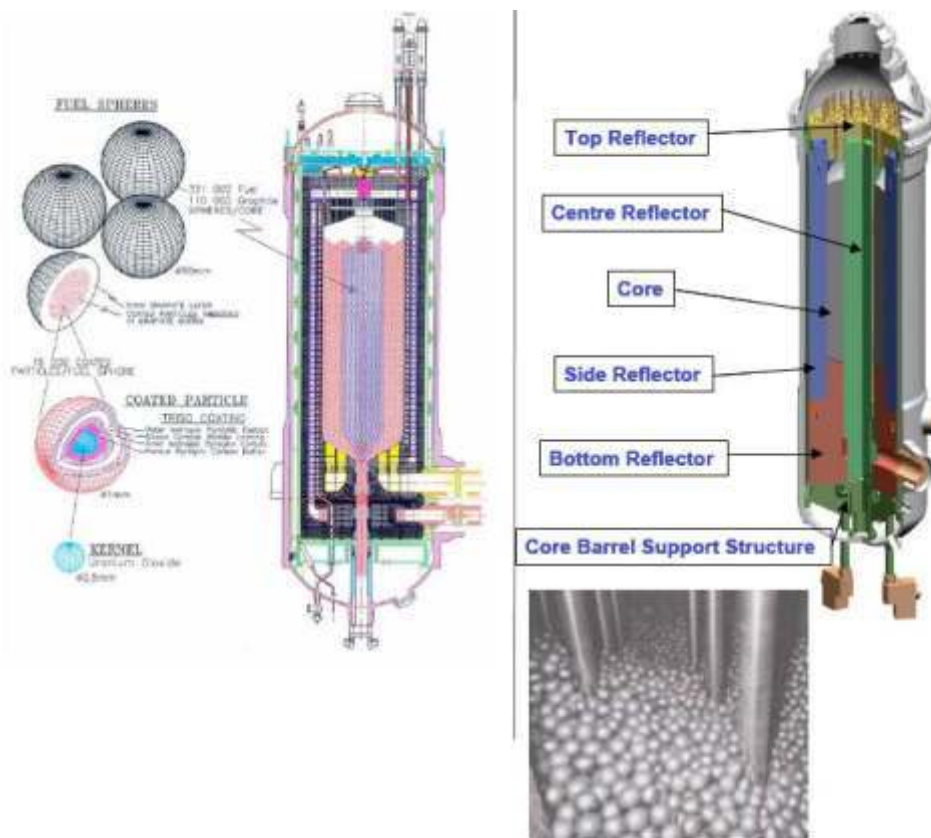


Figura 9 - Núcleo del PBR [Petti, 2005]

núcleo de ECs (gris en la figura derecha y rojo en la figura izquierda), el reflector central de bolas de grafito similares a los ECs (verde en la figura derecha y azul en la figura izquierda), y reflectores de grafito laterales, superiores e inferiores.

La circulación del He refrigerante es similar a la del PMR: el He ingresa por la parte inferior del RPV a una temperatura de $\sim 500\text{ }^{\circ}\text{C}$, y desde allí asciende verticalmente por el espacio anular existente entre el reflector lateral y la pared interior del RPV, hasta llegar al plenum superior. Allí se distribuye y desciende hasta el plenum inferior. Sin embargo, es importante hacer notar la siguiente diferencia: en tanto en el PMR el flujo de He a través del núcleo es unidireccional por los canales refrigerantes verticales, en el PBR el flujo a través del núcleo es multidireccional a través de los intersticios irregulares existentes entre las partículas esféricas. El parámetro que influye en ese flujo y que determina la magnitud de la caída de presión es el factor de empaquetamiento (similar al de las estructuras atómicas cristalinas). La temperatura de salida del Helio es de $950\text{--}1.000\text{ }^{\circ}\text{C}$.

El núcleo estará compuesto por 331.000 esferas combustibles que conforman un lecho de sección anular, y por 110.000 esferas de grafito reflectoras centrales. Las barras de control se insertan en el lecho como se muestra en la foto inferior de la Figura 9.

El grafito reflector que rodea al núcleo está compuesto por bloques compactos que proporcionan el soporte estructural del núcleo.

El recambio de combustible es “on-line”. El combustible fresco ingresa por la parte superior y el quemado se extrae por la parte inferior. En promedio, cada bola es recirculada de 6 a 10 veces durante aproximadamente 3 años, antes de ser desechada con un quemado promedio de $150.000\text{--}200.000\text{ MWd/tHM}$. Las características operativas del núcleo del PBR son similares a las del PMR: potencia térmica de 600 MW, baja densidad de potencia ($\sim 7\text{ W/cm}^3$) y presión de operación de 7 Mpa.

4. Sistemas de control y seguridad [ANL, 2005] [Lee, 205]

El sistema de control de potencia del VHTR, en sus dos versiones, está compuesto por barras de control verticales de carburo de boro cubiertas por vainas de grafito. En el caso del PMR, las barras se insertan en orificios especiales perforados en los bloques de grafito, en las posiciones marcadas por los círculos negros que se muestran en la Figura 8. En el caso del PBR, las barras se insertan directamente en el lecho de bolas, uniformemente espaciadas, como se muestra en foto inferior de la Figura 9.

El Sistema de Refrigeración de Parada (“Shutdown Cooling System” – SCS) refrigera el núcleo extrayendo el calor de decaimiento en las situaciones de parada normal. El sistema es activo y está compuesto por un circulador de He (compresor) y un intercambiador de calor He / H_2O . Está ubicado en la parte inferior, por fuera del recipiente de presión (ver Figura 7).

