Claudio TOLEDANO CAMARA es Licenciado en Ciencias Físicas por la Universidad Complutense de Madrid y Diplomado en Ingeniería Nuclear por el IEN. Ingresó en la CN Almaraz a mediados de 1974, donde ha desarrollado toda su actividad profesional, asignado desde el inicio al departamento de seguridad.
Es Director del Proyecto de Investigación sobre Análisis Cuantitativo del Riesgo.

PROGRAMA DE INVESTIGACION SOBRE EL ANALISIS CUANTITATIVO DEL RIESGO NUCLEAR

C. TOLEDANO

INTRODUCCION

La cuantificación de los riesgos inherentes a las centrales nucleares con reactor de agua ligera se suele considerar en tres niveles: el Nivel I incluye el análisis de sistemas y cuantificación de secuencias accidentales; el Nivel II incluye al I, realizando además el análisis fenomenológico de las secuencias citadas, y el Nivel III incluye los dos anteriores junto con la cuantificación de los daños nucleares, analizando consecuencias en la población.

Desde finales de 1983, UNESA viene patrocinando un Proyecto de Investigación sobre Análisis Cuantitativo del Riesgo (PIACR), financiado con fondos que administra la Oficina de Coordinación y Desarrollo Tecnológico Electrotécnico (OCIDE). La Fase I de este Proyecto, ya finalizada, se encaminó al estudio y asimilación de la metodología existente para efectuar el análisis de los tres niveles de cuantificación mencionados anteriormente, así como a la implementación, desarrollo y validación de los códigos de cálculo necesarios para la aplicación de dicha metodología a casos reales. No obstante, dada la amplitud de los temas a considerar, en la Fase I no se pretendió profundizar en detalle en todas las áreas específicas de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS), sino que el objetivo fue cubrir de forma básica los aspectos más destacados de los mismos. Por este motivo, se ha decidido patrocinar una Fase II del proyecto PIACR, dirigida al estudio y desarrollo de áreas específicas de trabajo del Nivel I, que permita dedicar los recursos existentes a la mejora y resolución de determinados aspectos de la metodología a aplicar, en concreto:

- Análisis de incertidumbre, importancia y sensibilidad de resultados.
- Análisis de sucesos dependientes.
- Simulación de transitorios y accidentes.
- Validación de modelos de fiabilidad humana en simuladores.

Quedan pendientes para fases posteriores el estudio de áreas de los Niveles II y III, cuyo desarrollo aún no está finalizado y están sujetos a constantes avances en todo el mundo.

El autor presenta en este artículo, de forma resumida, las características, objetivos y alcance de cada área de investigación de la Fase II del proyecto.

ANALISIS DE INCERTIDUMBRE, IMPORTANCIA Y SENSIBILIDAD

La acumulación de inexactitudes durante todo estudio probabilista hace que, una vez obtenidos los valores de indisponibilidad de los sistemas y las frecuencias de deterioro del núcleo, sea necesario realizar análisis que permitan acotar los errores o imprecisiones cometidos, estimar el margen de validez del estudio, y determinar cuáles son las características de la insta-

lación objeto de evaluación que más contribuyen al riesgo. El conjunto de técnicas que pretenden acometer los problemas anteriormente expuestos se incluyen en los llamados estudios de incertidumbre, importancia y sensibilidad.

Estos tipos de estudio son imprescindibles a la hora de tomar decisiones relacionadas con cambios de diseño y procedimientos de operación, orientados al aumento de la disponibilidad y seguridad de los sistemas y de la central, ya que destacan los aspectos más significativos de diseño y operación, y permiten obtener criterios de decisión más completos y realistas que los basados en estimaciones puntuales.

Durante la Fase I del Proyecto PIACR se desarrollaron, implementaron y verificaron diversas herramientas informáticas para la realización de este tipo de análisis. Sin embargo, debido a los avances que se están haciendo en el desarrollo de estas metodologías en todo el mundo, y en especial, los avances producidos como fruto de los cinco análisis probabilistas de seguridad que han dado origen al documento NUREG-1150 (Reactor Risk Reference Document), es evidente la necesidad de elaborar un conjunto de herramientas y programas de cálculo que permitan llevar a cabo estos análisis de acuerdo al estado actual de la metodología en este área.

