

## ANEXO I

<b>LÍNEA 1: DESARROLLO DE UNA APLICACIÓN PARA LA DECONVOLUCIÓN DE ESPECTROS DE CENTELLEO LÍQUIDO.</b>	
Objetivo	Proveer a los laboratorios involucrados en la realización de determinaciones radioactivas de una aplicación, basada en la deconvolución de espectros de centelleo líquido, que permita el análisis simultáneo de varios emisores alfa y beta.
Descripción	<p>La espectrometría de centelleo líquido es una técnica comúnmente utilizada en la determinación de emisores alfa y beta en muestras de interés radiológico. Esta técnica presenta una excelente eficiencia, pero una baja resolución, lo que dificulta la determinación de radionucleidos individuales en mezclas de éstos. Por esta razón, el uso de esta técnica suele ir precedido por una separación radioquímica que permita aislar los radionucleidos de interés. Estos procedimientos suponen tiempos y consumo de reactivos químicos considerables y no siempre es fácil obtener un espectro libre de interferentes puesto que, en algunos casos, existen isótopos del mismo elemento que no pueden separarse de forma química. Por otra parte, en muestras complejas, conteniendo un amplio inventario de sustancias radiactivas, si el proceso de separación no es cien por cien eficaz, parte de estas sustancias pueden presentarse en la muestra a medir, interfiriendo en el radionucleido a determinar.</p> <p>Por este motivo algunos investigadores están trabajando en la utilización de métodos numéricos para la cuantificación de distintos radionucleidos a partir de un único espectro de centelleo líquido. Como el uso de estos métodos aplicados al centelleo líquido es relativamente nuevo, éstos suelen realizarse mediante prototipos de programas y algoritmos propios, que permiten la realización de estudios de viabilidad de los distintos procedimientos para la separación espectral, pero no están optimizados y pueden ser difíciles de aplicar en procedimientos de rutina por usuarios no implicados en su creación o con pocos conocimientos de programación.</p> <p>Por consiguiente, resulta de interés desarrollar una aplicación que permita la deconvolución de espectros de centelleo líquido y que sea accesible a los laboratorios encargados de las medidas de radiactividad, no sólo en el ámbito de la vigilancia radiológica ambiental, sino también en otros ámbitos como el desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas o el impacto de industrias NORM/TENORM, entre otros. En definitiva, el desarrollo de una aplicación de este tipo permitirá simplificar los procedimientos de separación radioquímica y, por tanto, mejorar el tiempo de análisis y el consumo de reactivos respecto a los métodos analíticos convencionales; así como evaluar individualmente radioisótopos de un mismo elemento.</p>
Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea	100.000 euros

<b>LÍNEA 2: PROCESO DE CALIBRACIÓN Y PUESTA EN MARCHA DE EQUIPOS ASOCIADOS A LAS MEDIDAS DE DESCLASIFICACIÓN DE RESIDUOS.</b>	
<b>Objetivo</b>	Establecer una metodología de calibración y puesta en marcha de equipos de medida para ser utilizados en el proceso de desclasificación de residuos radiactivos.
<b>Descripción</b>	<p>Los procesos de desclasificación de residuos constituyen un tema de evaluación e inspección del CSN que emplea recursos humanos y técnicos que se prevé incrementar con el tiempo, debido, fundamentalmente, al proceso paulatino de desmantelamiento de las instalaciones nucleares. La optimización de los recursos reguladores y la gestión eficaz de los materiales residuales constituirán desafíos aún mayores para todas las partes implicadas.</p> <p>Todos los procesos de desclasificación se basan en un criterio de decisión bien procedimentado que, a su vez, se fundamenta en un conocimiento parcial apriorístico del material residual y en la realización de una medida radiológica sobre el mismo. Esta medida de desclasificación debe ser calibrada caso a caso, usualmente mediante códigos basados en simulaciones de Montecarlo, lo cual constituye un problema debido a que el conocimiento apriorístico de todas las características del material desclasificable no es completo, sino sólo parcial, y la información necesaria para la calibración debe ser aproximada mediante estimaciones estadísticas e hipótesis de proceso.</p> <p>Para afrontar este inconveniente se requiere un proceso informado de puesta en marcha antes de poder desclasificar, cuyo objeto no es otro que justificar la capacidad del método propuesto para acometer las medidas de desclasificación. Dicha puesta en marcha es diseñada y realizada en base a un patrón de desclasificación que se debe ajustar lo más posible a la naturaleza de los materiales residuales, pero que, a diferencia de éstos, es perfectamente conocido. Un resultado satisfactorio de la medida realizada sobre dicho patrón permite asumir que el método de medida es aceptable, si bien su aplicación sobre los materiales residuales reales está sujeta a una inevitable variabilidad e incertidumbres en muchas de las variables que forman parte de la función de calibración. En ocasiones, dichas incertidumbres deben ser compensadas a través de hipótesis conservadoras o complejos procesos de producción y verificación.</p> <p>Establecer métodos de calibración y sistematizar la puesta en marcha de equipos de medida para el proceso de desclasificación, debe permitir un mayor conocimiento sobre las diferentes variables que afectan a las medidas de desclasificación, así como sobre su importancia relativa. Este conocimiento tendrá efectos positivos para el CSN, por minimizar el esfuerzo y el tiempo requerido para el desarrollo de las evaluaciones, y mejorar los resultados de éstas. Por otra parte, en el lado de los titulares de autorizaciones, debe contribuir a optimizar las fases de producción y verificación de los procesos de desclasificación, así como la potencial reducción de los costes asociados a los procesos de puesta en marcha.</p> <p>Este desarrollo deberá estar en línea con otros proyectos europeos llevados a cabo en los últimos años.</p>
<b>Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea</b>	100.000 euros