Para hacer frente a condiciones accidentales, el VHTR presenta características únicas que le confieren un alto grado de seguridad pasiva, como ser:

- alta capacidad de absorción de calor por parte de la masa de grafito del núcleo ($\rho C_p = 3.23\text{ J/m}^3\text{ }^{\circ}\text{C}$)
- baja densidad de potencia (7 MW/m^3) en comparación con LWRs típicos (100 MW/m^3) o con el resto de los conceptos de Generación IV ($50\text{--}300\text{ MW/m}^3$),
- gran inercia térmica, aportada por la masa de grafito del núcleo, lo que implica transitorios muy lentos,
- coeficiente de reactividad por temperatura negativo, y
- alta resistencia a la temperatura por parte del combustible.

Estas características permiten que el calor de decaimiento pueda ser extraído por conducción y radiación, aún en las condiciones accidentales más severas.

Ante una situación accidental de falla del Sistema de Refrigeración de Parada (SCS), el reactor cuenta con un sistema pasivo que actúa como sumidero final del calor de decaimiento, el Sistema de Refrigeración de la Cavity del Reactor (“Reactor Cavity Cooling System” – RCCS). Este sistema incluye conductos de entrada de aire verticales que atraviesan la parte superior de la contención y transportan el aire exterior a un plenum interno ubicado en la parte inferior de la contención. Desde allí, el aire sube, por convección natural, a través de 292 canales verticales de extracción de calor (RCCS ducts). Estos conductos, de sección rectangular de 210 pulgadas, están distribuidos uniformemente, en forma circular, alrededor del recipiente de presión. El aire exterior que circula por estos conductos no se mezcla nunca con el aire interior de la contención. El aire se calienta principalmente por radiación de la superficie del recipiente de presión, sube por convección natural y se descarga a la atmósfera a través de conductos de salida superiores que atraviesan la contención. Finalmente, de esta forma, el calor de decaimiento es disipado en forma pasiva aún en las más severas condiciones accidentales. La Figura 10 muestra un esquema del RCCS.

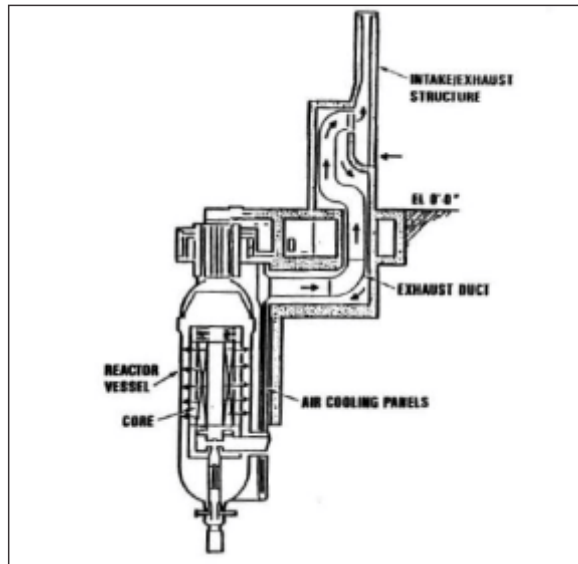


Figura 10 – Esquema del “Reactor Cavity Cooling System” (RCCS) [ANL, 2005]

Dos accidentes base de diseño sirven de ejemplo para mostrar las características de seguridad del VHTR

- Accidente presurizado (“Pressurized Conduction Cooldown” – PCC)

Se postula la pérdida del sistema de transporte de calor principal (“Primary Circulator”- IHX), seguida por la parada del reactor y la falla del Sistema de Refrigeración de Parada (SCS). El calor de decaimiento es extraído por conducción radial en el grafito hacia la pared del RPV, desde éste por radiación hacia los conductos del RCCS, y por éstos, por convección natural de aire hacia el exterior.

- Accidente despresurizado (“Depressurized Conduction Cooldown” – DCC)

Se postula una rotura doble guillotina del “hot duct”, conducto principal por donde sale y entra el He al RPV. En este caso se identifican 3 fases sucesivas: (1)

“blowdown”, despresurización violenta, (2) ingreso de aire de la contención al RPV, y (3) establecimiento de convección natural de mezcla He-aire. En esta situación se produce oxidación del grafito en presencia de aire, pero éste no llega a arder. El calor de decaimiento se extrae hacia la contención por convección natural de He-aire, y por conducción radial en el grafito hacia la pared del RPV. Finalmente, el RCCS extrae el calor hacia el exterior por convección natural de aire.

La Figura 11 muestra la evolución temporal de la temperatura media del núcleo para los 2 accidentes analizados. En ambos casos, la temperatura no llega a los 1.600 °C, que es el límite que no debe ser excedido para que no se dañe el combustible. Es de destacarse la lenta evolución del transitorio.

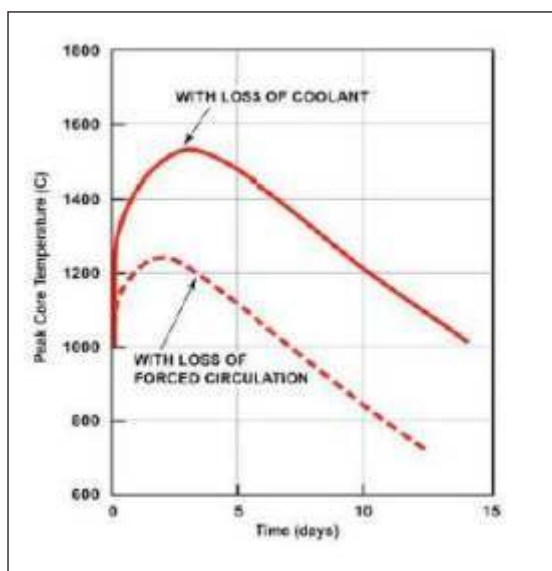


Figura 11 – Evolución de la temperatura del núcleo ante accidentes base de diseño [Petti, 2005]

5. Combustible [Labar, 2003]

El componente distintivo del combustible utilizado por el VHTR es la partícula TRISO (Figura 1). Esta es una partícula esférica de 0.92 mm de diámetro que contiene un núcleo combustible de 0.5 mm de diámetro. Éste puede ser de UO_2 o de UCO (*uranium oxycarbide*), una mezcla de UO_2 y de carburo de uranio (UC) de uranio enriquecido al 15 %, en el caso del PMR, y al 10 % en el caso del PBR.

