AZTLAN Platform: Plataforma Mexicana para el Análisis y Diseño de Reactores Nucleares

Armando M. Gómez Torres, Federico Puente Espel
Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares
Carretera México Toluca s/n, La Marquesa, Ocoyoacac, Edo. México, C.P. 52750
armando.gomez@inin.gob.mx ,federico.puente@inin.gob.mx

Edmundo del Valle Gallegos
Instituto Politécnico Nacional, Escuela Superior de Física y Matemáticas
Unidad Profesional "Adolfo López Mateos", Av. IPN, s/n, México, D.F., 07738
Becario COFAA-IPN y EDD-IPN
evalle@esfm.ipn.mx

Juan Luis François Lacouture, Cecilia Martín del Campo Márquez
Facultad de Ingeniería, UNAM
Paseo Cuauhnáhuac 8532, Jiutepec, Morelos, 62550
juan.louis.francois@gmail.com, cecilia.martin.del.campo@gmail.com

Gilberto Espinosa Paredes
Universidad Autónoma Metropolitana-Iztapalapa
Av. San Rafael Atlixco 186 Col. Vicentina, México, D.F., 09340
gepe@xanum.uam.mx

Resumen

El proyecto ***Aztlan platform*** es una iniciativa nacional liderada por el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, que reúne a las principales casas públicas de estudios superiores de México como son el Instituto Politécnico Nacional, la Universidad Nacional Autónoma de México y la Universidad Autónoma Metropolitana en un esfuerzo por dar un paso significativo rumbo a la autonomía de cálculo y análisis que busca situar a México en el mediano plazo en un nivel internacional competitivo en temas de software para análisis de reactores nucleares. En este proyecto se pretende modernizar, mejorar e integrar los códigos neutrónicos, termohidráulicos y termomecánicos, desarrollados en las instituciones mexicanas, en una plataforma integrada, desarrollada y mantenida por expertos mexicanos para beneficio de las instituciones mexicanas. Este proyecto, que es financiado por el fondo mixto SENER-CONACYT de Sustentabilidad Energética, fortalecerá de manera sustancial a las instituciones de investigación y a la vez a las instituciones educativas, coadyuvando en la formación de recursos humanos altamente capacitados en el área de análisis y diseño de reactores nucleares. Como parte innovadora, el proyecto considera la creación de un grupo de usuarios, conformado por las instituciones integrantes del proyecto, así como por la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias, la Central Nuclear Laguna Verde (CNLV), la Secretaría de Energía y el Instituto Tecnológico de Karlsruhe, Alemania, entre otros. Dicho grupo de usuarios, estará encargado de utilizar el software y retroalimentar al equipo de desarrollo

con el objetivo de que los avances cubran las necesidades del organismo regulador y de la industria; en este caso la CNLV. Finalmente, con el objetivo de acortar la brecha existente entre desarrollos similares a nivel mundial, se hará uso de las últimas tecnologías de súper cómputo para acelerar los tiempos de cálculo. Este trabajo pretende presentar a la comunidad nuclear nacional el proyecto, por lo que se dará una descripción de la metodología propuesta, así como de las metas y objetivos que se perseguirán durante el desarrollo de la plataforma AZTLAN.

1. INTRODUCCIÓN

En el Instituto Politécnico Nacional (IPN), a través de la participación de estudiantes, profesores e investigadores de la Escuela Superior de Física y Matemáticas (ESFM), se desarrollaron herramientas computacionales con el propósito de resolver numéricamente, usando métodos de elementos finitos clásicos y nodales, diversos modelos que surgen de la Física y de la Ingeniería de Reactores Nucleares. Gran parte de estas herramientas han sido producto de tesis de licenciatura en Física y Matemáticas, algunas de ellas de la opción en ingeniería nuclear, así como de la Maestría en Ciencias en Ingeniería Nuclear. Los principales modelos de la física de reactores nucleares surgen de la ecuación de transporte de neutrones en sus diferentes aproximaciones angulares: a) la aproximación de ordenadas discretas, conocida como S_N y b) la aproximación de armónicos esféricos, también denominada P_L. Todos estos modelos han sido estudiados y resueltos numéricamente con resultados altamente satisfactorios. La experiencia actualmente acumulada es prácticamente de casi 40 años, como lo confirma la lista de trabajos de las tesis de maestría, asimismo las de licenciatura (más de 30 tesis), adicionalmente a las publicaciones realizadas en revistas de circulación internacional con arbitraje (25 publicaciones), entre las que se encuentran [1, 2, 3 y 4].

Por su parte, en la Facultad de Ingeniería de la Universidad Nacional Autónoma de México (UNAM) se han desarrollado y validado metodologías y esquemas de cálculo para el análisis y diseño del núcleo de reactores nucleares, así como para la administración de combustible nuclear, en particular relacionados con optimización de combustible. Se tiene experiencia en el uso de códigos de análisis de reactores de agua ligera, como los del Fuel Management System y del Core Management Software, así como códigos del estado del arte, como MCNPX, TRIPOLI y SERPENT, para el análisis y diseño de cualquier tipo de reactor nuclear. Se cuenta con una lista de más de 30 publicaciones con arbitraje, sobre el tema, entre las que se encuentran: [5, 6, 7, 8, 9 y 10], además de 40 tesis de licenciatura, maestría y doctorado relacionadas con el área del proyecto.

La Universidad Autónoma Metropolitana UAM se ha enfocado especialmente en el desarrollo de modelos matemáticos y numéricos para simular procesos de transferencia de calor por conducción en barras de combustible nuclear (por ejemplo: [11]) y fenómenos de transporte de flujo en dos fases [12, 13, 14, 15 y 16]. En fenómenos de flujo en dos fases, la presencia de la interfaz sin contar con una teoría probada para el tratamiento de transiciones de patrones de flujo, donde los procesos físicos de los fenómenos no pueden ser entendidos con las teorías conocidas, en este sentido en la UAM se ha seguido una línea del estudio teórico con algunas experimentos numéricos donde las restricciones de las escalas de espacio y tiempo no se cumplen [17]. No obstante, en forma natural y ante los acontecimientos del orden mundial, la UAM ha extendido su línea de investigación al desarrollo de modelos y herramientas computacionales para el estudio y

análisis de accidentes severos, dado que todas las centrales del mundo deben demostrar capacidad a través de guías y procedimientos que son capaces de mitigar los efectos de estos accidentes [18 y 19]. También se han desarrollado y probado una metodología para análisis de sensibilidad e incertidumbre para simuladores y modelos numéricos [20], que se ha aplicado en la simulación de procesos nucleares [21].