<b>LÍNEA 3: INDICADORES PARA EL CONTROL REGULADOR DE LA MINIMIZACIÓN DE GENERACIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS EN LAS INSTALACIONES PRODUCTORAS.</b>	
Objetivo	Establecer un sistema basado en indicadores para control y verificación del cumplimiento del principio de minimización de la generación de residuos radiactivos en las instalaciones productoras de éstos.
Descripción	<p>Desde la modificación de la Ley de Energía Nuclear llevada a cabo el 8 de noviembre de 2007, las instalaciones nucleares y radiactivas tienen la obligación de producir la menor cantidad de residuos radiactivos posible, tanto en cantidad como en actividad, conforme a la práctica científica existente en cada momento. La Directiva 2011/70/Euratom del Consejo, transpuesta por Real Decreto 102/2014 de 21 de febrero, requiere, a través de su Artículo 4(3)(a), la aplicación del principio rector de minimización de los residuos radiactivos, así como el establecimiento de indicadores para el seguimiento de su implementación.</p> <p>El cumplimiento de estos requisitos legales y la consideración de las recomendaciones internacionales conllevan un esfuerzo constante por parte de los productores de residuos radiactivos para conocer y adaptarse a las técnicas actuales, ajustándose a las necesidades de la práctica para la que han sido autorizados. El control y la supervisión del cumplimiento de dichos requisitos es responsabilidad del organismo regulador, que debe desarrollar un mecanismo objetivo y trazable a través del cual llevar a cabo esta función. Entre los principales objetivos para el desarrollo de un sistema de indicadores que permita controlar adecuadamente el proceso de minimización de residuos radiactivos en las instalaciones, se encuentran:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Identificación de las medidas de minimización de residuos radiactivos aplicadas por cada instalación.</li> <li>• Identificación de las corrientes de residuos radiactivos afectadas por dichas medidas de minimización.</li> <li>• Identificación de los ciclos periódicos que, debido a la realización de ciertas actividades de operación, afectan a la generación de residuos radiactivos en sus diferentes corrientes.</li> <li>• Cuantificación del esfuerzo de minimización llevado a cabo por la instalación en dichos periodos.</li> <li>• Identificación de los criterios aplicables para determinar la eficacia de las medidas de minimización aplicadas.</li> <li>• Cuantificación del resultado del esfuerzo de minimización llevado a cabo por cada instalación en base a dichos criterios, en los periodos antes mencionados.</li> <li>• Identificación de los fenómenos o prácticas que, de forma incidental, constituyen un incremento en la generación de residuos radiactivos.</li> <li>• Identificación de las buenas prácticas, entendiendo por tales las que conllevan una reducción de volumen o actividad en la generación de residuos radiactivos.</li> <li>• Identificación de los potenciales efectos de la minimización de residuos radiactivos sobre la instalación, en términos económicos.</li> <li>• Identificación de las potenciales dificultades para implementar el proceso de minimización.</li> </ul>
Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea	100.000 euros

<b>LÍNEA 4: DESARROLLO DE UN SISTEMA DE MONITORIZACIÓN DE RADIACIÓN GAMMA SOBRE VEHÍCULO AÉREO PILOTADO REMOTAMENTE.</b>	
Objetivo	<p>El principal objetivo del proyecto sería el desarrollo y montaje de un sistema de monitorización de la radiación basado en la detección gamma sobre un vehículo aéreo (dron) gestionado remotamente. El sistema incluiría el desarrollo del software necesario para analizar en tiempo cuasi real las alteraciones radiológicas que se detecten y poder adoptar, de forma rápida y documentada, las acciones que se precisen, remitiendo en tiempo real los datos a la sala de emergencias del CSN.</p>
Descripción	<p>En la actualidad el CSN dispone de acuerdos para recepcionar en tiempo real, y en el caso de una emergencia nuclear o radiológica, los datos radiológicos procedentes de diferentes unidades móviles terrestres.</p> <p>El proyecto debe ejecutar una actividad de innovación tecnológica consistente en el desarrollo de un nuevo proceso: caracterización radiológica mediante el uso de drones incorporando tecnologías básicas existentes y disponibles en el mercado de acuerdo a la Norma UNE 166000:2006 sobre la gestión de I+D+i.</p> <p>Por tanto, el producto esperado con este proyecto sería la adaptación de un monitor de radiación en un vehículo aéreo gestionado remotamente que permitiera identificar y cuantificar, en tiempo real y sin riesgo para el operador, posibles alteraciones radiológicas.</p> <p>El uso de esta tecnología supondría una mejora muy importante en los datos disponibles para la caracterización radiológica en caso de emergencia, y facilitaría el cumplimiento de la función del CSN de recomendar a las autoridades las medidas de protección a la población y a los intervinientes en caso de emergencia nuclear o radiológica.</p> <p>Desde el punto de vista radiológico, el vehículo debería estar equipado, al menos, con la instrumentación radiométrica necesaria para la adquisición de espectros gamma y medida de la tasa de dosis, así como el equipamiento necesario como cámara, GPS, sistema de transmisión de información y comunicación, etc.</p> <p>El proyecto debería incluir el desarrollo de un software para la gestión de los distintos modos de trabajo de los detectores (tasa de dosis, espectrometría, etc.), y la programación de tareas, entre otras: colección en un tiempo seleccionado del espectro, análisis cualitativo y cuantitativo, acumulación de un nuevo espectro o borrado de datos. Desde el punto de vista experimental sería necesario obtener los parámetros e interpolaciones correctivas necesarias para la estimación de la tasa de dosis y espectro medido a 1 metro del suelo, a partir de los datos observados a cierta altura.</p> <p>También serían necesarias pruebas de validación de sensibilidad en ambientes reales alterados radiológicamente, como por ejemplo las acumulaciones de fosfoyesos en las proximidades de Huelva, o las balsas de escorias y cenizas de Mas de Perlé o Valdeserrana.</p>
Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea	100.000 euros