Esta partícula tiene la capacidad de mantener su integridad y retener los productos de fisión a temperaturas superiores a los 1.600 °C, como se muestra en la Figura 12, tanto en condición de operación normal como anormal. Sucesivas capas concéntricas rodean al núcleo: capa “buffer” de carbón poroso (provee espacio para los gases de fisión), carbón pirolítico interno (sustrato para el carburo de silicio o circonio), capa de SiC o de ZrC (capa estructural que soporta la presión y retiene productos de fisión metálicos y gaseosos), y una capa de carbón pirolítico externo.

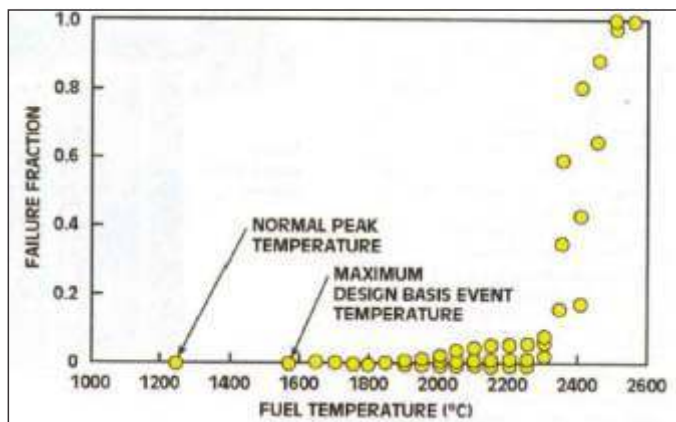


Figura 12 – Partículas TRISO: Resistencia a falla [Labar, 2003]

6. Materiales [Álvarez, 2010]

El desafío más importante que deben satisfacer los materiales estructurales en un VHTR es la elevada temperatura de trabajo prevista para estos reactores. Esta es la desventaja más significativa que presentan, desde el punto de vista de los materiales, los VHTR respecto a otros conceptos de reactores de IV Generación. Para temperaturas de trabajo del primario más bajas que 850-900 °C es posible utilizar materiales ya disponibles. Para temperaturas más altas, y teniendo en cuenta además la necesidad de garantizar la segura operación en caso de excursiones de potencia, es necesaria la calificación de materiales de alta temperatura adecuados. En este sentido, la investigación vinculada al estudio de los materiales estructurales para el VHTR deberá centrarse en (1) grafito para el núcleo e internos del reactor; (2) aleaciones metálicas de alta temperatura para intercambiadores de calor, cañerías, válvulas, internos y componentes de la turbina; y (3) materiales cerámicos y compuestos para las barras de control, internos del núcleo, intercambiadores de calor y componentes de la turbina [Gen IV, 2009].

7. Conclusiones

En base al análisis presentado del diseño del VHTR y de sus características principales, se pueden extraer las

siguientes ventajas y desventajas inherentes:

Principales ventajas inherentes:

- la muy alta temperatura del helio refrigerante permite obtener alta eficiencia térmica,
- el refrigerante se presenta en una sola fase para todas las condiciones de operación, lo que confiere estabilidad desde el punto de vista neutrónico,
- el helio es químicamente inerte,
- la gran masa de grafito moderador confiere una gran inercia térmica al núcleo, lo que se traduce en transitorios mucho más lentos,
- el combustible presenta una alta resistencia mecánica a la temperatura.

Principales desventajas inherentes:

- su espectro neutrónico térmico no favorece la reproducción de material físil ni la transmutación de actínidos, lo que lo pone en desventaja con respecto a los diseños rápidos desarrollados en el marco de GIF,
- su ciclo de combustible abierto asociado no permite hacer un uso de recursos naturales tan eficiente como lo puede hacer un ciclo cerrado,
- la muy alta temperatura de operación somete a los materiales a condiciones mecánicas extremas,
- las propiedades refrigerantes del He, peores que las del agua o los metales líquidos, exigen una alta potencia de bombeo, y
- las características geométricas del núcleo, sobre todo las del PBR, hacen que se dificulten mucho las simulaciones numéricas.

Referencias

[Álvarez, 2010]: M. G. Álvarez, "Materiales Estructurales para los Reactores de IV Generación: Reactor de Muy Alta Temperatura (VHTR) y Reactor de sales fundidas (MSR)", IT-MAT-40/10, CNEA, 2010.

[ANL, 2005]: "Initial VHTR Accident Scenario Classification: Models and Data, Generation IV Nuclear Energy System Initiative", ANL-GenIV-057, Argonne National Laboratory, 2005.

[Billot, 2004]: "Very High Temperature Reactor" - The French Atomic Energy Commission (CEA), R&D Program, Philippe Billot & Dominique Barbier, 2nd International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, Beijing, 2004.

[FISA, 2006]: FISA 2006: "EU Research and Training in Reactor Systems", EURATOM Framework Programme 2002-2006, European Commission, 2006.

[Gen IV, 2009]: "Gen IV International Forum Annual Report", , 2009.