En el ININ, se lleva a cabo el desarrollo de una herramienta de cálculo capaz de evaluar el comportamiento termo-mecánico de las barras combustibles que son introducidas a los reactores de la CNLV, independientemente de las condiciones de operación de la central, considerando el estado estacionario [22] y en el caso de que se presente un evento transitorio [23]. El desarrollo de esta herramienta propia surge a partir de la necesidad de realizar los análisis de las barras que han presentado falla durante su inserción en los núcleos de la CNLV. Este tipo de análisis se realiza empleando el código FEMAXI [24 y 25], el cual se encuentra en constante desarrollo y actualmente los esfuerzos se centran en la simulación de eventos transitorios. FEMAXI utiliza un código auxiliar comercial para el cálculo neutrónico.

Adicionalmente, desde hace dos años, se han realizados proyectos internos relacionados con el acoplamiento neutrónico termohidráulico basados en la experiencia del personal del ININ en proyectos de plataformas europeas [26]. De igual forma se cuenta con amplia experiencia en el desarrollo de códigos acoplados de alta fidelidad para la evaluación de parámetros de seguridad de los núcleos de reactores [27 y 28]. El proyecto aquí propuesto conjuntará y continuará mejorando toda esta experiencia y herramientas desarrolladas a lo largo de los años. Las herramientas desarrolladas se modernizarán e integrarán en una plataforma integrada mexicana, desarrollada y mantenida por expertos mexicanos para beneficio de las instituciones mexicanas. Esto será un paso sumamente importante rumbo a la autonomía de cálculo y análisis que pondrá a México en el mediano plazo en un nivel internacional competitivo. La experiencia de los profesionistas nucleares mexicanos, así como los lazos de colaboración existentes con instituciones extranjeras, como por ejemplo el Instituto Tecnológico de Karlsruhe (KIT) en Alemania, con quien se tienen convenios firmados, conforman una base sólida para la viabilidad de este proyecto.

2. METODOLOGÍA

Las plataformas de simulación consideran un extenso conjunto de fenómenos físicos importantes en el diseño y seguridad de reactores nucleares, siendo los fenómenos más evidentes y medibles la fuente de calor por fisión, mecanismos de transferencia de calor al refrigerante, así como el comportamiento térmico y mecánico de los materiales que componen las barras de combustible bajo esfuerzos extremos que determinan la integridad de las barreras de seguridad en condiciones normales y anormales de operación. La neutrónica, la termohidráulica y el comportamiento termomecánico de los combustibles constituyen la base para realizar análisis de seguridad de mejor estimación BE (*Best Estimate*) en el diseño y análisis de reactores nucleares. Todo este carácter multi-físico se centra en el núcleo del reactor, que es en donde se dan las fisiones nucleares y cuya potencia producida en forma de calor debe ser removida por el refrigerante.

2.1. Neutrónica

El diseño y operación de un reactor nuclear está totalmente relacionado con la capacidad de predecir la distribución de los neutrones en el sistema en función del espacio, la energía y el tiempo. Esto se puede hacer resolviendo la ecuación de transporte de neutrones de Boltzmann. El problema es, en general, muy complejo debido al gran número de posibles trayectorias e interacciones (reacciones nucleares) que un neutrón puede experimentar mientras se mueve a través del sistema. Sin embargo, es posible, al menos en teoría, resolver el problema insertando en la ecuación de transporte, un conjunto completo de secciones eficaces, que representan las probabilidades de interacción de los neutrones, junto con el arreglo geométrico de los materiales en el sistema. En la práctica, no obstante, las cosas no son tan simples. Primeramente, la dependencia en energía de las secciones eficaces de absorción, dispersión, fisión, etc., es muy compleja para ciertos intervalos de energía y no del todo conocida. Además, en segunda, el arreglo geométrico de los materiales en el reactor es tan complicado que la ecuación de Boltzmann no se podría resolver en un tiempo razonable aun con el uso de súper computadoras. Así, varias estrategias se han desarrollado a lo largo de los años para encontrar soluciones numéricas para formas aproximadas de la ecuación de transporte, las cuales logran reproducir los fenómenos de interés con cierto grado de precisión.

2.2. Termohidráulica

Por otro lado, las evaluaciones de seguridad de las plantas nucleares está también muy relacionada con la capacidad para determinar las distribuciones temporales y espaciales de las condiciones termohidráulicas del fluido así como los efectos asociados de las fuentes y sumideros de calor a través del sistema de refrigeración del reactor, y especialmente en la región del núcleo. Las mediciones en-línea en diferentes posiciones de los sistemas primario y secundario de las plantas nucleares pueden proporcionar valiosa información en este contexto. Sin embargo, usando estos medios, no es posible revelar varios detalles termohidráulicos, por ejemplo al interior de losensambles de combustible. El método establecido para evaluar esas condiciones más complejas es empleando herramientas avanzadas de simulación numérica termohidráulica basadas en modelos de solución físicos y numéricos bien validados para poder predecir el comportamiento de una planta nuclear. Así pues, los fenómenos físicos que se deben simular son muy numerosos y, muchas veces, dependientes del problema. La conducción de calor, la dinámica del fluido, la transferencia de calor para flujo en una y dos fases, el transporte de boro en líquido, etc. conforman un conjunto de fenómenos físicos que se deben de tomar en cuenta para la mayoría de los análisis.

2.3. Termo-mecánica

El desarrollo y fabricación de los elementos combustibles utilizados en reactores nucleares han sido objeto de innumerables estudios por parte de las grandes compañías que proveen de éstos a las empresas eléctricas, las cuales deben garantizar que trabajan de una manera confiable y segura.

Los ensambles combustibles están diseñados para soportar un grupo de barras individuales de combustible, para el caso de los reactores BWR, estas barras individuales de combustible están contenidas en una caja metálica que actúa como separador de flujo y estructura de soporte. Cada uno de estos ensambles combustibles puede generar varios megawatts de calor, por lo que es necesario realizar un análisis termo-mecánico en los materiales que constituyen un elemento combustible con el propósito de evaluar su vida útil, sin exponer a la planta de sufrir un accidente o incidente, una vez que el elemento es sometido a las condiciones de operación del reactor. De esta forma, es indispensable contar con un código con el cual se pueda evaluar el desempeño de las barras combustibles.

Una parte muy importante en el funcionamiento de un reactor nuclear y su correspondiente generación eléctrica es la integridad de las barras de combustible, ya que una falla de las mismas genera el paro de la central nucleoléctrica con grandes pérdidas económicas. Por esta razón es necesario tener códigos que puedan simular su desempeño para prevenir fallas de los mismos.