<b>LÍNEA 5: CRIBADO DE INDIVIDUOS POTENCIALMENTE EXPUESTOS A RADIACIONES IONIZANTES MEDIANTE LA ACTUALIZACIÓN Y AUTOMATIZACIÓN DE LA DOSIMETRÍA BIOLÓGICA.</b>	
Objetivo	Mejorar las capacidades de análisis de laboratorio para aumentar el número de muestras analizadas y reducir los tiempos de análisis de éstas, mediante la actualización y automatización de diversas técnicas de dosimetría biológica.
Descripción	<p>El trabajo que se proponga debe permitir al CSN disponer de una actualización de los métodos de dosimetría biológica y su automatización, buscando incrementar la rapidez en la estimación de la dosis recibida. Así mismo, debe contribuir a la armonización entre distintos laboratorios. Esto es de gran importancia la hora de manejar una hipotética situación, tanto de un incidente que afecte a pocas personas como en el caso de una emergencia con un grupo elevado de personas posiblemente irradiadas.</p> <p>Se deberá realizar la actualización y automatización de técnicas de dosimetría biológica, en concreto, con <i>dicéntricos, micronúcleos, y foci de la histona H2AX</i>, lo que supondrá un paso más dentro de las capacidades ya adquiridas por los laboratorios que actualmente realizan dosimetría biológica.</p> <p>En caso de accidentes e incidentes radiológicos, podrían darse escenarios en los que las capacidades operativas de alguno de los laboratorios de dosimetría biológica existentes en el territorio nacional quedaran desbordadas. Para dar respuesta a esta hipotética situación es importante la creación de redes, que pueden tener su desarrollo en el ámbito nacional, regional o global. Para que una red sea funcional uno de los requisitos es que los métodos de análisis estén armonizados.</p> <p>El proyecto debe atender a las siguientes funciones establecidas en la Ley 15/1980, de 22 de abril, de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear:</p> <p><i>i)...Colaborar con las autoridades competentes en relación con la vigilancia sanitaria de los trabajadores profesionalmente expuestos y en la atención médica de personas potencialmente afectadas por las radiaciones ionizantes.</i></p> <p><i>q) Recoger información precisa y asesorar en su caso, respecto a las afecciones que pudieran originarse en las personas por radiaciones ionizantes derivadas del funcionamiento de instalaciones nucleares o radiactivas.</i></p>
Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea	100.000 euros

<b>LÍNEA 6: ASPECTOS SOCIALES Y ÉTICOS DE LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA.</b>	
Objetivo	Se pretende analizar el estado del arte en lo que afecta al conocimiento de los aspectos sociales y éticos de la protección radiológica. La perspectiva debe ser multidisciplinar y abordar el desarrollo de herramientas que permitan evaluar si estos aspectos sociales y éticos se están teniendo en cuenta de manera adecuada.
Descripción	<p>El objetivo de la protección radiológica es proteger a las personas y el medio ambiente contra los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes. El actual "Sistema de Protección Radiológica" (SPR), junto con sus principios de justificación, optimización y limitación, han evolucionado basándose en tres pilares: la ciencia, los valores éticos, y la experiencia acumulada en la práctica cotidiana de los profesionales de la protección radiológica. En el ámbito internacional existe un gran interés por avanzar en estos temas, siendo ejemplo de ello la publicación nº 138 de la ICRP, que identificó los valores éticos asociados con el SPR para exposiciones ocupacionales, públicas y médicas, y para la protección del medio ambiente.</p> <p>Con esta línea de I+D+i se pretende disponer de un análisis del estado del arte en esta materia, desde una perspectiva multidisciplinar, y para el desarrollo de herramientas que permitan evaluar si los aspectos éticos y sociales de la protección radiológica se consideran adecuadamente. Todo ello atendiendo a las peculiaridades específicas de un determinado campo de aplicación.</p> <p>Con ello se busca poner en valor en el contexto español las dimensiones ética y social de la protección radiológica, y ayudar a fomentar la cultura ligada a la protección radiológica en la sociedad española.</p>
Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea	100.000 euros