[Labar, 2003]: "The Gas Turbine Modular Helium Reactor", Labar M.P. et al, Nuclear News, Vol 46, 2003.

[NGNE, 2010]: "Next Generation Nuclear Energy", The U.S. Department of Energy's Office of Nuclear Energy, Next Generation Nuclear Energy.pdf, www.nuclear.energy.gov, 2010.

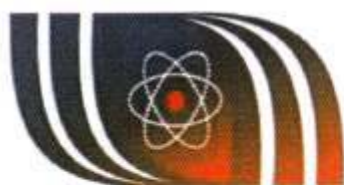
[NGNP, 2009]: "Next Generation Nuclear Plant, a Report to Congress", The U.S. Department of Energy, Office of Nuclear Energy, 2010.

[Petti, 2005]: "The Next Generation Nuclear Plant (NGNP)", David Petti, Idaho National Laboratory, 2005.

[TECDOC 1645, 2010]: IAEA-TECDOC-1645, "High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels and Materials", International Atomic Energy Agency, Vienna, 2010.

[VHTR-SC, 2006]: "Very High Temperature Reactor (VHTR) Research Plan", VHTR Provisional Steering Committee, GIF, Post FISA Workshop, Luxembourg, 2006.

Trabajo presentado en la XXXVIII Reunión Anual de la Asociación Argentina de Tecnología Nuclear, Buenos Aires, 14 al 18 de noviembre de 2011.



NA•SA NUCLEOELÉCTRICA ARGENTINA S.A.

NUCLEOELÉCTRICA ARGENTINA fue fundada el 7 de septiembre de 1994 con el propósito de constituirse en uno de los actores claves del Mercado de generación eléctrica en la Argentina. Cuenta para ello con las Centrales Nucleares Atucha I y Embalse, las cuales se encuentran en operación desde 1974 y 1984 respectivamente. Además, tiene en construcción la Central Nuclear Atucha II.

NUCLEOELÉCTRICA ARGENTINA es una empresa comprometida con la generación de energía nucleoelectrica en forma segura, eficiente, competitiva y limpia. Estos valores son los que guían su actuación en el Mercado Eléctrico Mayorista Argentino, uno de los más desregulados y competitivos del mundo.

NUCLEOELÉCTRICA ARGENTINA S.A.

Arribeños 3619 Buenos Aires . Argentina - (C1429 BKQ)

Tel. (54 11) 4701-1643/8514/4651 - Fax (54 11) 4701-0401

Info@na-sa.com.ar - www.na-sa.com.ar

Incursión en la práctica científica escolar mediante experiencias con radiaciones naturales

HUGO R. MARTIN – Gerencia de Comunicación – Comisión Nacional de Energía Atómica

En este trabajo se muestran los aspectos pedagógicos y didácticos utilizados para el diseño y realización de una experiencia sencilla de laboratorio para consolidar los conceptos de la curricula sobre el Modelo Atómico de la Materia y la Radiactividad, y promueve el conocimiento de los riesgos y beneficios de las tecnologías que implican la exposición a las radiaciones.

This paper shows the pedagogical and didactic approaches used for the design and implementation of a simple laboratory experience to consolidate the concepts of the curricula on the model of atomic structure of matter and radioactivity. This work also promotes the knowledge of the risks and benefits of the technologies that involve exposure to radiation.

Introducción

El incentivo en el aula para el estudio de la Física comienza cuando se la relaciona con fenómenos curiosos o atractivos de la vida cotidiana.

Las radiaciones invisibles al ojo y la fotografía como evidencia material de lo visible, son utilizadas para diseñar una experiencia sencilla de laboratorio con materiales de fácil obtención. Si bien el objetivo didáctico es "descubrir" el fenómeno de la radiactividad natural, en lo procedimental se busca el contacto de los alumnos con el espacio laboral, la metodología y el lenguaje científicos, mediante la vivencia de los criterios y normas de trabajo en un laboratorio para el armado y seguimiento de una disposición experimental a partir de la teoría, la obtención y evaluación de los resultados alcanzados y la confección del informe de trabajo correspondiente.

En lo actitudinal se intenta favorecer la formación del juicio crítico en el alumno, ya que a partir del conocimiento alcanzado sobre la radiactividad natural, es posible efectuar comparaciones con las radiaciones artificiales producidas por tecnologías de uso cotidiano en la sociedad. Esto, además, facilita la comprensión de la metodología utilizada por las autoridades técnicas para decidir la habilitación del uso de una tecnología en el seno de la sociedad.

Espacios curriculares incluidos

Física - Los materiales: composición estructura y propiedades

4° Año: Identificación de los elementos radiactivos, caracterización de los modelos de átomo desde las distintas teorías atómicas, reconociendo la evolución de las ideas en la historia de la Química y distinguiendo las aportaciones científicas que contribuyeron al establecimiento del modelo atómico actual. Resolución de ejercicios sencillos donde se interrelacionan el número atómico, la masa atómica y el número másico.

5° Año: Descripción del fenómeno de la radiactividad e identificación de los isótopos estables y radiactivos y de los distintos tipos de radiación.

6° Año: Tecnología de las radiaciones ionizantes aplicadas al tratamiento de los alimentos.

Fundamentación pedagógica y didáctica

La Física posee un carácter eminentemente experimental y comparte muchos temas con otros espacios curriculares de las Ciencias Naturales, en particular en este caso con la Química y la Biología. La relación existente entre los conceptos de transmisión de energía (Física) - alteración de enlaces químicos (Química) - y efectos biológicos en las células (Biología), es lo que permite profundizar en la cuestión de las radiaciones y sus efectos sobre la salud y el ambiente.

