

Riesgos de operar reactores CANDU 6



POR GORDON R. THOMPSON
Instituto para Estudios de Seguridad y Recursos
(Institute for Resource and Security Studies)

GREENPEACE

Campaña de Energía

RIESGOS DE OPERAR REACTORES CANDU 6: El reacondicionamiento de Gentilly-2 y sus implicancias globales

POR GORDON R. THOMPSON
Instituto para Estudios de Seguridad y Recursos
(Institute for Resource and Security Studies)

Elaborado bajo el patrocinio de Greenpeace Canadá

© Copyright 2008

Edición original: noviembre 2008
Edición en español: junio 2013
Traducción al español: Debra Jansen
Introducción a la versión en español: Mauro Fernández

GREENPEACE EN ARGENTINA

Zabala 3873
Ciudad de Buenos Aires, Argentina
CP 1427 DYG
www.greenpeace.org.ar
+54 11 4551 8811

GREENPEACE

Greenpeace es una de las más efectivas y reconocidas organizaciones ambientalistas, apoyada por casi tres millones de individuos en treinta países. Greenpeace es una organización de campañas, internacional e independiente, que actúa para cambiar actitudes y comportamientos, a fin de proteger y preservar nuestro medio ambiente y promover un futuro pacífico.

Greenpeace se ha interesado desde hace mucho en cuestiones nucleares y ha trabajado para promover el reemplazo de la energía nuclear y combustibles fósiles hacia sistemas de energía sustentables basados en la eficiencia energética y las tecnologías renovables.

INSTITUTO PARA ESTUDIOS DE SEGURIDAD Y RECURSOS (INSTITUTE FOR RESOURCE AND SECURITY STUDIES)

27 Ellsworth Avenue, Cambridge, Massachusetts 02139, USA
Teléfono: 617-491-5177 Fax: 617-491-6904
Correo electrónico: info@irss-usa.org

RESUMEN

La operación de cualquier planta de energía nuclear genera riesgos. Las centrales CANDU 6 plantean riesgos adicionales derivados de la utilización de uranio natural como combustible y agua pesada como moderador. Un reactor CANDU 6 podría experimentar una excursión de potencia violenta, conduciendo potencialmente a una falla de contención y una descarga de material radioactivo al medio ambiente. El combustible agotado descargado de una CANDU 6 podría ser desviado y utilizado para producir plutonio para armas nucleares. Esos riesgos son examinados aquí con especial atención al plan de Hydro-Quebec para el reacondicionamiento y funcionamiento continuado de la planta Gentilly 2. Tal acción conduciría a un riesgo radiológico continuo en Quebec y podría promover la venta de centrales CANDU 6 en otros países, contribuyendo así a un mayor riesgo de proliferación de armas nucleares. El plan de Hydro-Quebec también enfrenta riesgos regulatorios. Las cuestiones de seguridad podrían incrementar el costo de reacondicionamiento de Gentilly 2, debilitando un caso ya económicamente marginal para realizar reformas. Este informe propone un enfoque para la evaluación pública sistemática de los riesgos asociados a Gentilly 2.

ACERCA DEL INSTITUTO PARA ESTUDIOS DE SEGURIDAD Y RECURSOS (INSTITUTE FOR RESOURCE AND SECURITY STUDIES)

El Instituto para Estudios de Seguridad y Recursos (IRSS por sus siglas en inglés) es una corporación independiente sin fines de lucro de Massachusetts, Estados Unidos, fundada en 1984. Su objetivo es promover el uso sustentable de los recursos naturales y la seguridad humana mundial. En pos de esta misión, el IRSS realiza análisis técnicos y de políticas, programas de campo y de educación pública. Los proyectos del IRSS siempre reflejan una inquietud por soluciones prácticas para problemas de seguridad y recursos.

ACERCA DEL AUTOR

Gordon R. Thompson es el director ejecutivo del IRSS y un profesor investigador en Clark University, Worcester, Massachusetts. Estudió y ejerció la ingeniería en Australia y recibió un doctorado en matemática aplicada de Oxford University en 1973, por análisis de plasma sometido a fusión termonuclear. El Dr. Thompson se ha establecido en los Estados Unidos desde 1979. Sus intereses profesionales abarcan una variedad de cuestiones políticas y técnicas vinculadas a la sustentabilidad y a la seguridad humana mundial. Ha llevado a cabo numerosos estudios sobre los impactos ambientales y de seguridad de las instalaciones nucleares y sobre las opciones para reducir dichos impactos. Por ejemplo, el Dr. Thompson preparó un informe en el año 2000 para el Comité Permanente de Energía, Medio Ambiente y Recursos Naturales (Standing Committee on Energy, Environment and Natural Resources) del Senado canadiense, en el que se discute el riesgo de accidente que plantea la estación de generación nuclear Pickering A.