<b>LÍNEA 7: VALIDACIÓN Y APLICACIÓN A PLANTA DE FENOMENOLOGÍA DE ACCIDENTE SEVERO Y APS: COMBUSTIÓN DE H<sub>2</sub> Y CO CON CÓDIGOS FLUIDODINÁMICOS.</b>	
Objetivo	Realizar validaciones de códigos fluidodinámicos (CFD) frente a experimentos de combustión de H <sub>2</sub> y CO de programas internacionales cuyos resultados estén disponibles en el CSN y/o la entidad investigadora, con objeto de mejorar los modelos de combustión, hacer recomendaciones para el uso de los códigos e identificar estrategias de modelación. A continuación, se realizarán aplicaciones a planta PWR de combustión de H <sub>2</sub> y CO en contención en condiciones de accidente severo, para secuencias de evolución rápida de acumulación local de H <sub>2</sub> y CO. Los resultados permitirán acotar las medias de riesgo en estos escenarios para la evaluación de los APS a potencia o en otros modos de operación.
Descripción	<p>La IS-25 trata de los criterios y requisitos para la realización de los análisis probabilistas de seguridad (APS) y sus aplicaciones a las centrales nucleares. En su artículo 4 se establece que los APS de cada central se mantendrán por los titulares de forma continua y reflejando la realidad de la planta. La Guía de Seguridad 1.15 (Rev. 1) desarrolla los criterios y establece las frecuencias del mantenimiento y actualización de los APS.</p> <p>Dentro de los APS de Nivel 2 es preciso realizar cálculos de progresión de accidentes severos para conocer su evolución general. El adecuado uso de estos códigos de cálculos requiere, entre otras cosas, la participación del CSN en programas internacionales de investigación que permiten obtener datos experimentales para el desarrollo de modelos y para la validación de estos códigos.</p> <p>Esta “Línea Estratégica” está orientada a mejorar el conocimiento de un fenómeno relevante para la seguridad de la planta: la combustión de H<sub>2</sub> con y sin CO, en la atmósfera de la contención cuando estos gases se acumulan de forma no homogénea. Durante un accidente severo, el H<sub>2</sub> se produce tanto en la fase <i>in-vessel</i> (oxidación de vainas de elementos combustibles), y, junto con el CO, en la fase <i>ex-vessel</i> (interacción corio-hormigón). La combustión no controlada de estos gases combustibles podría representar una amenaza para la integridad de la contención, en especial si el modo de combustión es del tipo llama acelerada o detonación. Por este motivo las centrales nucleares españolas disponen de recombinadores autocatalíticos pasivos que permiten eliminar el H<sub>2</sub> y CO, mostrando una gran eficacia para disminuir la probabilidad de fallo de la contención por la combustión de estos gases. Sin embargo, no son descartables secuencias que originen temporalmente acumulaciones locales de gases combustibles, o atmósferas estratificadas. Adicionalmente, los propios recombinadores pueden actuar como fuentes de ignición de estos gases combustibles. Conocer con mayor detalle la evolución de la combustión en estas situaciones es uno de los objetivos de esta línea de investigación.</p> <p>Se propone utilizar códigos de cálculo de fluidodinámica computacional (tipo CFD), preferentemente de código abierto, en una metodología que constará de las siguientes tareas. En primer lugar, el código se validará frente a experimentos de combustión de H<sub>2</sub> y CO realizados a diversas escalas y geometrías y cuyos resultados estén disponibles para el CSN (p.ej. OECD/NEA-THEMIS) y/o experimentos de combustión disponibles para la entidad investigadora. El objetivo de esta tarea será la calibración del código, con el resultado de establecer recomendaciones, estrategias y metodologías de modelación. Adicionalmente, se podrán desarrollar e implementar modelos que mejoren estos códigos.</p> <p>En segundo lugar, se realizarán aplicaciones a planta PWR con contención seca de combustión de H<sub>2</sub> y CO de escenarios de evolución rápida con acumulación local de H<sub>2</sub> y CO de accidente severo. Las secuencias típicas serán de LOCA pequeño, que son las más relevantes en los APS Nivel 1, durante los instantes identificadas como relevantes (fases de liberación intensa, atmósferas homogéneas o estratificadas y combustiones iniciadas por los recombinadores) en compartimentos y contención completa.</p> <p>El objetivo final del proyecto será el de acotar las medias de riesgo de estos escenarios para utilizar en la evaluación de los APS Nivel 2 de potencia y otros modos.</p>
Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea	100.000 euros

<b>LÍNEA 8: ANÁLISIS DEL IMPACTO DE LA INTRUSIÓN DE GAS NITRÓGENO EN EL CIRCUITO PRIMARIO DE REFRIGERACIÓN DE PLANTAS NUCLEARES EN SECUENCIAS ACCIDENTALES.</b>	
<b>Objetivo</b>	Analizar posibles impactos derivados de la intrusión de gas nitrógeno en el primario Revisión de las bases de datos experimentales más actuales. Análisis de escalado a plantas comerciales.
<b>Descripción</b>	<p>La posible presencia de nitrógeno inyectado desde los acumuladores del sistema de inyección de seguridad en centrales PWR una vez estos se agotan tras la inyección del agua borada en ciertas secuencias de accidentes, puede deteriorar varios mecanismos y fenómenos necesarios para recuperar dichas situaciones, complicando las acciones de gestión de los accidentes, en esencia orientadas a mantener la subcriticidad y refrigerabilidad del núcleo.</p> <p>En el pasado reciente se han acometido bastantes estudios de índole experimental dentro de los programas OCDE/NEA en las instalaciones experimentales LSTF, PKL y ATLAS, todas ellas relativas a diseños de centrales tipo PWR. No obstante, hay que resaltar que el impacto de la presencia de gas no-condensable en estos programas experimentales ha sido siempre un objetivo secundario en las secuencias accidentales analizadas (p.ej. SBO de larga duración, SBLOCA con fallos múltiples...), estando los objetivos principales referidos a la eficacia de acciones de mitigación y/o sistemas de seguridad, o al análisis de otras fenomenologías específicas relativas a la refrigeración del núcleo.</p> <p>De la participación española en estos programas se han realizado numerosos análisis post-test de bastantes escenarios en los que se ha postulado la inyección del nitrógeno en el largo plazo del escenario, pero de nuevo estos análisis no han hecho énfasis ni han puesto el foco en la problemática del nitrógeno.</p> <p>Por todo lo anterior, se considera muy conveniente realizar un análisis más exhaustivo y focalizado en el impacto del nitrógeno en las diferentes secuencias accidentales analizadas en estos programas experimentales de reciente participación nacional. Objetivos de esta línea serían:</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>(1) Revisión de las bases de datos experimentales más actuales de los experimentos con intrusión de nitrógeno en el primario de un reactor PWR.</li> <li>(2) Análisis post-test de los escenarios más relevantes identificados en dicha base de datos de experimentos.</li> <li>(3) Análisis de sensibilidad a diversos parámetros que se juzguen más relevantes a efectos de su impacto en la distribución e impacto en otros fenómenos importantes (p.ej. transmisión de calor en los tubos de los generadores de vapor, circulación natural, ...).</li> <li>(4) Finalmente, pero de especial relevancia para los objetivos de esta tarea, análisis del posible impacto del proceso de escalado a plantas comerciales.</li> </ol>
<b>Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea</b>	100.000 euros