Para ello, luego del dictado de los contenidos conceptuales de la currícula, coordinados con los docentes respectivos, se realizan actividades en el laboratorio que implican esencialmente una introducción a la práctica de la metodología científica, orientada hacia la comprensión y explicación del fenómeno de la radiactividad natural.

En relación con este fenómeno, se analiza el proceso de desarrollo tecnológico de algunos procesos tecnológicos característicos de la sociedad actual, tales como las aplicaciones de los radioisótopos en la Medicina Nuclear y en la industria. Se ha considerado que estos saberes son parte necesaria de la cultura de los ciudadanos, ya que impactan directa o indirectamente sobre la vida de las personas y el ambiente y, por lo tanto, habilitan la participación de las personas en los procesos de toma de decisiones y aún en el control de ciertas actividades tecnológicas.

Así, desde el punto de vista del conocimiento adquirido, en este caso la actividad desarrollada contribuye a una progresiva alfabetización científica y tecnológica de las personas, ya que se construyen conocimientos originales para el alumno y se desarrollan habilidades y capacidades básicas propias de la ciencia experimental.

Por otro lado, la necesidad de obtener información y resolver las dudas que aparecen, facilitan gradualmente una mejor interpretación de la filosofía y modelos de la ciencia a través de las explicaciones correspondientes, lo que lleva a los alumnos a sentir que cada vez se encuentran más próximos a los principios consagrados por la comunidad científica. Esto también amplía la capacidad para manejar la información que se recibe de los distintos medios de comunicación, permitiendo al alumno fundamentar la toma de posiciones en algunos temas científico-tecnológicos controvertidos de actualidad.

Los intercambios orales con y entre los alumnos y docentes y los debates en el aula permiten valorar las posturas fundamentadas frente a la experiencia misma o frente a las aplicaciones de las tecnologías que implican exposición a las radiaciones.

Los alumnos adquieren capacidad para argumentar, por ejemplo ante situaciones relacionadas con la producción de energía mediante centrales nucleares y su impacto ambiental o sobre los usos de los radioisótopos y las radiaciones en la medicina nuclear y la industria. También permite reflexionar sobre las problemáticas vinculadas al manejo de las radiaciones y los residuos radiactivos generados por las actividades nucleares, al permitir las comparaciones entre los niveles naturales de radiactividad y los producidos por la acción antropogénica.

Esta experiencia brinda, además, la oportunidad de plantear modelos matemáticos para explicar algunos problemas que no son estrictamente matemáticos, tales como el decaimiento radiactivo en este caso (función exponencial). Como información complementaria para aquellos alumnos que muestran un interés particular en el tema, los contenidos curriculares tratados permiten explicar el funcionamiento de los reactores nucleares que producen electricidad (en particular los existentes en la Argentina), e identificar ventajas y desventajas de su utilización respecto de otras tecnologías disponibles en la actualidad.

Propósito adicional

Además de los logros de aprendizaje esperados según la curricula de la asignatura, el propósito de esta actividad experimental de los alumnos tiene por objetivos particulares:

1. Estimular el deseo de incursionar en las prácticas científicas a través de una actividad que les permite manejar sus tiempos, trabajar en grupo y aplicar su creatividad en el diseño de la experiencia participando activamente en su realización.
2. Favorecer la valorización de la ciencia, despertando el interés y el placer por descubrir y explicar racionalmente un fenómeno natural como uno nuevo y original.
3. Valorar los procedimientos de trabajo habituales en la práctica científica mediante la observación de normas de seguridad en la utilización de los elementos y equipos y en la confección de los registros e informes correspondientes, según las normas de publicación habituales en ciencia.

Descripción de la experiencia

- Detrás de todo conocimiento hay una historia: el descubrimiento de la radiactividad natural (actividad de comprensión lectora).

A.H. Becquerel fue el físico francés que descubrió la radiactividad y por ello ganó el Premio Nobel de Física del año 1903. En 1896 descubrió accidentalmente una nueva

propiedad de la materia: la radioactividad. Este fenómeno se produjo durante sus investigaciones sobre la fosforescencia de algunas sustancias naturales. Al colocar sales de uranio sobre una placa fotográfica comprobó que la misma se ennegrecía. Dedujo entonces que las sales emitían alguna radiación capaz de atravesar el papel que envolvía las placas y otras sustancias opacas a la luz. Con una disposición experimental similar a la que ayudó a Becquerel es posible reproducir a nivel doméstico la demostración de la existencia de la radiactividad natural del potasio y del torio.

El caso de la radiactividad natural del potasio

- El objeto de investigación tiene una relación directa con nuestra vida. (actividad de consulta con otras asignaturas y/o búsqueda de información).

La hipertensión arterial y el potasio: muchas personas sufren de hipertensión arterial (valores altos de presión sanguínea) y por este motivo deben ser muy cuidadosas en sus comidas. Entre sus cuidados, los pacientes normalmente sustituyen en su alimentación el uso de la sal común de mesa (cloruro de sodio – ClNa), por otra sal dietética especial, en la cual se ha sustituido el sodio por potasio. Casi un tercio de los casos de hipertensión se deben al alto consumo de ClNa. La hipertensión arterial se asocia a tasas de morbilidad y mortalidad elevadas y es considerada como uno de los problemas más importantes de salud pública, afectando a cerca de mil millones de personas a nivel mundial.

- Existen fundamentos teóricos que permiten analizar el problema.