RECONOCIMIENTOS

Este informe fue preparado por el IRSS bajo el patrocinio de Greenpeace Canadá. Shawn-Patrick Stensil asistió al autor obteniendo información que fue utilizada durante la elaboración del informe. El autor, Gordon R. Thompson, es el único responsable por el contenido de la versión en inglés de este informe. Si el informe o partes de él fuesen traducidos a otros idiomas, el autor no se hace responsable de los errores de traducción.

INTRODUCCIÓN A LA EDICIÓN ARGENTINA

Al iniciar el siglo XX, comenzaron a darse los primeros pasos de relevancia en el descubrimiento y desarrollo de la tecnología atómica. A lo largo del siglo, la humanidad ha experimentado la explosión de dos bombas atómicas sobre las ciudades de Hiroshima y Nagasaki, en Japón; más de dos mil pruebas nucleares realizadas en todo el planeta y cinco fusiones de núcleo en reactores comerciales de nucleoelectricidad. Mantener escindidos los usos militares y los civiles de la energía atómica, supone un desafío de carácter prácticamente irresoluble. Es necesario reducir al mínimo exponente posible la generación de residuos y elementos que aumenten el peligro de proliferación para evitar impactos innecesarios e irreparables en el planeta.

En la segunda mitad de siglo, se suscribieron varios tratados internacionales para limitar la proliferación y las pruebas nucleares. Sin embargo aún no hay compromisos firmes de abandono de los reactores comerciales, a pesar de los planes voluntarios de algunos países poseedores de tecnología nuclear, o la convicción de no innovar por parte de aquellos que no la poseen.

Luego de cinco décadas de experiencia en la operación de plantas nucleoelectricas se ha obtenido una experiencia plagada de accidentes y desafíos aún sin respuesta. El peor accidente al cual una planta nuclear puede enfrentarse es la fusión de su núcleo. La experiencia muestra que no hemos estado alejados en absoluto de ese escenario. Las fusiones de núcleo en Three Mile Island (TMI), en Estados Unidos (1979); Chernobyl, en la ex Unión Soviética (1986); y el colapso de los reactores 1, 2 y 3 del complejo Fukushima-Daiichi en Japón (2011), evidenciaron un accidente nuclear de gravedad por década. La tecnología específica de TMI, Chernobyl y Fukushima son muy distintas. Sin embargo, todas fallaron.

El presente informe fue desarrollado en 2008 con el objeto de hacer un análisis pormenorizado de los riesgos asociados a la operación de un tipo de reactor específico de diseño canadiense: el CANDU 6. El valor del presente análisis reside en la posibilidad de comprender, más allá del caso de estudio –el reactor Gentilly 2, en Québec, Canadá– los peligros que conlleva la operación de todo reactor CANDU 6 en actividad.

En Argentina, la Central Nuclear Embalse opera comercialmente con un reactor CANDU 6 desde 1984, un año después al inicio de la operación de Gentilly 2 y dos años antes del desastre nuclear de Chernobyl. Los cuadros técnicos del sector atómico argentino se han capacitado en Canadá para ganar experiencia en la operación de este tipo de centrales. Allí se desarrolló esta tecnología en la que Argentina busca espejar la experiencia de su planta atómica ubicada en la provincia de Córdoba.

De allí la importancia de comprender los peligros de esta tecnología que, en el caso del máximo accidente nuclear posible en Embalse, pondría en peligro a más de cuatro millones de personas en un radio de 300 kilómetros a la redonda. Cada particularidad evaluada en este informe, es atribuible al caso de la central cordobesa.

Este análisis no contempla el problema del envejecimiento de componentes críticos de la planta en lo que respecta a su extensión de vida. Tanto Embalse como Gentilly 2 han anunciado avances para extender su operación más allá de los límites establecidos en sus licencias de

operación. Sin embargo, el 3 de octubre de 2012, la empresa que opera Gentilly 2, Hydro-Québec, anunció oficialmente el cierre permanente de la central. La actualización del análisis financiero del proceso, demostró que la inversión requerida para extender la vida útil de la central alcanzaría los 4.300 millones de dólares, mientras que el cierre permanente estaría en el orden de los 1.800 millones. Desde diciembre de 2012, Gentilly 2 se encuentra fuera de servicio.