<b>LÍNEA 9: INVESTIGACIÓN SOBRE CONTENEDORES DE ALMACENAMIENTO EN SECO.</b>	
Objetivo	Avanzar en el conocimiento de las metodologías de cálculo aplicables al análisis del comportamiento de los contenedores de almacenamiento en seco de combustible gastado a largo plazo; plantear metodologías destinadas al mantenimiento de los contenedores atendiendo a los elementos de combustible dañados o la recuperabilidad de los mismos; abordar posibles problemas que se pueden presentar en procesos de licenciamiento por falta de normativa nacional o internacional.
Descripción	<p>Como posibles temáticas se mencionan las siguientes:</p> <p>(1) Métodos de análisis basados en la mecánica de la fractura para su aplicación en el diseño de contenedores.</p> <p>En recientes procesos de licenciamiento se han presentado diferentes dificultades para llevar a cabo las evaluaciones relacionadas con la problemática de los combustibles gastados que puedan estar afectados por diferentes procesos de degradación (como es el caso del combustible gastado con “spalling”) y su almacenamiento en contenedores, o con las metodologías de análisis aplicadas en el diseño de los contenedores en los que el solicitante ha presentado análisis basados en la mecánica de la fractura mediante alguna metodología no avalada por experiencias reguladoras previas.</p> <p>La consideración de ciertos mecanismos de degradación, tanto los ya conocidos como otros que puedan presentarse en un futuro derivados del envejecimiento, y que no hayan sido considerados en el diseño original, dificulta la evaluación de los análisis, tradicionalmente basados en cálculos de mecánica de la fractura determinista (DFM), normalmente muy conservadores. Esto ha dado lugar en el contexto internacional al desarrollo de aplicaciones basadas en análisis de mecánica de la fractura probabilista (PFM). En 2022 la USNRC ha publicado la <i>Regulatory Guide 1.245</i> que, conjuntamente con el NUREG/CR-7278, constituyen la base técnica aceptable para dicha organización a efectos del licenciamiento mediante la realización de análisis de PFM, no solamente aplicables al diseño de contenedores. Al margen de la experiencia en los EE.UU. podrían valorarse otras experiencias internacionales existentes como, por ejemplo, la desarrollada en Reino Unido para el estudio del comportamiento de los contenedores a largo plazo en almacenamientos geológicos profundos (AGP) a través de diagramas FAD.</p> <p>Se pretende desarrollar métodos aplicados al diseño de contenedores de combustible gastado basados en la mecánica de la fractura, ya sean deterministas o probabilistas, identificando el marco regulador en el que se basan y su compatibilidad con el marco regulador español.</p> <p>(2) Una segunda línea de actuación sería la investigación de metodologías destinadas al mantenimiento de los contenedores, considerando la previsible problemática de elementos de combustible dañados, o la recuperabilidad de los mismos.</p>
Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea	100.000 euros

<b>LÍNEA 10: DESARROLLO Y APLICACIÓN DE METODOLOGÍAS DE CÁLCULO DE INCERTIDUMBRES A LA PROGRESIÓN DE UN ACCIDENTE SEVERO EN UN LWR Y SU IMPACTO EN EL ANÁLISIS DEL TERMINO FUENTE.</b>	
Objetivo	Realizar análisis sobre las incertidumbres y la sensibilidad en los cálculos de progresión de un accidente severo, haciendo énfasis en los cálculos de término fuente y en su impacto sobre las actuaciones recogidas en las guías de gestión de accidentes severos (GGAS), y en las guías de mitigación de daño extenso (GMDE). Se deberán tener en cuenta los equipos FLEX recientemente incorporados a las plantas.
Descripción	<p>En el campo de la seguridad nuclear se dispone de una importante experiencia en el análisis de incertidumbres y estudios Best Estimate (métodos BEPU) en el campo de los códigos termohidráulicos (TH). Estos análisis se están extendiendo a otros campos de la seguridad nuclear como el comportamiento del combustible, la neutrónica, la termohidráulica de los subcanales etc. Más recientemente se están aplicando los análisis de incertidumbres a la progresión de un accidente severo, tanto en reactores nucleares como en piscinas de almacenamiento de combustible gastado. La USNRC ha empleado los análisis de incertidumbres en el proyecto SOARCA (“State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses”) con objeto de identificar los parámetros de entrada con mayor influencia en la progresión del accidente, la liberación del término fuente al exterior y las consecuencias radiológicas. Ello sirve como apoyo a las actividades reguladoras derivadas del accidente de Fukushima. La UE, por su parte, ha puesto en marcha el proyecto MUSA (“Management and Uncertainties of Severe Accidents”) dentro del programa HORIZON-2020, muy centrado en la cuantificación del término fuente liberado al exterior.</p> <p>Esta línea de investigación pretende comprobar la aplicabilidad y viabilidad de extender las técnicas y aplicaciones BEPU desarrolladas en el contexto TH al ámbito del accidente severo. Ello conlleva una serie de pasos y actividades de índole metodológica (fundamentos estadísticos, identificación de escalado de experimentos, identificación y ranking de fenómenos vía PIRT, puesta a punto de herramientas, etc.) que habría que acometer previamente a la implementación y análisis.</p> <p>El objetivo es realizar tareas para alcanzar una aproximación armonizada para el estudio de las incertidumbres, y estudios de sensibilidad en los cálculos de progresión de un accidente severo. Especial énfasis se debe hacer en los cálculos de término fuente, y sobre el impacto de las actuaciones recogidas en las guías de gestión de accidentes severos (GGAS), tanto en lo que afecte al reactor como a las piscinas de combustible gastado de las centrales nucleares en operación. Además, se considerarán las guías de mitigación de daño extenso (GMDE), junto a los equipos FLEX recientemente incorporados a las plantas.</p> <p>Las aplicaciones que se realicen deben incorporar, tanto los aspectos inciertos relativos a la capacidad y disponibilidad de los equipos, como las incertidumbres en los tiempos de actuación de los mismos, así como parámetros de índole fenomenológico.</p>
Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea	100.000 euros