2.4. Metodologías de Acoplamiento de Códigos

Las metodologías de acoplamiento multi-físico son un tema complejo con muchas posibles combinaciones. Una descripción extensa de dichas metodologías puede encontrarse en el reporte del proyecto internacional CRISSUE [29 y 30], y varios detalles y aspectos importantes a considerar han sido bien documentados en: [31, 32 y 33].

En el pasado, los análisis termo-hidráulicos y neutrónicos del comportamiento del núcleo se efectuaban de forma separada, aunque ambos debían ajustarse a las mismas condiciones del reactor. Así por ejemplo, los análisis termohidráulicos hacían uso de modelos neutrónicos simplificados, como es el caso de la cinética puntual. El resultado de dichas simulaciones proporcionaba las condiciones a la frontera necesarias para el núcleo del reactor, tales como flujo másico y distribución de temperaturas del refrigerante a la entrada del núcleo, así como funciones dependientes del tiempo para la presión, por ejemplo. El núcleo del reactor puede entonces ser analizado con modelos neutrónicos detallados (en tres dimensiones). Sin embargo, en la realidad el problema es mucho más complejo pues estas condiciones a la frontera (provenientes de la parte termohidráulica) son función de la potencia generada en el reactor. De esta forma, la aplicación de estos modelos de cálculo está limitada y depende fuertemente de consideraciones apropiadas en la interface acoplada y puede llevar a condiciones muy irreales si es que todas las incertidumbres se toman en cuenta al demandar condiciones a la frontera conservativas [34].

El acoplamiento neutrónico/termohidráulico (multi-físico) constituye la evolución directa de dichos métodos especialmente en los casos en que existe una retroalimentación fuerte entre el comportamiento neutrónico y termohidráulico del núcleo, así como en situaciones en las que el flujo neutrónico se vuelve fuertemente asimétrico y su distribución espacial cambia durante el transitorio analizado. Para el acoplamiento de estas dos disciplinas se han identificado seis componentes básicos [31] que deben tomarse en cuenta, siendo éstos: el modo de acoplamiento (interno o externo); la aproximación de acoplamiento (integración serial o paralela); el acoplamiento de mallas espaciales (fijo o flexible); los algoritmos de acoplamiento temporal (sincronización del paso de tiempo); los esquemas numéricos de acoplamiento (explícito, semi-implícito, implícito e iteración de punto fijo) y los esquemas de convergencia del acoplamiento.

Por ejemplo, el proceso de retroalimentación entre ambas disciplinas de la física (neutrónica y termohidráulica) se esquematiza de manera simplificada en la Figura 1.

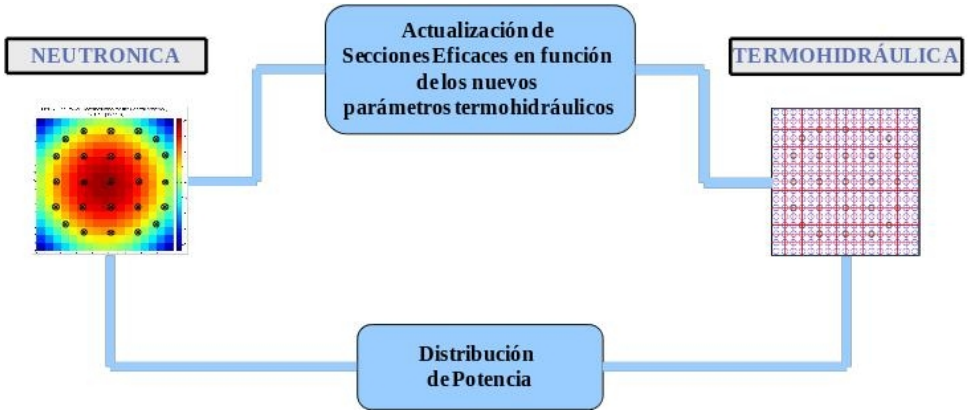

Figura 1. Esquema simplificado de acoplamiento Neutrónico/Termohidráulico.

La parte neutrónica está encargada de calcular los flujos neutrónicos y a su vez poder predecir la distribución de potencia dentro del núcleo. Dicha distribución de potencia se usa a la entrada de la parte termohidráulica, pues es directamente proporcional a la fuente de calor. La parte termohidráulica estará encargada de calcular temperaturas (tanto del combustible como del refrigerante), densidades, concentraciones de boro, entre otros parámetros. Estos parámetros termohidráulicos tienen un fuerte impacto en la neutrónica. Por ejemplo, un aumento en la potencia resultará en un aumento en la fuente de calor, lo que a su vez derivará en un aumento de temperaturas y por consiguiente una disminución en la densidad del moderador. La reducción en la densidad del moderador impactará en la calidad de moderación, de tal forma que al haber menos moderador habrá por consiguiente menos neutrones térmicos lo que se traduce en menos fisiones, disminuyendo por consiguiente la potencia del reactor. Este efecto de autocontrol intrínseco en un reactor nuclear se denomina control de reactividad por coeficiente de vacíos (densidad del moderador) y es de vital importancia en los reactores nucleares. Los procedimientos anteriores (sin acoplamiento) permiten considerar este tipo de efectos de manera global usando un modelo de cinética puntual y coeficientes de reactividad basados en el comportamiento global de la potencia. De esta manera, un transitorio con una perturbación local asimétrica (extracción o inserción de una barra de control, por ejemplo) es imposible de analizar de manera precisa.

2.5. Generación de Secciones Eficaces Macroscópicas

La manera en que la termohidráulica retroalimenta a la neutrónica es por medio de Secciones Eficaces (XS). Las XS son funciones multi-variable que dependen de muchos factores, entre ellos los parámetros termohidráulicos previamente definidos. Las secciones eficaces usualmente se calculan usando códigos determinísticos que resuelven la ecuación de transporte en estructuras

bien definidas, como puede ser un ensamble de combustible. Así, códigos como HELIOS [35], CASMO, APOLLO2 [36], SCALE [37], DRAGON [38], entre otros, tienen la característica de poder modelar con un grado de detalle alto, además, los métodos numéricos de solución son en general robustos, por lo que se necesitan tiempos de cálculo considerables para obtener resultados aceptables en estado estacionario; por lo que el análisis tridimensional y dependiente del tiempo de un núcleo es prácticamente imposible de analizar con dichos códigos. Por lo tanto, dichos códigos son usados tradicionalmente para calcular flujos neutrónicos en estructuras bien definidas. Dichos flujos neutrónicos dependen de los parámetros de retroalimentación previamente fijados y se usan para generar tablas multidimensionales de secciones eficaces que representarán promedios de las interacciones probables dentro de la estructura o geometría analizada en función de los parámetros de retroalimentación termohidráulicos. Dichas tablas serán utilizadas por el código neutrónico que resuelve la ecuación de difusión “simplificado” (o utiliza una aproximación para resolver la ecuación de transporte), el cual tendrá que hacer una interpolación multidimensional para calcular la sección eficaz asociada con el estado termohidráulico de cada nodo del dominio considerado. Sin embargo, la mayoría de estos códigos son comerciales y sus licencias son sumamente costosas.