OBJETIVOS Y ALCANCE

Desde el punto de vista del análisis de resultados, incluyendo los análisis de incertidumbres, importancia y sensibilidad, y desde el punto de vista de esta exposición llamaremos *función de riesgo* tanto a la ecuación global del deterioro del núcleo, como a la ecuación que representa la probabilidad de fallo de un sistema dado.

Un análisis completo, que permita una adecuada interpretación de resultados y facilite el proceso posterior de toma de decisiones que afecten a la central, requiere realizar los siguientes cálculos sobre la ecuación de riesgo:

- Análisis de incertidumbres de la función de riesgo considerando diferentes distribuciones de probabilidad para los sucesos que la componen, realizando acoplamiento de distribuciones para sucesos similares, y ajustando la distribución de probabilidad resultante a una distribución continua, con el objeto de facilitar el análisis, interpretación y presentación de los resultados.
- Determinación de la derivada parcial del riesgo con respecto a cada suceso básico y a casa suceso iniciador (medida de importancia de Birnbaum).
- Determinación de la razón de reducción del riesgo o medida de criticidad, respecto a cada suceso básico y a cada suceso iniciador. Según se interprete como diferencia entre el valor de la función de riesgo y el valor de la misma cuando la probabilidad o frecuencia de cada suceso valen cero, o como la probabilidad de ocurrencia de la función del riesgo a causa de la ocurrencia del suceso, respectivamente.
- Determinación de la razón de incremento del riesgo (*degradation ratio, risk achievement ratio* o *risk increase ratio,* según diferentes fuentes bibliográficas), o cambio del valor de la función del riesgo cuando la probabilidad de los sucesos básicos es la unidad.
- Estimación de todas las magnitudes anteriores teniendo en cuenta las incertidumbres asociadas a los valores de los sucesos básicos y de los sucesos iniciadores.
- Estimación de la importancia de la incertidumbre de cada suceso básico y suceso iniciador, es decir, el porcentaje de variación de la incertidumbre del riesgo cuando el valor de un suceso se conoce con precisión. Lo que permite clasificar los sucesos por la contribución de su incertidumbre a la incertidumbre global.
- Estimación de la variación o sensibilidad del riesgo respecto a las hipótesis de dependencia entre sucesos básicos y entre errores humanos.
- Estimación del impacto sobre el riesgo de las modificaciones de diseño y procedimiento.
- Estimación de la variación del riesgo al variar los supuestos o hipótesis importantes realizadas en el desarrollo del estudio.

Teniendo en cuenta lo anteriormente expuesto, el trabajo de investigación desarrollado ha dado lugar a un conjunto de herramientas que integran los análisis de incertidumbre, importancias y sensibilidad, y cuyos objetivos, características y alcance son los expresados anteriormente.

El lenguaje y técnicas de programación permiten, en la medida de lo posible, que el código sea independiente de un tipo de ordenador, y que su implementación en otro sea lo más sencilla y rápida posible. Asimismo, se ha considerado la posibilidad de encadenamiento automático con los códigos de cálculo existentes, tanto de análisis de modelos como de gestión de datos.

EJECUCION DE LOS TRABAJOS

El proyecto de análisis de sensibilidad, incertidumbre e importancia de los resultados de un análisis probabilista de seguridad, ha sido desarrollado por la Cátedra de Tecnología Nuclear de la ETSII de Madrid.

Los trabajos se han efectuado en un plazo inferior a un año (1988).

ANALISIS DE SUCESOS DEPENDIENTES

La consideración de los fallos dependientes en un análisis de fiabilidad de sistemas o dentro de un análisis cuantitativo del riesgo es extremadamente importante, en primer lugar, para prevenir una subestimación de la probabilidad de fallo de los sistemas o del riesgo en general y, en segundo lugar, para identificar los puntos débiles del diseño de un sistema o de la planta en conjunto. Ello viene corroborado porque la experiencia lleva a concluir que los fallos múltiples ocurren con una mayor probabilidad de una manera dependiente, a causa de diversas interacciones, que de manera independiente; y porque en varios estudios de riesgos ya realizados las secuencias accidentales que dominan el riesgo estimado conllevan fallos dependientes.

Todo ello hace que sea evidente la necesidad de considerar este tipo de fallos en un análisis de fiabilidad riguroso, pero es obligado reconocer que los datos y la metodología de su tratamiento en este campo, no está desarrollada como en el estudio de sucesos independientes, y que esto provoca que los resultados de un análisis de fallos dependientes conlleven un grado de incertidumbre que muchas veces les hace inaplicables.