El elemento químico potasio y su radiactividad natural: el potasio (K) es el elemento químico de número atómico $Z=19$ por la cantidad de protones que contiene su núcleo. Es un metal alcalino de color blanco-plateado que se oxida rápidamente en el aire, y es un elemento esencial; es decir, su consumo es imprescindible para preservar la vida. El potasio constituye el 2,4% en peso de la corteza terrestre, siendo el séptimo elemento en abundancia y se encuentra en muchos alimentos, como la banana, las carnes, la leche y la berenjena. Se conocen diecisiete isótopos del potasio, sólo tres son naturales y el principal por su abundancia relativa es el K-40 que decae emitiendo radiactividad a Ar-40 (11,2%) y Ca-40 (88,8%). Por ser radiactivo, su inclusión en la alimentación de las personas hipertensas implica que estas reciben una leve cantidad de radiaciones superior a la que reciben las personas normalmente.

El caso de la radiactividad natural del torio

- El objeto de investigación tiene una relación directa con nuestra vida. (actividad de consulta con otras asignaturas y/o búsqueda de información).

El farol tipo "sol de noche": en los campamentos o

excursiones de pesca frecuentemente se encuentran estos dispositivos utilizados para la iluminación en lugares en los cuales no está disponible el suministro de electricidad de la red. Su principal característica consiste en que poseen una manta luminosa, conocida comúnmente como “camisa”, que brilla poniéndose incandescente sin quemarse. Esto se debe a que en su construcción se utiliza el torio que es un metal radiactivo natural de alto punto de fusión.

- Existen fundamentos teóricos que permiten analizar el problema.

El elemento químico torio y su radiactividad natural: el torio (Th) es el elemento químico de número atómico $Z=90$, dado que posee esa cantidad de protones en su núcleo. Se trata de un elemento de la serie de los actínidos que se encuentra en estado natural en los minerales monazita, torita y torianita y tiene importantes aplicaciones en la fabricación de piezas para motores. Este elemento pertenece a la familia de las sustancias radiactivas naturales, lo que significa que su núcleo es inestable y que en un lapso de tiempo más o menos largo se transforma en otros elementos

- La realización de la experiencia o la tarea de investigar

¿Cómo comprobar que el potasio o el torio son naturalmente radiactivos?

Es posible demostrar la existencia de la radiactividad procedente del potasio o del torio a través de un sencillo experimento en el cual todos los materiales pueden ser obtenidos fácilmente. Sólo es necesario pedir ayuda a un odontólogo amigo para el revelado de algunas pequeñas placas radiográficas odontológicas de las que utiliza habitualmente en su consultorio.

Materiales necesarios: sal dietética para hipertensos o una manta (“camisa”) de farol tipo “sol de noche”, placas radiográficas de uso odontológico, objetos metálicos (llave, moneda, clips, etc.)

Realización de la experiencia: se colocan los objetos metálicos sobre una capa de algunos milímetros de espesor de sal dietética, o sobre una manta de “sol de noche” y encima de ellos se colocan las placas radiográficas. El lugar debe ser tal que la disposición pueda permanecer en reposo y en condiciones estables de humedad y temperatura durante un período de aproximadamente 30 días. Transcurrido el tiempo de exposición, se retiran las placas radiográficas y se revelan.

Interpretación de los resultados: colocando las placas sobre un fondo blanco en contraluz, se observan las imágenes formadas por la radiación incidente sobre las placas en las zonas en las que no estaban presentes los

objetos metálicos que hicieron de blindaje evitando el paso de las radiaciones y se debate sobre el tipo de radiación que provocó el fenómeno.

Estrategia de evaluación

Desde el punto de vista pedagógico se debe tener en cuenta que el ordenamiento de las acciones necesarias para que el proceso de aprendizaje del tema en estudio sea eficiente, las acciones deben comenzar un año antes del correspondiente a la realización de la experiencia cuya descripción motiva este trabajo. Es decir, que aunque en estas líneas se describe una incursión a la práctica científica mediante una experiencia de laboratorio en el 5º año del Ciclo Orientado, los objetivos se establecen desde el 4º año (átomo y materia) y con la intención de culminar el 6º año con el estudio de la aplicación de las radiaciones en el tratamiento de los alimentos.

Por este motivo, la estrategia de evaluación en lo referido a los contenidos conceptuales apunta a evaluar el desarrollo de la capacidad de pensamiento propio en el alumno, más allá de que posean los conceptos teóricos definidos con precisión.

En la parte práctica la estrategia consiste en una puesta en común de conocimientos frente al curso completo, fomentando la participación de cada uno de los integrantes de los grupos de trabajo, aprovechando el hecho de que han trabajado con distintos sustancias en cada caso.

Para analizar los resultados se consideran particularmente aquellas cuestiones que pueden haber resultado negativas o dudosas, para intentar explicarlas en base a los conceptos teóricos.

Para la evaluación de los contenidos actitudinales se tiene en cuenta el desempeño de cada integrante del grupo durante el trabajo en el laboratorio, considerando sus características personales y habilidades.

En lo referido a los contenidos procedimentales, se solicita la confección de un Informe de Trabajo en Laboratorio (individual), pero a partir del trabajo del grupo, en los cuales, además de los resultados obtenidos, deben incluirse como anexos los registros del armado y el seguimiento de las experiencias, tareas que se evalúan desde la responsabilidad de los alumnos en el trabajo realizado.

Bibliografía

“Diseño Curricular de Educación Secundaria – Orientación Ciencias Naturales” – Tomo 4 - 2012-2015 - Ministerio de Educación de la Provincia de Córdoba Secretaría de Educación Subsecretaría de Promoción de Igualdad y Calidad Educativa Dirección General de Planeamiento e Información Educativa) Maiztegui – Sabato – “Física I y II” – Edit. Kapeluz, 1995. Koberski, M. L. – “Como iniciar a los jóvenes en la investigación científica” - Edit. Brujas, Marzo 2012, Córdoba, Argentina.