Como una opción en aras de la independencia de cálculo, en la actualidad se ha empezado a explorar el uso de códigos tipo Monte Carlo para la generación de secciones eficaces como es el caso del código SERPENT que es de licencia libre [39, 40 y 41]; teniendo la ventaja de que, además de la generación de la tabla multidimensional de secciones eficaces, se pueden generar soluciones de referencia en estado estacionario. Por lo que resultan de gran interés cuando se requiere hacer una validación y verificación de un código determinístico simplificado. Es importante señalar que la correcta generación de secciones eficaces es la base del análisis dinámico de un reactor nuclear y por consiguiente implica un esfuerzo considerable.

2.6. Integración de Códigos dentro de una Plataforma de Cálculo

Como parte de los proyectos de la Unión Europea NURESIM, NURISP [42], y actualmente NURESAFE, nuevos y significativos pasos se han dado en torno a una plataforma de referencia de simulación de reactores nucleares. SALOME es la plataforma de fuente abierta usada para la integración de los códigos europeos. Ésta consiste de un conjunto de herramientas para pre y post procesamiento y para la integración y/o acoplamiento de códigos. El objetivo principal de SALOME es ofrecer una interface de usuario genérica que es amigable con el usuario y eficiente, y que contribuye a reducir los costos de investigación y los tiempos de cálculo. SALOME facilita la interoperabilidad entre modelados CAD y códigos de cómputo, así como el acoplamiento entre códigos. Adicionalmente, es un software de licencia libre, por lo que puede ser usado sin ningún costo. Los códigos propios se pueden integrar a la plataforma SALOME, lo que simplifica el proceso de acoplamiento y además hace uso de las capacidades de pre y post procesamiento intrínsecas en la plataforma [43]. En la Figura 2 se ilustra un ejemplo de la funcionalidad de SALOME.

El principal punto relacionado con el acoplamiento de códigos dentro de la plataforma SALOME es la comunicación entre ellos, para lo cual se necesita un formato de intercambio común mediante el cual todos los códigos puedan ser capaces de importar y exportar datos en una forma común. En SALOME el intercambio de información se lleva a cabo usando un modelo de intercambio de datos (Data Exchange Model, MED/DEM) y una interfaz de programación (API:

Application Programming Interface). En [26] se encuentra una descripción detallada de dicha comunicación.

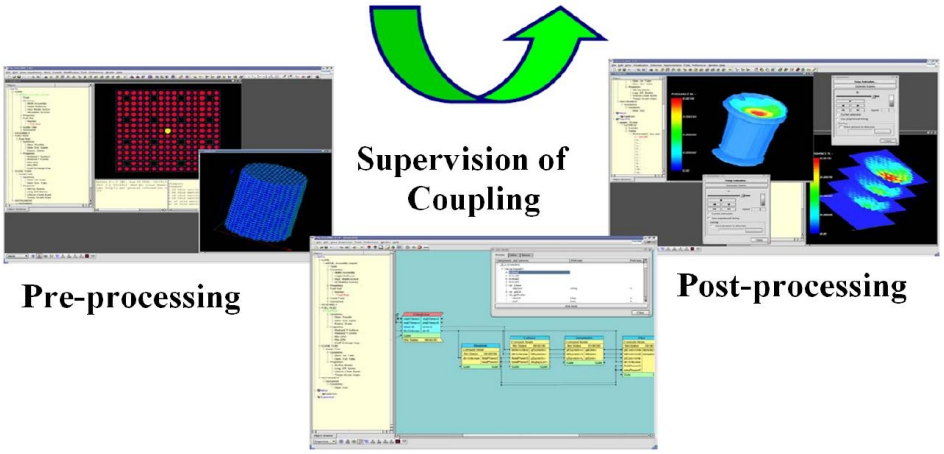

Figura 2. Vista general de la plataforma SALOME.

2.7. Uso de Tecnología GPU (Súper Cómputo)

La unidad de procesamiento gráfico o GPU (Graphics Processing Unit) es un procesador dedicado al procesamiento de gráficos u operaciones de punto flotante, pensado inicialmente en aligerar la carga de trabajo del procesador central en aplicaciones como los video juegos y/o aplicaciones 3D interactivas. De esta forma, mientras gran parte de lo relacionado con los gráficos se procesa en la GPU, el CPU puede dedicarse a otro tipo de cálculos.

Actualmente se intenta aprovechar la gran potencia de cálculo de las GPU para aplicaciones no relacionadas con los gráficos, lo que se denomina GPGPU, o GPU de propósito general (General Purpose GPU), para lo cual se ha desarrollado la arquitectura CUDA: Compute Unified Device Architecture (Arquitectura de Dispositivos de Cómputo Unificado) que hace referencia tanto a un compilador como a un conjunto de herramientas de desarrollo creadas por NVIDIA que permiten a los programadores usar una variación del lenguaje de programación C para codificar algoritmos en GPU de NVIDIA. CUDA intenta aprovechar el gran paralelismo, y el alto ancho de banda de la memoria en las GPU en aplicaciones con un gran costo aritmético en donde se realizan numerosos accesos a memoria principal, lo que podría actuar de cuello de botella en los códigos desarrollados haciéndolos menos eficientes. Así, mediante el uso de la tecnología GPU, la solución de una matriz con miles de elementos, como las que usualmente se resuelven en los programas neutrónicos y que causan el cuello de botella de dichos programas, podría resolverse de manera más rápida haciendo más eficiente al programa de cómputo.

2.8. Análisis de Sensibilidad e Incertidumbre (S&U por sus siglas en Inglés)

El concepto de incertidumbre refleja duda acerca de la veracidad del resultado obtenido una vez que se han evaluado todas las posibles fuentes de error y que se han aplicado las correcciones oportunas. Por tanto, la incertidumbre nos da una idea de la calidad del resultado ya que nos muestra un intervalo alrededor del valor estimado dentro del cual se encuentra el valor considerado verdadero. La importancia de proporcionar la incertidumbre de los resultados permite comparar resultados obtenidos por varios instrumentos u obtenidos con diferentes metodologías analíticas.