El presente proyecto de investigación no pretende cubrir todas las áreas posibles en este tema, sino sólo aquellas que de manera directa permitan establecer una base firme de trabajo en el área de los Análisis Probabilísticos de Seguridad. Más concretamente, las actividades a desarrollar tienen como meta la consecución de unos datos y la adopción y perfeccionamiento de una metodología, que permitan reducir al mínimo las incertidumbres actuales existentes y crear una línea de trabajo integrable a las desarrolladas en la Fase I del proyecto PIACR para el tratamiento de fallos dependientes.

Las mayores dificultades en el estudio de fallos dependientes provienen de la identificación de la gran cantidad de causas que lo provocan, la clasificación de los mismos según el tipo de dependencia, la propia definición de lo que constituye un fallo de esta clase y por último la obtención de datos desde las distintas fuentes accesibles. Ejercicios internacionales corroboran esta afirmación al deducir de sus resultados que la mayor parte de la incertidumbre no parte de la metodología de tratamiento, sino de los datos empleados.

Debido a esto, los esfuerzos de inves-

tigación se centrarán fundamentalmente en estas áreas, sin olvidar en modo alguno el estudio de los métodos paramétricos y las técnicas cualitativas o la adaptación de códigos que sean una herramienta útil de cálculo.

OBJETIVOS Y ALCANCE

Las áreas de investigación establecidas en el área de análisis de fallos dependientes son las siguientes:

- Definición precisa de los fallos dependientes a considerar, basándose en las experiencias de operación y estudios previos realizados, clasificación de éstos según el tipo de dependencia e identificación de las causas que los provocan.
- Establecimiento de una base de datos para este tipo de fallos recopilando información de las distintas fuentes accesibles. En concreto,
  - Se analizarán y referenciarán los documentos del sistema IRS de la NEA/OECD, que incluyan información sobre el tema en estudio.
  - Creación de una base de datos de fallo de causa común para los componentes principales del sistema de Agua de Alimentación Auxiliar de centrales tipo PWR, partiendo del banco de datos LER del INPO en el período 1974-1986.
- Análisis y tratamiento de esos datos para la estimación de los parámetros necesarios para cuantificar los fallos dependientes.
  Especial interés se prestará a la posterior evaluación de las incertidumbres.
- Estudio y evaluación de las técnicas cualitativas existentes y de los métodos paramétricos para la cuantificación, así como de su aplicabilidad a estudios reales de APS.
- Adaptación de códigos existentes, o desarrollo de programas, de cara a facilitar la gestión de información necesaria para el análisis, así como la realización del mismo.

EJECUCION DE LOS TRABAJOS

El proyecto está siendo desarrollado por la Cátedra de Tecnología Nuclear de la ETSII de Madrid como responsable principal, en colaboración con TECNATOM.
Los trabajos a realizar se efectuarán en un plazo de dos años (1988 y 1989).

VALIDACION DE MODELOS DE FIABILIDAD HUMANA EN SIMULADORES

La necesidad impuesta por los APS de cuantificar el comportamiento humano ha hecho surgir recientemente numerosas técnicas o modelos que sin pretender una descripción detallada del proceso cognoscitivo y los mecanismos que inducen a error, proporcionan métodos aceptables y suficientemente simples para su aplicación a APS.
Los APS, por otra parte, enmarcan los estudios de Fiabilidad Humana en dos fases temporales: tiempo anterior a la ocurrencia del suceso iniciador y aquél que transcurre desde que ha tenido lugar el suceso iniciador hasta que la planta es llevada a situación segura. El papel predominante de los operadores en las situaciones mencionadas es de naturaleza diferente: en el primer caso predominan acciones de mantenimiento y de operación normal en tanto que en el segundo su papel gira en torno a la respuesta al incidente acaecido. Así pues, los Análisis de Fiabilidad Humana analizan los errores en torno a estos dos tipos de situaciones:

- Actividades rutinarias. El resultado de la actuación humana errónea más relevante en la realización de dichas actividades son los fallos latentes o errores no detectados.
- Situaciones accidentales. La intervención fallida del hombre en estas situaciones puede darse en cualesquiera de las dos fases en que pueden dividirse aquéllas con fines analíticos: fase de diagnóstico; fase de ejecución de las acciones correctoras seleccionadas.