Es un proyecto de central nuclear de baja potencia (25 MW eléctricos) concebida con un diseño de última generación. Sus aplicaciones van desde el suministro de energía en regiones aisladas a un costo razonable, desalinización de agua de mar, hasta su utilización como laboratorio de investigación y de entrenamiento para operadores de grandes centrales nucleares.

carem

aatn

apoyando los proyectos
nucleoeléctricos argentinos



ASOCIACIÓN ARGENTINA DE
TECNOLOGÍA NUCLEAR

Av. Callao 384 (1° 3)

C. A. de Buenos Aires

Tel: 011-4372-2013

www.aatn.org.ar

aatnmail@gmail.com

CNEA AL DÍA

NOTICIAS DE LA COMISIÓN NACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA

(1° de enero a 30 de junio de 2012)

CNEA aporta un nuevo tomógrafo para la FUESMEN

El nuevo equipamiento, valuado en 1,5 millones de dólares, representa tecnología de última generación y permitirá la realización de estudios de alta complejidad. En un acto celebrado en las instalaciones de la Fundación Escuela de Medicina Nuclear (FUESMEN), en la ciudad de Mendoza, el nuevo tomógrafo por emisión de positrones (PET-CT) fue inaugurado con la presencia de la Presidenta de la CNEA, Lic. Norma Boero, y del Gobernador de Mendoza, Francisco Pérez. El equipo fue adquirido por la CNEA para que la FUESMEN cuente con la capacidad tecnológica necesaria para la utilización de nuevos trazadores radiactivos tales como el carbono-11, abriendo así nuevas puertas a la investigación de enfermedades cardiológicas, neuropsiquiátricas y oncológicas.

Además fueron inauguradas distintas obras edilicias, como las nuevas salas de espera, destinadas a brindar un mayor confort a los pacientes y acompañantes, un cobertizo para ambulancias que buscará paliar las condiciones climáticas desfavorables y un buffet.

El CAB inaugura nuevos laboratorios

El 14 de marzo, la Presidenta de la CNEA, Lic. Norma Boero, participó en el acto de corte de cinta del nuevo Laboratorio de Simulación de Materiales y Combustibles en el Centro Atómico Bariloche. Allí se realizan tareas relacionadas con la simulación y modelado tanto de materiales como de combustibles para las centrales de potencia y también de cuarta generación. Cuenta con un moderno taller de mecanizado de precisión.

Así mismo, el 15 de marzo, la Lic. Boero participó en la ceremonia de inauguración del nuevo Edificio de Ingeniería de ese Centro Atómico, que albergará a los grupos de termohidráulica, física de reactores y radiaciones y control, hasta la actualidad distribuidos en locaciones distanciadas en ese Centro, que se encargan de la ingeniería aplicada al diseño de diversos proyectos, entre ellos el del reactor modular argentino CAREM y el del nuevo reactor de investigación y producción de radioisótopos RA-10.

Además, el 24 de abril se realizó el acto de inauguración de los nuevos laboratorios destinados a actividades experimentales en las áreas de nanociencia y nanotecnología. Estos nuevos laboratorios se abocarán a trabajos con recubrimientos de películas delgadas, nanopartículas y otras tareas que requieran lo que se conoce como un "área limpia". Cuentan con características de control de calidad riguroso, lo que permite fabricar muestras y dispositivos con precisión. Además, la instalación tendrá como objetivo contribuir a la formación de recursos humanos en estas áreas.

La CNEA en la XIII Reunión Argentina de Sedimentología

La CNEA participó en la XIII Reunión Argentina de Sedimentología que se realizó el 23 de mayo en la ciudad de Salta y que contó con la participación de más de 180 profesionales y estudiantes afines a las actividades geológicas. La Institución marcó su presencia con las ponencias de trabajos científicos realizados por profesionales de la Delegación Regional Noroeste, sita en la referida ciudad, así también como auspiciante. Asimismo se distribuyó entre los concurrentes material de divulgación de las actividades institucionales. Las Reuniones Argentinas de Sedimentología son eventos de carácter científico que se realizan regularmente desde 1976 cada 2 años en distintas provincias y son organizados por la Asociación Argentina de Sedimentología.

Completa la PIAP la producción de agua pesada para Atucha II

La Planta Industrial de Agua Pesada (PIAP) sita en Arroyito, provincia del Neuquén, propiedad de la CNEA, completó la producción de las 600 toneladas de agua pesada destinadas a la carga inicial del reactor de la Central Nuclear Atucha II. Con ese motivo fue visitada por el Secretario de Energía de la Nación, Ing. Daniel Cameron, acompañado por el Vicepresidente de la CNEA, Ing. Mauricio Bisauta, participando además en la visita funcionarios del gobierno neuquino y directivos de la empresa ENSI, responsable de la operación de la PIAP.

Tras el relanzamiento por el Gobierno Nacional en 2006 del Plan Nuclear Argentino, se firmó un contrato entre la Empresa Neuquina de Servicios de Ingeniería S.E. (ENSI) - en la cual la CNEA es dueña del 49% del capital accionario - y la empresa Nucleoeléctrica Argentina S.A. (NA-SA) para la provisión de esas 600 toneladas, lo cual demandó la reactivación de la Planta— la mayor en el mundo - a plena capacidad después de casi 7 años de paralización, lo que ubica a ENSI como uno de los mayores productores mundiales de este fundamental insumo.