Por otro lado, el concepto de análisis de sensibilidad, tiene que ver con la capacidad de respuesta a muy pequeñas excitaciones, estímulos o causas, así como con el grado o medida de la eficacia o precisión de ciertos aparatos científicos, electrónicos, ópticos, etc.

En todo proyecto se trabaja con algunos factores sobre los que se tiene poder de decisión (variables controlables), y otros sobre los que sólo se pueden realizar estimaciones (variables no controlables). De acuerdo a lo anterior podemos definir al análisis de sensibilidad como el proceso de medición de variables que afectan el desarrollo del proyecto. Así, un análisis de sensibilidad tiene como finalidad evaluar el impacto que los datos de entrada o las restricciones especificadas a un modelo definido tienen en el resultado final o en las variables de salida del modelo, esto es sumamente valioso en el proceso de diseño de productos o servicios.

En el campo nuclear, cada vez se hace más uso de metodologías de mejor estimación (best estimate) y de alta definición (high fidelity). Los organismos reguladores, poco a poco aceptan dichas metodologías para reemplazar los cálculos conservadores, pero exigen que los resultados obtenidos con dichas metodologías vayan acompañados de bandas de incertidumbre así como de análisis de sensibilidad, por lo que el desarrollo de nuevas herramientas de cálculo debe considerar dichos análisis.

En todo el mundo se desarrollan diferentes métodos para la estimación de incertidumbres, entre los que se encuentran: US-NRC CSAU (Code Scaling, Applicability, and Uncertainty), GRS SUSA (uncertainty input propagation based methods), Adjoint method, etc. Dentro de dichos métodos, algunos están basados en la propagación de incertidumbres vía el archivo de entrada y otros en extrapolación de incertidumbres de salida.

Este proyecto pretende usar la metodología de propagación de incertidumbres y se plantea en principio usar el código SUSA/XSUSA (Software System for Uncertainty and Sensitivity Analyses / Cross Section Uncertainty and Sensitivity Analysis) que se desarrolla en la GRS, en Alemania [44], y que está basado en la fórmula de Wilks y en el muestreo aleatorio tipo Monte Carlo sobre un conjunto de funciones de densidad de probabilidad (pdf).

Los pasos a considerar en los análisis de (S&U) con SUSA/XSUSA son los siguientes: 1) Identificación de potenciales incertidumbres. 2) Definición de rangos de incertidumbre, es decir seleccionar valores máximos y mínimos de las opciones de entrada. 3) Especificación de pdf’s sobre dichos rangos. 4) Identificación y cuantificación de dependencias entre parámetros. 5) Generación de un muestreo aleatorio de tamaño N para la creación de archivos de entrada usando un método tipo Monte Carlo. 6) Realizar las N corridas usando el código bajo análisis; de cada ejecución se obtiene una respuesta que puede ser por ejemplo el pico de potencia. 7) Cálculo de

la sensibilidad cuantitativa paramétrica para identificar los parámetros inciertos que contribuyen más a la incertidumbre de la respuesta. 8) Interpretación de resultados.

2.9. Verificación y Validación

El proceso de verificación y validación (V&V), tanto de los códigos en su versión *standalone*, como de los códigos integrados y finalmente de los códigos acoplados, deberá cumplir con los estándares internacionales de V&V y es un proceso muy importante en la propuesta pues es la V&V lo que le dará sustento y confiabilidad a la plataforma. Los procesos de V&V son diversos y en cada etapa de desarrollo se definirán las técnicas de validación en base al estado del arte establecido en la comunidad internacional. Se considera el uso de problemas Benchmark internacionales, de soluciones de referencia tipo Monte Carlo e incluso el uso de datos de planta o experimentales, así como el uso de programas de cómputo validados.

3. EQUIPO DE TRABAJO Y ETAPAS DE DESARROLLO

3.1. Equipo de Trabajo

El desarrollo de ***AZTLAN platform*** es un esfuerzo interinstitucional liderado por el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares y dividido técnicamente en 4 Grupos de Trabajo (GT), cada uno liderado por expertos en el tema de cada una de las instituciones participantes. Los GT y sus líderes se muestran en la Figura 3.

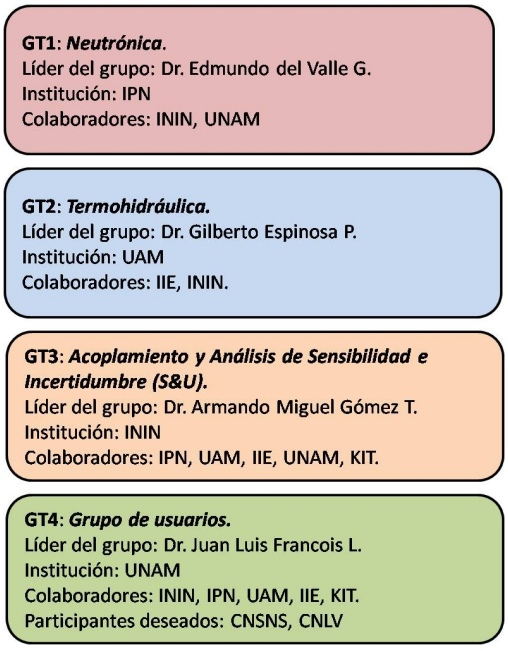

Figura 3. Grupos de Trabajo (GT) para el desarrollo de *AZTLAN platform*.

Cada uno de los Grupos de Trabajo tiene actividades bien definidas que permiten avanzar de manera individual, pero que en las etapas avanzadas de desarrollo se tendrán que hacer implementaciones multidisciplinarias que beneficiarán el trabajo en equipo entre las instituciones participantes.

Dentro del Grupo de Trabajo 4 "Grupo de Usuarios", se considera la creación de un grupo de instituciones (potenciales usuarios finales) a quien le sirvan las herramientas y que durante el desarrollo estén encargados de usar la plataforma para proporcionar retroalimentación al equipo de desarrolladores. De esta forma, el beneficio tecnológico y económico de este desarrollo, traerá consigo un fortalecimiento institucional en investigación (ININ) vinculado con las instituciones educativas (IPN, UNAM, UAM) para el bien del país (SENER, CNSNS, CLV/CFE), que pondrá a México a la vanguardia, pasando de ser un país de usuarios a un país de desarrolladores de herramientas de cómputo para análisis de reactores nucleares.

La Figura 4 ilustra el esquema de trabajo y la participación de cada institución en el desarrollo. Cabe destacar la participación del Instituto Tecnológico de Karlsruhe en Alemania, quien será un importante soporte técnico de los desarrollos implementados. Así mismo, a pesar de que el Instituto de Investigaciones Eléctricas no es un participante formal del proyecto, es deseable contar también con aportaciones de los expertos de este Instituto.