<b>LÍNEA 11: APLICACIONES DE TÉCNICAS DE APS DINÁMICO.</b>	
<b>Objetivo</b>	Aplicaciones de técnicas de APS dinámico: APS de nivel 2, Verificación de Guías de Gestión de Accidente (GGAS) y Guías de Mitigación de Daño Extenso (GMDE), incluyendo eficacia de los equipos FLEX y análisis de término fuente en contención.
<b>Descripción</b>	<p>En el contexto del APS para centrales nucleares, se viene entendiendo por APS dinámico al análisis de la evolución dinámica de los procesos involucrados tras la iniciación de un accidente en las plantas modeladas (incluidos las acciones de los operadores, así como los sistemas, estructuras y componentes de las plantas) en la que el estado de funcionamiento de los componentes y el fallo de las acciones humanas se modelan explícitamente con el tiempo, de manera que intervengan en la modelación y cuantificación realizada con el modelo probabilista.</p> <p>Aplicaciones que se han demostrado factibles con este tipo de métodos y herramientas, o que están en alcance de aplicabilidad, son:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• Soporte de la evaluación de APS de nivel 1, en ámbitos relativos a Delineación de árboles de sucesos; Identificación y Evaluación de Criterios de éxito, Tiempos disponibles y dependencias de acciones humanas; Coherencia de los árboles de fallo con la dinámica.</li> <li>• Soporte de la evaluación de APS de nivel 2, en ámbitos relativos a: delineación de CETs (árboles de contención) y APETs (árboles de fenómenos), sistemas de mitigación, guías de gestión de accidente severo (GGAS).</li> <li>• Soporte de la evaluación de solicitudes de cambios de ETFs, en ámbitos relativos a AOTs (tiempos de indisponibilidad).</li> <li>• Soporte en cuantificación de márgenes de seguridad dentro de evaluaciones de modificaciones en la instalación en aplicación de la GS-1.14.</li> <li>• Soporte de la verificación de POE, y GGAS y GMDE, en ámbitos relativos a: identificación de secuencias, completitud de escenarios cubiertos, adecuación de acciones y criterios de actuación, impacto en riesgo, acciones de mitigación (POE, GGAS, GMDE).</li> <li>• Valoración probabilista de incidentes (precursores), en aspectos relativos a iniciadores complejos, precursores con alcance superior a Nivel 1, modelos en parada, extensión a criterios de daños previos.</li> <li>• Estudios Genéricos relativos a escenarios y normativa específica (p.ej.: DEC-A, LOCA, SBO, ATWS...).</li> </ul> <p>El objetivo es realizar tareas para demostrar y evaluar el papel de herramientas y metodologías de APS dinámico en la toma de decisiones informadas sobre el riesgo, mediante la realización de aplicaciones de interés actual para el CSN, como son: el APS de nivel 2 y la Verificación de Guías de Gestión de Accidente, incluyendo eficacia de los equipos FLEX y análisis de término fuente en contención.</p> <p>En la actualidad existen acciones promovidas desde el grupo WGRISK del CSNI encaminadas a evaluar la adecuación de las herramientas y metodologías disponibles a nivel mundial. El CSN ha sido promotor en el pasado de una de ellas y está participando en el grupo de trabajo del WGRISK. La línea de trabajo debería acometer también eventuales desarrollos y ejercicios de benchmarking promovidos desde la comunidad internacional.</p>
<b>Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea</b>	100.000 euros