La reactivación de la PIAP implica numerosos beneficios para el país en general y para Neuquén en particular, ya que se trata de una instalación de muy alta complejidad que completa el ciclo de combustible nuclear y que significó para el país en su momento una inversión del orden de los 1.000 millones de dólares. Además, implica la preservación de un grupo de trabajo de técnicos y profesionales altamente calificados, la incorporación de más de 100 trabajadores de distintas especialidades, y la generación de una importante actividad económica en la región con la activación de gran cantidad de servicios requeridos para el funcionamiento del complejo industrial. Agua pesada producida en la PIAP ha sido exportada a Canadá y a la República de Corea, y a laboratorios de investigación de Francia, Suiza, Alemania, EEUU, Dinamarca y Australia.

Colación de grados en el Instituto Balseiro

El 22 de junio, 16 alumnos del Instituto Balseiro recibieron sus diplomas en el marco de un acto que se llevó a cabo en la Sala de Reuniones del Centro Atómico Bariloche. Se trató de 7 graduados de la 8va. promoción de Ingeniería Mecánica y de 9 de la 33ra. promoción de Ingeniería Nuclear. La ceremonia también incluyó la colación de grados de los nuevos graduados de carreras de posgrado: 2 Magísteres en Ingeniería, 5 Doctores en Física y 3 Doctores en Ciencias de la Ingeniería. Participaron en el acto el Rector de la Universidad Nacional de Cuyo, Dr. Arturo Somoza, el Vicepresidente de la CNEA, Ing. Mauricio Bisauta, y el Director del Instituto Balseiro, Dr. Rubén Oscar Fernández. Asimismo, en el marco de este acto, la Fundación José Antonio Balseiro otorgó los premios al mérito por destacada actuación docente a los elegidos por los graduados como mejores profesores en las carreras Ingeniería Mecánica e Ingeniería Nuclear.

Reseñas bibliográficas

Plantear Utopías. La conformación del campo científico tecnológico nuclear en la Argentina (1950-1955), 1a ed.

Zulema Del Valle Marzorati
CICCUS Editorial, Buenos Aires, 2012.
ISBN 978-987-1599-75-2
Rústica 16 x 23 cm - 272 pp.



Plantear utopías indaga desde una perspectiva histórica los factores extra científicos que incidieron en la creación y consolidación de un proyecto nuclear autónomo en un país periférico como la Argentina, entre 1950-1955. Analiza la conformación del nuevo campo científico- tecnológico y su comunicación a distintas audiencias interesadas en la ciencia y la cuestión nuclear a través de noticieros cinematográficos y en revistas de divulgación.

El enfoque incluye también la visión de los actores, reconstruyendo en los discursos de científicos e ingenieros nucleares las imágenes y representaciones acerca del rol de la ciencia y la práctica científica en relación con el contexto sociopolítico y cultural de la época. El libro intenta mostrar cómo el proyecto nuclear, a partir del proceso social de su surgimiento y posterior institucionalización, alcanzó un grado de consolidación adecuado y continuó produciendo resultados en su campo a pesar de los cambios sociopolíticos coyunturales, posibilitando la concreción de una actividad dinámica y de vanguardia en el ámbito local. Altamente recomendable para consulta sobre la historia de la ciencia y la tecnología argentinas, un campo poco explorado.

Mutual Cnea

cumplió ya 30 Años
acompañando a la
Actividad Nuclear



1980 - 2010

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 1700 ASOCIADOS
743 COMPLEMENTOS JUBILATORIOS Y
525 COMPLEMENTOS PENSIONARIOS
OTORGADOS VIGENTE

BENEFICIOS PARA LOS ASOCIADOS
Complementos jubilatorio o pensionario
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**

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 – Buenos Aires – Argentina - Teléfono: (54 – 11) 6326-1300 - Fax: (54 – 11) 6326-1490 - <http://www.conuar.com.ar>

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 (1429) Buenos Aires – Argentina - Teléfono: (54 – 11) 4704 - 1035/1236 - Fax: (54 – 11) 4704 - 1043 - <http://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 (8313) Neuquén – Argentina - Teléfono: (54 – 299) 440706/440411/440572 - Fax: (54 – 299) 440534 – <http://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 – Buenos Aires – Argentina - Teléfono: (54 – 11) 6326-1493 - Fax: (54 – 11) 6326-1496 - <http://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. Además, participa en el desarrollo y la construcción de satélites y radares. Su dirección es Av. Cmte. Luis Piedrabuena 4950 (R8403CPV) - San Carlos de Bariloche - Río Negro – Argentina - Teléfono: (54 – 2944) 4409 300 - Fax: (54 – 2944) 4409 336 - <http://www.invap.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 (CNEA, Universidad Nacional de General San Martín, Instituto Nacional de Tecnología Industrial, Instituto de Investigaciones Científicas y Técnicas para la Defensa y Servicio Geológico Minero Argentino) radicadas en el área geográfica vecina al Centro Atómico Constituyentes, provincia de Buenos Aires. 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 – Argentina - Teléfono / fax: (54 – 11) 754 – 4070 – <http://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 – Argentina - Teléfono / fax: (54 – 11) 4566-7597 - E-mail: info@fcdn.org.ar - <http://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 (M5500CJI) Mendoza – Argentina - Teléfono: (54 – 261) 4201615 - Fax: (54 – 261) 4203288 - E-mail: info@fuesmen.edu.ar <http://fuesmen.edu.ar>



4 DÉCADAS - 1 ASOCIACIÓN - 1 OBJETIVO:
"Acompañar el desarrollo de la Actividad Nuclear"

**COMISIÓN NACIONAL
DE ENERGÍA ATÓMICA**



AV. DEL LIBERTADOR 8250
C1429BNP - C.A. DE BUENOS AIRES
REPÚBLICA ARGENTINA
TEL: (011) 4704-1215
REVISTA@CNEA.GOV.AR
WWW.CNEA.GOV.AR