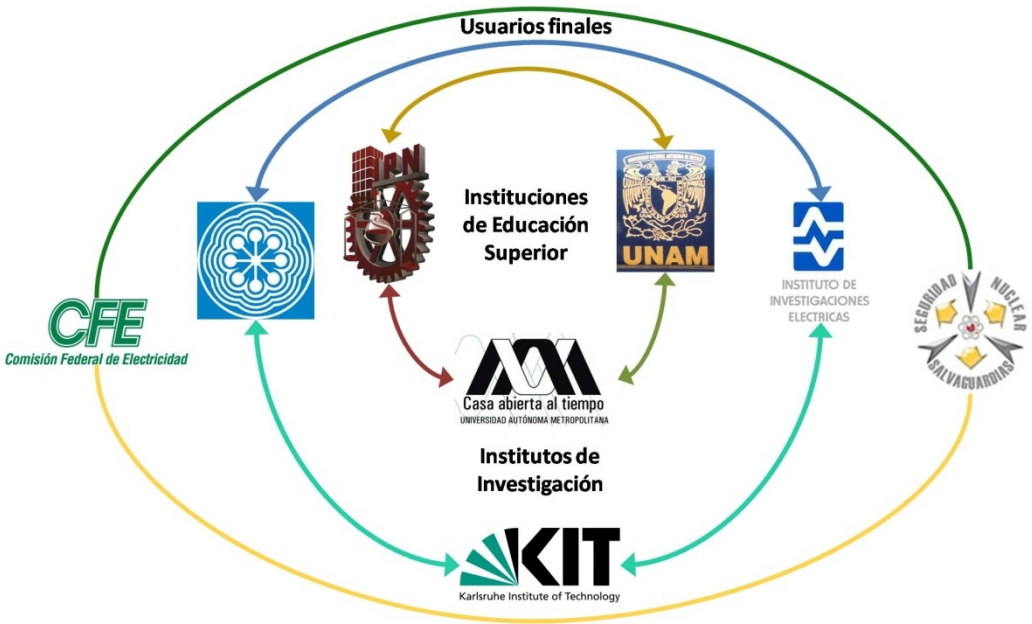

Figura 4. Esquema de trabajo *AZTLAN platform*.

3.1. Etapas de Desarrollo

El proyecto se plantea llevar a cabo en un periodo de 5 años, por lo que se divide en 5 etapas financieras anuales, sin embargo, dado que es un proyecto multidisciplinario en el que participan varias instituciones, el proyecto se divide técnicamente, como ya se discutió en la subsección anterior, en 4 Grupos de Trabajo (GT).

A continuación se describen las 5 etapas anuales.

Etapa 1 (primer año): Selección y modernización de códigos propios: En esta etapa se seleccionarán sistemáticamente los mejores códigos desarrollados en cada institución (neutrónicos, termohidráulicos y termo-mecánicos) tomando en cuenta como criterio de selección los códigos que más se apeguen al estado del arte actual. Se definirán las metodologías para análisis incertidumbre y sensibilidad, la plataforma así como la metodología de integración. Se comenzará con el proceso de generación de secciones eficaces, mismo que deberá validarse y finalmente se creará el grupo de usuarios y se establecerán las bases de funcionamiento del mismo.

Etapa 2 (segundo año): Verificación y validación de los códigos propios standalone: En esta etapa se hará el proceso de V&V de los códigos seleccionados y modernizados en la Etapa 1, en su versión standalone, es decir, sin integrar ni acoplar. Se definirán las metodologías de acoplamiento a implementarse una vez que estén integrados los códigos. Se continuará con la generación de bancos de secciones eficaces y la V&V del proceso de generación. Paralelo al desarrollo y a los procesos de V&V, se implementarán algoritmos de cómputo de alto rendimiento. El uso de un programa de control de versiones como *subversion*, permite el desarrollo en ramas y la generación de versiones del código, por lo que se puede hacer un desarrollo paralelo, es decir, un grupo puede trabajar en la implementación de modelos en los códigos propios y otro grupo puede trabajar en la implementación de algoritmos paralelos de cómputo de alto rendimiento. De igual forma, se implementan las primeras recomendaciones del grupo de usuarios.

Etapa 3 (tercer año): Integración y verificación de los códigos propios en la plataforma: En esta etapa se realizará la integración de los códigos en la plataforma. Esta Etapa incluye únicamente un proceso de verificación pues la integración en la plataforma no debe afectar al código, es decir, se tendrá que verificar que los datos obtenidos con el código standalone son los mismos que con el código integrado. De manera paralela se continúa con trabajos de implementación de algoritmos de cómputo de alto rendimiento y con los procesos de V&V en secciones eficaces, de implementaciones de metodologías de sensibilidad e incertidumbre para propagar las incertidumbres en los códigos acoplados así como de requerimientos del grupo de usuarios.

Etapa 4 (cuarto año): Acoplamiento de los códigos integrados: Se acoplarán los códigos neutrónicos, termohidráulicos y termo-mecánicos que fueron integrados en la Etapa anterior. Se desarrollarán las interfaces de comunicación (API: Application Programming Interface) entre los códigos integrados, es decir, los mecanismos de comunicación. Se definirá el tipo y esquema de acoplamiento (implícito, semi-implícito, explicito, iteración de punto fijo, etc.) y el acceso a los programas periféricos de acoplamiento (actualización e interpolación de secciones eficaces,

definición de argumentos de salida, etc.). De manera paralela se continúa con las implementaciones de algoritmos de cómputo de alto rendimiento y con la implementación de requerimientos provenientes del grupo de usuarios.

Etapa 5 (quinto año): Verificación y validación de la plataforma: Esta etapa está dedicada prácticamente en su totalidad a los procesos de V&V de los códigos acoplados. Como ya se discutió en la metodología, es este proceso de V&V lo que le dará sustento y confiabilidad a la plataforma, se usarán problemas Benchmark internacionales, soluciones de referencia tipo Monte Carlo, datos de planta y programas de cómputo de mejor estimación para hacer una validación tipo code-to-code. Se generarán los manuales de usuario y modelos de la plataforma y se harán los informes finales que documenten el progreso de la plataforma y sus fortalezas y limitaciones.

4. IMPACTOS

Este proyecto representa una oportunidad para enriquecer no sólo la parte científica sino también la parte académica. Además, el propósito de estos desarrollos es poder proveer herramientas validadas de simulación que puedan ser acopladas de manera sencilla por el usuario final de acuerdo a sus necesidades específicas, por ejemplo: la industria, el órgano regulador, la central nuclear, etc.