El fallo humano en la fase de diagnóstico puede tomar la forma de no respuesta en el tiempo requerido por el sistema o bien la de diagnóstico erróneo.
En cada uno de estos tipos de situaciones pueden ocurrir deslices o errores de diagnóstico. Sin embargo, las actividades rutinarias de pruebas o mantenimiento están sometidas a supervisión y especificadas en un procedimiento u orden de trabajo, dominando por tanto los deslices frente a los errores de diagnóstico. En condiciones posteriores a la ocurrencia de un incidente operativo, la atención sobre el problema está garantizada, más de una persona está presente y el tiempo es un condicionante. Los deslices en estas situaciones no van a pasar desapercibidos y son corregibles, por tanto, poco relevantes. Sin embargo, los errores de diagnóstico pueden tener lugar debido a confusiones, incertidumbre, duda o falta de conocimiento, y sus efectos pueden ser irreversibles.
Por tanto, los deslices asociados a actividades rutinarias y los errores de diagnóstico en condiciones de emergencia parecen ser los errores más relevantes para su consideración en los análisis probabilistas de seguridad. Los análisis de sucesos que han ocurrido confirman esta idea.
Una consideración adicional nos permite dar un paso más; las técnicas de valoración de tareas rutinarias parecen ser suficientes para la cuantificación de los errores latentes. Los errores de diagnóstico se cuantifican en base a correlaciones fiabilidad-tiempo, que permiten obtener probabilidades de no respuesta o respuesta errónea en función de un tiempo disponible y otros factores.
La experiencia de los análisis probabilistas de seguridad realizados demuestra que los errores latentes contribuyen en mucha menor medida al riesgo. Sin embargo, los errores de diagnóstico pueden tener una contribución significativa y es en este área donde se está realizando un gran esfuerzo para el desarrollo y validación de modelos capaces de evaluar este tipo de errores.
En esencia, los modelos desarrollados se basan en un análisis de la situación para, en función de los parámetros básicos del proceso cognoscitivo y de los factores más importantes con influencia en el comportamiento, determinar cuál es la probabilidad de error en función del tiempo disponible antes de que la situación sea irrecuperable. A pesar de las simplificaciones drásticas que estos modelos conllevan (son modelos esencialmente correlacionales), todo parece indicar que los ajustes obtenidos son suficientemente realistas y actualmente se trabaja intensamente para demostrar este hecho, dedicándose gran parte del esfuerzo a la recogida y análisis de datos realistas.

OBJETIVOS Y ALCANCE

Los objetivos del proyecto son los siguientes:

- Análisis y selección de modelos y técnicas de fiabilidad humana empleadas en los APS.
- Clasificación y tipificación de errores y de factores que influyen en el comportamiento humano, tomando como referencia los modelos de comportamiento cognoscitivo.
- Desarrollo de una metodología de toma de datos para la realización y análisis de las observaciones.
- Descripción de una metodología de aplicación a APS.

El proyecto se basará en la realización de observaciones durante las sesiones de recalificación de operadores y sin apenas perturbar el entrenamiento de los mismos, si bien, antes de comenzar a tomar información sobre dichas sesiones, es absolutamente necesario un esfuerzo significativo para seleccionar los métodos a utilizar, escoger los

escenarios que proporcionan información sobre los aspectos en estudio y organizar y planificar la recogida de datos. Estos aspectos serán los objetivos de las tres primeras actividades del proyecto.
Para llevar a cabo el proyecto, se efectuará:

Análisis de Escenarios

Esta actividad es fundamental para permitir una toma de datos apropiada para contrastar los modelos utilizados. Se desarrollará un análisis detallado de cada uno de los escenarios, definiendo claramente las distintas tareas a realizar por el equipo de operación, y estimando los errores humanos esperables en la ejecución de las mismas. Se establecerán los indicadores que constaten la ejecución de las tareas, así como otros indicadores que permitan evaluar aspectos que influyan en la ejecución de las mismas ("Performance Shaping Factors").
Los análisis anteriores están calibrados a posteriori, con objeto de incorporar parámetros más realistas que los estimados inicialmente y directamente basados en las observaciones realizadas, permitiendo estimar hasta qué punto los modelos y técnicas utilizados pueden ajustarse a la realidad. Durante las últimas fases del proyecto, se estará por tanto en condiciones de juzgar hasta qué punto los modelos utilizados son susceptibles de mejoras y qué factores se deben tener en cuenta para ello.