En el caso argentino, las autoridades anunciaron que Embalse interrumpiría su funcionamiento en noviembre de 2013 para iniciar el proceso de recambio de los componentes críticos, incluida la llegada de un nuevo reactor CANDU 6 desde Canadá. Luego de 21 meses de obras, la planta volvería a entrar en servicio por 30 años más. En cuanto al aspecto económico, se mencionan obras por 1.300 millones de dólares, una cifra menor a un tercio de lo estimado por Hydro-Québec para cumplir con todos los requerimientos de seguridad en el proceso de extensión de Gentilly 2.

Actualmente, la planta argentina está operando con una extensión de vida de facto, emitida por la Autoridad Regulatoria Nuclear el 18 de mayo de 2012, que modificó de 210.240 a 225.000 las horas efectivas de funcionamiento establecidas en la licencia de operación de Embalse. Desde marzo de 2012, la licencia original de la central se encuentra vencida.

La situación de Embalse es crítica. A los riesgos que supone la operación de un CANDU 6, se debe añadir el riesgo que representa operar la planta más allá de la vida útil establecida originalmente, así como la incertidumbre sobre cómo resultará su funcionamiento luego de la extensión de vida que se pretende. Un experimento del cual pende la seguridad de millones de personas y la capacidad productiva de toda una región.

Resumen Ejecutivo

Hydro-Quebec planea reacondicionar la planta de energía nuclear Gentilly 2 para extender su vida operativa hasta alrededor de 2040. Este plan implica tres categorías de riesgo que no fueron correctamente evaluadas. Una es el riesgo de una descarga no planificada de material radioactivo, por accidente o ataque malicioso. La segunda es el riesgo de que el combustible nuclear agotado sea desviado y utilizado para producir plutonio para armas nucleares. La tercera es el riesgo de que las acciones regulatorias incrementen el costo de reacondicionar Gentilly 2. Este informe analiza las tres categorías de riesgo, y propone un enfoque para la evaluación pública sistemática de los riesgos asociados a Gentilly 2. Tales evaluaciones podrían proporcionar información importante para los ciudadanos de Quebec, de Canadá y del mundo.

CONTEXTO/ANTECEDENTES

Gentilly 2 es la única planta de energía nuclear operativa en Quebec y genera alrededor del 3% de la electricidad de la provincia. Fue encomendada en 1983 y construida según un diseño canadiense conocido como CANDU 6. Hydro-Quebec planea reacondicionar Gentilly 2 a un costo actual estimado de 1.900 millones de dólares canadienses (Can\$). El argumento económico para el reacondicionamiento y extensión de su funcionamiento es débil, según Hydro-Quebec. La operación de la planta, tras su remodelación, debe ser aprobada por la Comisión de Seguridad Nuclear Canadiense (Canadian Nuclear Safety Commission, CNSC).

Atomic Energy of Canada Limited (AECL), una empresa estatal, ha construido 2 plantas CANDU 6 en Canadá: Gentilly 2 y la planta Point Lepreau en New Brunswick. Además, nueve reactores CANDU 6 provistos por AECL están funcionando en Argentina, China, Rumania y Corea del Sur. AECL espera construir nuevos CANDU 6 alrededor del mundo y está buscando oportunidades en Argentina, Jordania, Rumania, Turquía y otros países.

RIESGOS ASOCIADOS CON EL DISEÑO CANDU 6

El concepto de “riesgo” abarca la probabilidad y magnitud de impactos adversos sobre los seres humanos y el ambiente. La operación de cualquier planta nuclear genera riesgos. Los reactores CANDU 6 plantean peligros adicionales derivados de características básicas del diseño, especialmente del uso de uranio natural como combustible y agua pesada como moderador y refrigerante. Dichas características generan riesgos adicionales en dos aspectos. Primero, un reactor CANDU 6 podría experimentar una excursión de potencia violenta, conduciendo potencialmente a una falla de contención y a una descarga de material radioactivo al medio ambiente. Segundo, en una planta CANDU 6 es relativamente sencillo desviar el combustible con el fin de producir plutonio para armas nucleares.

Mantener en funcionamiento Gentilly 2 implicaría riesgos específicos para esa planta en particular, para la zona de Gentilly, para la gestión de Hydro-Quebec y para el clima socio-político canadiense. Los riesgos asociados con otras plantas CANDU 6 diferirán en varios aspectos. No obstante, las características de diseño del reactor CANDU 6 son el denominador común que

vincula los riesgos asociados con todas las plantas CANDU 6. Canadá, como cuna del diseño CANDU 6, tiene la responsabilidad de evaluar la influencia de dicho diseño sobre los riesgos asociados con este tipo de plantas alrededor del mundo. El Director General de la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA por su sigla en inglés) declaró en octubre de 2008 que: “los proveedores de tecnología nuclear tienen el deber de cuidar a los destinatarios y al mundo en general”. El plan de Hydro-Quebec de reacondicionar Gentilly 2 brinda una oportunidad a Canadá de ejercer ese deber en cuanto al diseño CANDU 6.