El impacto de este proyecto repercute de manera directa en los siguientes beneficiarios:

1.- Instituciones del Gobierno (SENER, CLV/CFE, CNSNS): contarán con una herramienta de cálculo adicional como apoyo en los análisis de seguridad y en la toma de decisiones.

2.- Institutos de Investigación (ININ, IIE): La plataforma constituirá un campo de investigación de constante mejora y fomentará los vínculos en el ámbito tecnológico y científico entre los institutos nacionales de investigación y los institutos internacionales que desarrollan software especializado.

3.- Instituciones educativas (IPN, UNAM, UAM): Las instituciones educativas serán las encargadas de entrenar en la plataforma a nuevos jóvenes que eventualmente se podrán integrar y nutrir el equipo de desarrollo de la plataforma.

Es importante señalar que las herramientas de cálculo siempre están en constante evolución pues se deben ir adaptando a los nuevos desarrollos tecnológicos para no quedar obsoletas, es por eso que la vinculación de este proyecto con las escuelas de educación superior es muy importante pues son éstas las que juegan el papel de semilleros de recursos humanos que le darán continuidad a la plataforma desarrollada en este proyecto.

5. CONCLUSIONES

Se presentó la plataforma mexicana para el análisis y diseño de reactores nucleares, que se desarrollará en el marco del proyecto ***Aztlan platform***, a través de objetivos, etapas, metas y metodología de desarrollo. El proyecto ***Aztlan platform*** es una iniciativa nacional bajo

colaboración del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares, Instituto Politécnico Nacional, la Universidad Nacional Autónoma de México y la Universidad Autónoma Metropolitana. El proyecto tiene como premisa contar con una herramienta internacionalmente competitiva para el cálculo, análisis y diseño de reactores nucleares. El alcance de esta herramienta considera aplicaciones en análisis de reactores en operación, regulación en reactores de potencia, investigación y docencia. La metodología de este proyecto contempla modelos matemáticos y modelos numéricos totalmente desarrollados e implementados por las instituciones mexicanas, principalmente las antes mencionadas.

La metodología propuesta en forma general incluye cinco aspectos fundamentales:

A.1. Procesos Neutrónicos
A.2. Procesos Termohidráulicos
A.3. Procesos Termo-Mecánicos
A.4. Acoplamiento entre ellos (Software)
A.5. Grupo de Usuarios.

El grupo de usuarios es un aspecto del proyecto que es importante enfatizar, debido a que existirá en todo el desarrollo de ***Aztlan platform*** interacción con los potenciales usuarios.

AGRADECIMIENTOS

Los autores agradecen al Consejo Nacional de Ciencia y Tecnología (CONACyT) y a la Secretaría de Energía (SENER) quienes financian el desarrollo de la plataforma AZTLAN, mediante el fondo sectorial CONACYT-SENER-SUSTENTABILIDAD ENERGÉTICA.

REFERENCIAS

1. Hennart, J.P., Mund, E.H., del Valle, E., “Third Order Nodal Finite Element Methods with Transverse and Reduced Integration for Elliptic Problems”, *Applied Numerical Mathematics*, **46**, **No. 2**, p. 209-230, (2003).
2. Del Valle, E., Mund, E.H., “RTk/Sn Solutions of the 2D Multigroup Transport Equations in Hexagonal Geometry”, *Nuclear Science and Engineering* **148**, p. 172-185 (2004).
3. Ceceñas Falcón, M., Del Valle Gallegos, E., González Campos, R., “Coupling of a 2-D Nodal Method to Parallel Boiling Channels”, Transactions of the American Nuclear Society/European Nuclear Society **93**, p. 580-581, (2005).
4. Hennart, J.P., Del Valle, E., “Nodal Finite Element Approximations for the Neutron Transport Equation”, *Mathematics and Computers in Simulation*, **80 (11)**, p. 2168-2176. (2010).
5. François, J.L, Guzmán, J., Martín-del-Campo, C., Palomera, M.a., “Design and optimization of an equilibrium reload with MOX fuel with minor actinides”, *Progress in Nuclear Energy* **53 (6)** p. 566-570, (2011).
6. François, J.L., Ortiz-Servin, J.J., Martín-del-Campo, C., Castillo, A., Esquivel-Estrada, J., “Comparison of metaheuristic optimization techniques for BWR fuel reloads pattern design”, *Annals of Nuclear Energy*, **51,** p. 189-195. (2013).