<b>LÍNEA 12: INVESTIGACIÓN SOBRE LA QUÍMICA DEL AGUA EN LAS CENTRALES NUCLEARES.</b>	
Objetivo	Avanzar en el conocimiento de la química del agua en las centrales nucleares y su interacción con el combustible, los materiales, la operación de la planta, y con aspectos relacionados con la dosis operacional o con el medio ambiente. Todo ello principalmente para entender mejor su posible impacto en estos aspectos para la operación a largo plazo de las centrales nucleares.
Descripción	<p>El agua tiene un papel preponderante en la operación de las centrales nucleares. Por ello la importancia de asegurar un amplio conocimiento sobre los aspectos químicos de los procesos implantados en las centrales con el fin, entre otros objetivos, de asegurar las condiciones ambientales a las que se ven expuestos los materiales para garantizar el estado de los mismos.</p> <p>La experiencia operativa ha demostrado que los procesos químicos permiten mejorar el comportamiento de los materiales frente a ciertos mecanismos de degradación, caso de la corrosión bajo tensiones (IGSCC o PWSCC), corrosión asistida por el flujo, corrosión microbacteriana, etc. Teniendo en cuenta la actual situación de las centrales españolas, que han superado ya los 40 años de operación, o se encuentra muy cerca de cumplirlos, se considera conveniente avanzar en el conocimiento sobre los procesos químicos en ellas implantados, buscando garantizar que permitan mantener las adecuadas condiciones de los materiales. Y todo ello para asegurar el cumplimiento de las funciones de seguridad de los sistemas y componentes que garanticen una operación segura de la planta en toda situación.</p> <p>Dentro de esta línea se propone abordar los siguientes temas en relación con los programas de control químico establecidos en las centrales en operación:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Estado del arte de la química del circuito primario y secundario de las centrales nucleares de diseño PWR-W, BWR-GE y PWR-KWU, tanto a nivel nacional como internacional.</li> </ul> <p>La existencia de ciertos mecanismos de degradación es conocida, tanto en el circuito primario como en el secundario, así como los diferentes procesos que las instalaciones han implantado en sus circuitos con el fin de mitigar la aparición o el desarrollo de esos efectos negativos. Es el caso de la química del hidrógeno en el primario de los BWR para la protección contra la IGSCC; o la inyección de metales nobles también en los BWR; o los procesos químicos implantados en los PWR para reducir la aparición del PWSCC en componentes de aleaciones base níquel, o en el caso de los tubos de los generadores de vapor. Dada la actual vida en servicio de las plantas, con un potencial estado de envejecimiento de los materiales, se considera necesario actualizar el conocimiento sobre la bondad de los procesos ligados a la química que son aplicados por las centrales nucleares, así como realizar nuevos estudios avanzados que permitan asegurar la integridad de los materiales (combustible, primario y secundario).</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Analizar los distintos procesos químicos implantados en los diferentes circuitos de refrigeración de las centrales nucleares, enfocándose preferentemente en el sistema de agua de servicios, y atendiendo al cumplimiento de los objetivos de prevención que a los que deben hacer frente debido a los problemas de ensuciamiento y de corrosión de los materiales.</li> </ul>
Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea	100.000 euros

<b>LÍNEA 13: APLICACIONES DE TÉCNICAS DE INTELIGENCIA ARTIFICIAL PARA LA MEJORA DE LA GESTIÓN DE VIDA Y EL MANTENIMIENTO DE CENTRALES NUCLEARES.</b>	
<b>Objetivo</b>	<p>La inteligencia artificial (IA) ha experimentado una revolución durante los últimos años. Consecuencia de la digitalización y el progresivo abaratamiento de la computación se han podido implementar algoritmos inmanejables en décadas anteriores. Por esa razón, se ha democratizado la posibilidad de usar potentes herramientas de IA en numerosas aplicaciones. Desde mucho antes, los procesos de gestión de vida y mantenimiento en centrales nucleares han sido grandes generadores de datos digitales, los cuales, hasta hace poco tiempo, tan solo podían ser utilizados para su registro y seguimiento; pero que ahora podrían ser sometidos a procesamiento computacional con técnicas de IA que mejoren y optimicen su utilización.</p> <p>El objetivo de esta línea es aplicar las técnicas de inteligencia artificial para la mejora de la gestión de vida y mantenimiento en centrales nucleares.</p>
<b>Descripción</b>	<p>El éxito de las técnicas avanzadas de IA está transformando muchos sectores. En el ámbito del sector nuclear también se están explorando e implantando soluciones, con diverso propósito, basadas en estas técnicas avanzadas. En la reunión de la <i>Regulatory Information Conference (RIC) 2021 y 2022</i> de la USNRC, se plantearon sesiones específicas para revisar la situación actual, el grado de desarrollo y el potencial de aplicabilidad de las mismas, al objeto de mejorar la seguridad y la eficiencia en el funcionamiento de las centrales nucleares.</p> <p>Estas nuevas tecnologías podrían dar lugar a un salto relevante en la seguridad nuclear, acelerarían el ciclo de innovación nuclear, y atraerían talento joven hacia este ámbito de conocimiento.</p> <p>La IA podría aplicarse en las técnicas de ensayos no destructivos (END) a través de tres vías diferentes:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- La automatización del análisis de los registros, categoría donde entran todas las herramientas de apoyo al proceso de evaluación de la integridad de los componentes. Desde el conocido “análisis automático” para la evaluación de los tubos de generadores de vapor por corrientes inducidas, a los importantes avances en los métodos donde los datos adquiridos se representan en forma de imágenes: ultrasonidos, inspecciones visuales, radiografía...</li> <li>- La evaluación de datos históricos, donde se mira el pasado para predecir el futuro. Los datos de inspecciones pasadas pueden proporcionar valiosa información, tanto del estado de los componentes, como de la evolución de su integridad. Gracias a la IA, esta información podría utilizarse de forma optimizada para generar modelos, predecir tendencias o dar nuevas perspectivas sobre las que optimizar los programas de inspección.</li> <li>- Por otra parte, está la monitorización en tiempo real. El seguimiento del estado y los procesos de forma remota y continua es un punto de partida idóneo para generar los análisis de datos en primera instancia. Con las capacidades actuales se abren vías de mantenimiento predictivo para adelantarse a posibles problemas en los equipos, sistemas o componentes.</li> </ul> <p>Con este planteamiento, se presenta un escenario donde, identificando correctamente los casos de uso y las herramientas a utilizar, será posible avanzar en soluciones de IA con alto valor añadido, en los que se puedan optimizar factores clave como los económicos, los temporales o, de especial interés para el CSN, los de seguridad de las instalaciones nucleares.</p>
<b>Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea</b>	100.000 euros