EL RIESGO DE UNA DESCARGA ACCIDENTAL DE MATERIAL RADIOACTIVO

En caso de una descarga radioactiva no planificada, una planta CANDU 6 tiene muchas características en común con otras plantas de energía nuclear operativas en el mundo. Casi todos estos reactores se encuentran en la categoría “Generación II”, y la mayoría (el 80%) son reactores de agua ligera (LWRs por su sigla en inglés) que son moderados y refrigerados, justamente, por agua ligera. Los reactores construidos durante las próximas décadas estarán en la categoría “Generación III”.

Cualquier central nuclear en funcionamiento podría experimentar una descarga no planificada de material radioactivo como resultado de un accidente o un acto malicioso. Hay aspectos específicos de cada planta que determinan el potencial para tal descarga, pero también similitudes generales. Por ejemplo, cada planta de Generación II tiene una capacidad relativamente modesta para resistir el ataque de un grupo bien informado y con amplios recursos.

Los reactores CANDU 6 son, en muchos aspectos, representativos de los reactores de segunda generación. Sin embargo, existe un aspecto en el cual las plantas CANDU, incluyendo las CANDU 6, difieren significativamente de la mayoría de las centrales de segunda generación. Las plantas CANDU utilizan uranio natural (no enriquecido) como combustible y agua pesada como moderador y refrigerante. Como resultado, un reactor CANDU tiene un coeficiente de reactividad por vacío positivo. Por lo tanto, si el flujo de agua refrigerante al núcleo fuese interrumpido y los sistemas de parada de emergencia fuesen ineficaces, el reactor experimentaría un violento escape de potencia, desafiando la integridad de la estructura de contención. Tal evento ocurrió en la Unidad 4 de Chernobyl en 1986, con una gran descarga de material radioactivo a la atmósfera. Chernobyl 4 era un reactor RBMK, no un CANDU, pero también tenía un coeficiente de reactividad por vacío positivo.

Actualmente, AECL está ofreciendo una nueva versión del concepto de diseño CANDU, conocido como el ACR-1000. A la fecha no se ha construido ningún reactor ACR-1000. Los cambios de diseño incorporados en el ACR-1000 incluyen el uso de agua ligera como refrigerante principal y uranio ligeramente enriquecido como combustible. Como resultado de esos cambios, AECL espera que el coeficiente de reactividad por vacío para el ACR-1000 sea ligeramente negativo. Este rasgo del diseño, de ser alcanzado por AECL, podría permitir que el ACR-1000 sea autorizado en países que no aceptarían un coeficiente de vacío positivo. Existen indicios de que la CNSC se negaría a autorizar una nueva planta canadiense con coeficiente de vacío positivo. La preocupación por esa cuestión en el otorgamiento de licencias puede haber influenciado al gobierno de Ontario para excluir a los CANDU 6 de la lista de diseños a los cuales invita a licitar para la construcción de nuevas centrales nucleares en Ontario. Esta lista ahora consiste en ACR-1000, el diseño EPR ofrecido por AREVA y el modelo AP1000 que ofrece Westinghouse. Estos últimos dos modelos son LWRs.

En el 2000, la IAEA estableció estándares internacionales para el diseño de nuevas centrales nucleares. Esos estándares son, en muchos aspectos, el “mínimo común denominador” de las normas establecidas por reguladores nacionales. No obstante, la IAEA recomienda que las plantas tengan un comportamiento “inherentemente seguro”. El modelo CANDU 6 no cumple con esa norma, ya que tiene un coeficiente de reactividad por vacío positivo. Además, los reguladores nacionales, incluyendo la CNSC, están comenzando a exigir que las nuevas centrales nucleares tengan alguna capacidad para resistir actos maliciosos. El diseño CANDU 6 tiene una capacidad limitada en ese sentido. Por lo tanto, será cada vez más difícil obtener la licencia para los nuevos reactores CANDU 6 en la medida en que los estándares de protección y seguridad aumenten en todo el mundo. La IAEA está fomentando una tendencia hacia normas más estrictas y uniformes entre los reguladores nacionales.