Observaciones a realizar

Durante las observaciones a realizar se vigilarán todos aquellos parámetros que sean necesarios para caracterizar con precisión la actuación de los operadores y permitir su tipificación, almacenamiento y análisis posterior. Los datos existentes de las observaciones permitirán extraer conclusiones sobre elementos de entre los que destacamos:

- Modo de desviación (acción, inapropiada, pasividad, etc.).
- Mecanismo por el que se produce la desviación (no detección, análisis incorrecto, mala representación del funcionamiento de un sistema, etc.).
- Factores que han determinado el comportamiento (carga mental con la que se ha trabajado, etc.).
- Conocimiento de la situación concreta.
- Secuencia temporal de actuaciones.

La información anterior se recogerá a través de entrevistas con los operadores e instructores, observación directa, grabaciones en medios audiovisuales y en lo referente a la secuencia temporal de actuaciones, a través de la recogida de datos sobre la posición de indicadores, alarmas y manetas por medio de un programa específico a desarrollar como parte del proyecto y que proporcionará listados donde se recogerá el instante preciso en que el operador actúa sobre las diferentes manetas, reconoce determinadas alarmas, etc.
Toda esta información será clasificada y ordenada a través de la creación de una base de datos apropiada que proporcionará a los analistas una herramienta útil para el manejo de los datos y su análisis estadístico posterior.

EJECUCION DE LOS TRABAJOS

El proyecto de investigación en este área está siendo desarrollado por TECNATOM como responsable principal, en colaboración con el CIEMAT.
Los trabajos a realizar se efectuarán en un plazo de cuatro años (1988 a 1991, ambos inclusive).

SIMULACION DE TRANSITORIOS Y ACCIDENTES

Una aplicación importante de la simulación de transitorios y accidentes es la de prestar apoyo a los estudios de fiabilidad de sistemas o análisis probabilistas de seguridad (APS) de Nivel I. En estos estudios aparecen una gran cantidad de secuencias accidentales cuyas consecuencias sobre el núcleo a priori son difíciles de determinar con exactitud. Es necesario conocer para tales secuencias el comportamiento del núcleo del reactor al encadenar, de la manera que indique la secuencia, la actuación de los diferentes sistemas y acciones del operador que se contemplan.
En la mayor parte de los estudios –y debido a la carencia de herramientas de simulación adecuadas– la evaluación de las posibles secuencias de accidentes se realiza en términos esencialmente cualitativos y recurriendo, cuando esto es posible, a análisis cuantitativos realizados a partir de las hipótesis pesimistas requeridas por la regulación en materia de seguridad nuclear. Este tipo de tratamiento de los transitorios y secuencias de accidente es probablemente la limitación más seria de la mayor parte de los APS de Nivel I realizados hasta la fecha en lo que respecta al cálculo de la probabilidad de fusión del núcleo del reactor.
En función de la aplicación que se pretenda para las herramientas de simulación, éstas deberán reunir determinadas condiciones. Las características más importantes son: accesibilidad al código, grado de realismo de los resultados, modelación neutrónica y termohidráulica (número de ecuaciones), técnicas numéricas de resolución, campo de utilización, facilidad de utilización y velocidad de cálculo. Algunas de estas características dependen de las otras y también algunos de estos factores son inversamente proporcionales a otros, como ocurre entre el número de ecuaciones y la velocidad de cálculo.
En la actualidad existen diferentes herramientas de simulación y todas ellas se encuentran en constante desarrollo. Probablemente las más avanzadas, y las que cubren un mayor abanico de secuencias accidentales, son los códigos TRAC y RELAP desarrollados en los Estados Unidos de América. Es, por tanto, conveniente el desarrollo de una herramienta ágil, fácilmente utilizable y precisa, apropiada para realizar análisis termohidráulicos de las secuencias accidentales de los análisis probabilistas de seguridad (APS) de Nivel I en centrales PWR y BWR con unos tiempos de ejecución razonables.