<b>LÍNEA 14: INTELIGENCIA ARTIFICIAL APLICADA A LA EXPERIENCIA OPERATIVA DE LAS CENTRALES NUCLEARES.</b>	
<b>Objetivo</b>	<p>Se trata de avanzar en el uso de la inteligencia artificial para explotar la experiencia operativa de las centrales nucleares. El objetivo es conseguir un algoritmo que lea las bases de datos escritas en prosa y que permita extraer lecciones de experiencia operativa. Esta experiencia será de gran importancia para abordar el aprovechamiento de las numerosas bases de datos a nivel internacional que contienen registros escritos con texto narrativo, tales como FIRE, CODAP de la NEA, o las de otros organismos reguladores.</p>
<b>Descripción</b>	<p>El análisis de la Experiencia Operativa es una tarea clave para la mejora continua de la seguridad de las centrales nucleares. Todos los operadores del parque nuclear y el regulador deben tener un conocimiento común y compartido de los incidentes en las instalaciones nucleares y sus posibles consecuencias. El fin último de la experiencia operativa es el intercambio de la experiencia en incidencias para ampliar la base de conocimiento de los posibles problemas, al objeto de tomar medidas que prevengan la repetitividad o recurrencia, y así impedir la evolución catastrófica de los sucesos y evitar posibles accidentes severos. Existe experiencia operativa tanto a nivel nacional como internacional.</p> <p>Las bases de datos de experiencia operativa tienen una estructura dada de fichas de sucesos, cada uno de los cuales, a su vez, se introduce según una plantilla, escrita de forma narrativa.</p> <p>En cuanto a la experiencia operativa nacional, la información para cada suceso suele contener: Instalación, fecha y hora, modo de operación y potencia de ocurrencia, criterio de notificación, causas directas del suceso, causas raíces, título, descripción, clasificación INES, y otra información de detalle no útil para nuestro fin.</p> <p>Dado que se trata de textos en formato libre, se debe proceder a un análisis previo de la información contenida mediante técnicas de análisis semántico e Inteligencia Artificial (IA) para su categorización y procesamiento, especialmente cuando el número de entradas es grande, puesto que requiere que alguien lea y entienda lo que allí se ha guardado. El fin último es prevenir eventos similares en otros reactores nucleares en el futuro. Hasta ahora, solo los especialistas en el análisis de experiencia operativa pueden extraer información relevante de estas pobladas bases de datos, con gran esfuerzo y dedicación. En la pirámide de datos, información y conocimiento, se trataría de llegar al nivel superior de conocimiento.</p> <p>En esta línea de trabajo se propone usar la Inteligencia Artificial para extraer la información de las bases de datos nacionales e internacionales de experiencia operativa, buscando poder tomar medidas que permitan corregir los problemas detectados. Y todo ello mediante el aprendizaje conjunto, entre operadores y regulador, de la experiencia común de todos.</p> <p>La IA deberá usarse en este contexto para extraer conocimiento de las base de datos, detectando posibles fallos comunes. De aquí se podrían extraer medidas técnicas, organizativas o de mejora de la formación, que aumentarán la seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas en el futuro.</p>
<b>Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea</b>	100.000 euros

<b>LÍNEA 15: ESTUDIO DE LA VULNERABILIDAD RADIOLÓGICA DE LAS INSTALACIONES NUCLEARES Y DE LAS INSTALACIONES RADIATIVAS DE 1ª Y 2ª CATEGORÍA ANTE AMENAZAS CIBERNÉTICAS.</b>	
Objetivo	<p>Revisión de los procesos del CSN para identificar mejoras en regulación, normativa, y en procesos de gestión y actuación del CSN en materia de ciberseguridad, que permitan mejorar la detección y mitigación de ataques informáticos a instalaciones nucleares, y radiactivas de 1ª y 2ª categorías, frente a este tipo de amenazas.</p>
Descripción	<p>La preocupación nacional e internacional acerca de las ciberamenazas y de sus potenciales consecuencias en diferentes sectores de la actividad industrial y empresarial, incluyendo a las infraestructuras y sectores críticos, los operadores de servicios esenciales, ha ido creciendo en los últimos tiempos. Esto ha llevado a que en diferentes sectores críticos se hayan establecido y desarrollado modelos y sistemas de seguridad para la protección de los activos informáticos.</p> <p>En lo que se refiere a las instalaciones nucleares y radiactivas de 1ª y 2ª categoría, la proliferación, hoy en día, de sistemas informáticos en el funcionamiento de las mismas y, por lo tanto, su posible vulnerabilidad frente a este tipo de amenazas, justifica, en consonancia con el objetivo 2 del Plan Estratégico 2020-2025 del CSN, la consideración de la ciberseguridad como un aspecto clave en la seguridad nuclear y en la protección radiológica.</p> <p>Concretamente, las tareas que se pretende desarrollar en el marco de este proyecto son las siguientes:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>- Análisis crítico de la regulación y marco normativo español en materia de ciberseguridad en el ámbito de la seguridad nuclear y la protección radiológica, considerando, además de la regulación y normativa nacional, la de países de nuestro entorno y organizaciones internacionales (EEUU-NRC, Reino Unido-ONR, Francia-ASN, OIEA/NEA). Identificación de mejoras en regulación y normativa.</li> <li>- Análisis de la etiología de los ciberataques a infraestructuras críticas y operadores de servicios esenciales y, en particular, a centrales nucleares. Identificación de mejoras en la detección y mitigación de ciberincidentes en consonancia con los nuevos desafíos en ciberseguridad.</li> </ul>
Aportación económica máxima por proyecto y para esta línea	100.000 euros