7. François, J.L., Dorantes, J.J., Martín-del-Campo, D., Herrera, J., "LWR spent fuel transmutation with fusion-fission hybrid reactors", *Progress in Nuclear Energy*, **65,** p. 50-55. (2013).
8. Martín-del-Campo Márquez, C., Palomera Pérez, M.A., François, J.L., "Advanced and flexible genetic algorithms for BWR fuel loading pattern optimization", *Annals of Nuclear Energy*, **36 (10)**, p. 1553-1559. (2009).
9. Martín-del-Campo, C., Reyes-Ramírez, R., François, J.L., Reinking-Cejudo, A., "Contributions to the Neutronic Analysis of a Gas-cooled Fast Reactor", *Annals of Nuclear Energy*, **38 (6)**, p. 1406-1411, (2011).
10. Martín-del-Campo, C., Reyes-Ramírez, R., François J.L., "Validation of simplified methods for fuel depletion calculations in gas-cooled fast reactors", *Annals of Nuclear Energy*, **60**, p. 218-225, (2013).
11. Espinosa-Paredes G., Espinosa-Martínez E.-G., "Fuel road model based on Non-Fourier heat conduction equation", *Annals of Nuclear Energy*, **36**, p. 680-69, (2009).
12. Espinosa-Paredes G., Álvarez-Ramírez, J., Núñez-Carrera, A., García-Gutiérrez, A. y Martínez- Méndez, J., "Dynamic comparison of three and four-equation reactor core models in a fullscope power plant training simulator", *Nuclear Technology*, **145 (2)**, p. 150-162, (2004).
13. Espinosa-Paredes G. y Nuñez-Carrera, A., "SBWR Model for Steady State and Transient Analysis", *Science and Technology of Nuclear Installations*, **2008**, 18 pages, (2008).
14. Espinosa-Paredes G., Nuñez-Carrera A. y Vázquez-Rodríguez A., "Simplified distributed parameters BWR dynamic model for transient and stability analysis", *Annals of Nuclear Energy*, **33 (14-15)**, p. 1245-1259, (2006).
15. Espinosa-Paredes, G., Nuñez-Carrera, A. y Martinez-Mendez, E. J., "Interaction forces model on a bubble growing for nuclear best estimate computer codes", *Annals of Nuclear Energy*, **32**, p. 1546-1566, (2005).
16. Espinosa-Paredes G., "A derivation of the nonlocal volumen-averaged equations for two-phase flow transport", *Science and Technology of Nuclear Installations*, **2012**, 8 pages, (2012).
17. Espinosa-Paredes G., "Instantaneous equations for multiphase flow in porous media without length-scale restrictions using a non-local averaging volume", *Nuclear Engineering and Design*, **240**, p. 1160-1185, (2010).
18. Espinosa-Paredes G., Batet L., Nuñez-Carrera A., Sugimoto J., "Severe accident analysis in nuclear power plants", *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2 pages, (2012).
19. Espinosa-Paredes G., Camargo-Camargo R., Nuñez-Carrera A., "Severe accident simulation of the Laguna Verde Nuclear Power Plant", *Science and Technology of Nuclear Installations*, **2012**, 11 pages, (2012).
20. Espinosa-Paredes G., Verma P. S., Vázquez-Rodríguez A., Nuñez-Carrera A., "Mass flow rate sensitivity and uncertainty analysis in natural circulation boiling water reactor core from Monte Carlo simulations", *Nuclear Engineering and Design*, **240**, p. 1050-1062 (2010).
21. Espinosa-Paredes G., Polo-Labarrios M.A., L. Díaz-González, A. Vázquez-Rodríguez, Espinosa-Martínez E.-G., "Sensivity and uncertainty analysis of the fractional neutron point kinetics equations", *Annals of Nuclear Energy*, **42**, p. 169-174 (2012).
22. Hernandez Lopez, H., "FETMA: A simple code for thermo mechanical analysis of BWR fuel rods", *International Journal of Nuclear Energy Science and Engineering*, **2**, p. 65-72, (2012).
23. Hernandez Lopez, H., "Fuel thermo-mechanical performance during transient events in Laguna Verde Nuclear Power Plant with FETMA code", *International Journal of Nuclear Energy Science and Engineering*, **en revision**.

24. Hernandez Lopez, H., and Lucatero, M. A., “BWR fuel rod behavior evaluation for preconditioning power ramps with FEMAXI-V”, *Annals of Nuclear Energy*, **38**, p. 2213-2217, (2011).
25. Hernandez Lopez, H., “Thermo-mechanic behavior simulation for fuel assemblies manufactured in Mexico with FEMAXI-VI CODE”, *Annals of Nuclear Energy*, **en prensa**, (2013).
26. Gomez Torres, A. M., Sanchez Espinoza, V.H., Kliem, S., Gommlich A., and Rohde, U., “Integration of DYN3D inside the NURESIM Platform”, *17th Pacific Basin Nuclear Conference*, Cancun Q.R. Mexico, (2010).
27. Gomez-Torres, A., Sanchez-Espinoza, V., Ivanov, K., Macian Juan, R., “DYNSUB: A high fidelity coupled code system for the evaluation of local safety parameters – Part I: Development, implementation and verification”, *Annals of nuclear energy*, **48,** p. 108–122, (2012).
28. Gomez-Torres, A., Sanchez-Espinoza, V., Ivanov, K., Macian Juan, R., “DYNSUB: A high fidelity coupled code system for the evaluation of local safety parameters – Part II: Comparison of different temporal schemes”, *Annals of nuclear energy,* **48** p. 123–129, (2012).
29. CRISSUE V1., “Neutronics/Thermal-hydraulics Coupling in LWR Technology”, **1**, CRISSUE-S I WP1. NEA No. 4452, (2004).
30. CRISSUE V2., “Neutronics/Thermal-hydraulics Coupling in LWR Technology: State-of-theart Report (REAC-SOAR)”, **2**, CRISSUE-S I WP2, NEA No. 5436, (2004).
31. Ivanov, K., Avramova, M., “Challenges in coupled thermal-hydraulics and neutronics simulations for LWR safety analysis”, *Annals of Nuclear Energy,* **34,** p. 501-513 (2007).
32. Royer, E., “Multiphysics and LWR transient analysis”, *International Conference on the Physics of Reactors*, Casino-Kursaal Conference Center, Interlaken, Switzerland, (2008).
33. Bousbia-Salah, A., D’Auria, F., “Use of coupled code technique for Best Estimate safety analysis of nuclear power plants”, *Progress in Nuclear Energy,* **49**, p.1-13, (2007).
34. Langenbuch, S., Velkov, K., Kliem, S., Rohde, U., Lizorkin, M., Hegyi, G., Kereszturi, A., “Development of coupled systems of 3D neutronics and fluid-dynamic system codes and their application for safety analysis”.
35. Wemple, C.A., Gheorghiu H-N.M., Stamm’ler, R.J.J, Villarino, E.A., “The HELIOS-2 lattice physics code”, Studsvik Scanpower. Inc., (2008).
36. Sanchez R., et. al., “APOLLO2: Reference Manual for Version 2.8-2.E”, CEA DM2S REPORT SERMA/LLPR/RT/10-4853/A, (2003).
37. Bowman, S.M., “Overview of the SCALE code system”, *American Nuclear Society,* Winter Meeting, Washington, DC, (2007).
38. Marleau, G., Hebert, A., and Roy, R., “A User Guide for DRAGON 3.05F”, *TECHNICAL REPORT IGE–174 Rev. 6F*, Institut de genie nucleaire, Ecole Polytechnique de Montreal, (2008).
39. Leppänen J., Pusa M., “Burnup Calculation Capability in the PSG2 / SERPENT Monte Carlo Reactor Physics Code”, *M&C 2009*, Saratoga Springs, New York, (2009).
40. Fridman, E., Leppänen, J., “On the use of the Serpent Monte Carlo code for few-group cross section generation”. *Annals of Nuclear Energy,* **38**, p. 1399-1405 (2011).
41. Fridman, E., Leppänen, J., 2012. Revised Methods for Few-group cross sections generation in the SERPENT Monte Carlo code. PHYSOR 2012 Advances in Reactor Physics, Knoxville, Tennessee, USA.

42. Chauliac, C., "Overview on the Collaborative Project NURISP", *Presentation at the NURESIM General Seminar*, Madrid, Nov. 27-28, (2008).
43. Bergeaud, V., Tajchman, M., "Application of the SALOME software architecture to Nuclear Reactor Research", *SpringSim*, **1**, p. 383-387, ()
44. Glaeser, H., "GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications". *Science and Technology for Nuclear Installations*, **2008**, (2008).