OBJETIVOS Y ALCANCE

El objetivo general de este programa es el desarrollo de un paquete de códigos que permitan simular, de la forma más realista posible, la respuesta de una planta, sea del tipo PWR o BWR, ante los sucesos iniciadores típicamente analizados en análisis probabilistas de seguridad en términos de la evolución temporal de los parámetros relevantes a la seguridad.
Dicho paquete de códigos debe reunir las siguientes características:

- Simular el comportamiento de la central en transitorios y accidentes que no provoquen degradación importante del núcleo.
- Calcular la evolución temporal de las variables principales de la planta, en la que se fundan el diseño (tarados, actuaciones automáticas, etc.) y los procedimientos de operación.
- Modelar los sistemas de la central que pueden ser utilizados en respuesta a los mencionados escenarios y sucesos iniciadores.
- Permitir la incorporación de las acciones de los operadores así como el fracaso o éxito parcial de los sistemas en su actuación. Se podría estudiar la posibilidad de hacer esto de forma interactiva.
- Obtener representaciones gráficas de los resultados y facilitar los datos de entrada a los códigos de daño severo al combustible desde el instante en que se produce el deterioro del núcleo.
- Permitir la introducción o modificación de modelos de sistemas con facilidad para poder considerar las características específicas de la central a simular.
- Obtener criterios de éxito de sistemas en aquellos transitorios analizados.

- Los tiempos de ejecución serán lo suficientemente cortos como para permitir su frecuente uso dentro de un APS.

Como punto de partida del proyecto se ha realizado una evaluación de los códigos públicos disponibles que se consideran adecuados a los objetivos del proyecto. En este sentido existían dos métodos alternativos:

- Simplificación de códigos realistas detallados.
- Adaptación de modelos simplificados existentes.

Tras un estudio de viabilidad se ha optado por la primera alternativa. En ella, y a efectos de introducir las modificaciones necesarias para cumplir los objetivos ya expuestos, se deben considerar las simplificaciones de aquellos aspectos que no sean directamente relevantes desde el punto de vista operativo o del comportamiento global de la central.

UNESA dispone, por su participación en el Proyecto ICAP (Internacional Code Assessment and Application Program), de los códigos realistas de simulación más avanzados desarrollados bajo los auspicios de la USNRC y la financiación del USDOE en los laboratorios nacionales de Idaho y Los Alamos.

Así, en el caso de reactores PWR se dispone de los códigos RELAP5/MOD2 y TRAC-/PF1/MOD1, y para reactores BWR del código TRAC-BF1/MOD1. Se ha decidido partir de este conjunto de códigos de mejor predicción y mayor alcance, seleccionándose en el caso PWR el código RELAP5/MOD2 por ser el de mayor utilización actual en los grupos de apoyo a centrales PWR españolas (CN Almaraz, CN Trillo, CN Ascó, CN Vandellós II y CN José Cabrera).

El desarrollo de una metodología de simplificación de nodalizaciones requiere disponer de modelos detallados de centrales para ambos casos PWR y BWR.

Bajo esta perspectiva se han seleccionado CN JOSE CABRERA (PWR) y CN COFRENTES (BWR). UNION ELECTRICA FENOSA aporta el modelo de Zorita desarrollado para RELAP5/MOD2, e HIDROELECTRICA ESPAÑOLA el de Cofrentes desarrollado para RETRAN-02, que será adaptado a TRAC-BF1.

El producto obtenido será de inmediata aplicación en el estudio de secuencias de aquellas centrales PWR y BWR pendientes de realizar su APS de Nivel I, así como a la posible revisión futura de estudios APS ya realizados.

Por otra parte, el desarrollo de esta capacidad y metodología de simulación posibilita otras aplicaciones de interés:

- En la fase de licenciamiento es necesario conocer la respuesta de la central ante perturbaciones térmicas o neutrónicas, de manera que se pueda asegurar que esta respuesta conduce a un estado seguro de la central.
- En la fase de operación, la capacidad de simulación de transitorios y accidentes puede servir para hacer óptimo el funcionamiento de la central, así como para el entrenamiento de personal y validación de los procedimientos de operación normal y de emergencia.
- Otras áreas de aplicación serían: revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, evaluación de sucesos notificables a la autoridad en materia de seguridad nuclear, evaluación de propuestas de cambios de diseño y apoyo al entrenamiento de operadores.

EJECUCION DE LOS TRABAJOS

El proyecto de investigación en este área está siendo desarrollado de forma conjunta por UITESA y TECNATOM.

Los trabajos a realizar se efectuarán en un plazo de dos (2) años (1988 y 1989).