EL RIESGO DEL DESVÍO DE COMBUSTIBLE AGOTADO

AECL espera vender el CANDU 6 a varios países. Probablemente, aquellos países verán ventajas del CANDU 6 que compensarán las cuestiones de riesgo tales como el coeficiente de vacío positivo y la vulnerabilidad a actos maliciosos. Aparentemente el gobierno turco ve estas ventajas. Al solicitar licitaciones para la construcción de nuevas centrales nucleares en Turquía, el gobierno turco ha afirmado que va a considerar la construcción de plantas de tipo CANDU sólo si son alimentadas con uranio natural. El ACR-1000 queda excluido por tal requerimiento, pero el CANDU 6 está permitido.

Una razón para que un gobierno favorezca un diseño de reactor que utiliza uranio natural como combustible podría ser la falta de necesidad de adquirir los servicios de enriquecimiento de uranio para dicha planta. Además, si el uranio pudiera ser extraído en el país, el ciclo de combustible nuclear podría llegar a ser enteramente local. Un gobierno podría elegir tal acuerdo desde la perspectiva de la seguridad económica y/o energética. Existe también otra consideración que sería poco probable que un gobierno discuta en público. La implementación de un ciclo de combustible nuclear local, con reactores que emplean reabastecimiento de combustible en línea, proporcionaría al país una capacidad de reserva para producir plutonio suficiente como para un arsenal considerable de armas nucleares. El gobierno del país podría aprovechar esa capacidad en el futuro dependiendo de la evaluación que el gobierno desarrolle sobre el beneficio neto del establecimiento de un arsenal nuclear.

El modelo CANDU 6 emplea uranio natural como combustible y reabastecimiento en línea. Por ende, un CANDU 6 podría ser la elección de reactor preferida para un gobierno que contempla la posibilidad de implementar un arsenal nuclear. Por lo tanto, los canadienses deben considerar el riesgo de que la comercialización del CANDU 6 de AECL pueda contribuir a la proliferación de armas nucleares. Al contemplar ese riesgo, se debe tener en cuenta que el crecimiento en la cantidad de Estados con armas nucleares podría incrementar la probabilidad de una guerra nuclear, en parte debido a la expansión de los centros de decisión. Canadá tiene experiencia en contribuir, aunque inadvertidamente, a la proliferación de armas nucleares ya que suministró el reactor de investigación CIRUS a India en la década de 1950 con la condición de que fuese utilizado únicamente para fines pacíficos. Más tarde, India produjo plutonio en CIRUS para su ensayo nuclear de 1974 y para la construcción de armas nucleares.

EL VÍNCULO ENTRE RIESGOS EN GENTILLY 2 Y RIESGOS EN OTRAS PLANTAS CANDU 6

Tanto el riesgo de una excursión de potencia en una planta CANDU 6, como el riesgo de desvío del combustible agotado, derivan de la utilización de uranio natural como combustible y del agua pesada como refrigerante y moderador del reactor. El riesgo de una excursión de potencia violenta existe en Gentilly 2 y en todas las centrales CANDU 6, con algunas diferencias locales. En cambio, el riesgo de desvío del combustible agotado se relaciona específicamente con cada país. Hoy existen pocas posibilidades de que Canadá esté utilizando plutonio de Gentilly 2 en armamento nuclear. No puede decirse lo mismo de todos los países donde existen o puedan ser construidos reactores CANDU 6. AECL sin duda utilizaría el reacondicionamiento de Gentilly 2 como un activo en la comercialización del CANDU 6. Por lo tanto, al sopesar los costos y beneficios de la remodelación de Gentilly 2, los ciudadanos de Quebec y de otras partes de Canadá están obligados a considerar no sólo el riesgo de una descarga no planificada sino también el riesgo de contribuir a la proliferación de armas nucleares.

EL RIESGO REGULATORIO ASOCIADO CON EL REACONDICIONAMIENTO DE GENTILLY 2

Los criterios de la CNSC para la aprobación de las prórrogas de las licencias de los CANDU canadienses son imprecisos. Es difícil determinar la rigurosidad con la que la CNSC aplicará estos criterios a las prórrogas de las licencias y si todas las plantas en busca de prórrogas de licencia serán tratadas por igual. Esta incertidumbre refleja una tensión actual dentro de la CNSC entre su enfoque regulatorio tradicional, que tiene cualidades incestuosas y ad hoc, y un enfoque más moderno y profesional. Si el enfoque profesional ganase influencia, entonces cualquier licenciataria en busca de una prórroga de la licencia de un CANDU se verá obligado a realizar largos y costosos estudios sobre la eficacia del sistema de parada y otros asuntos. Podría requerírsele al licenciataria la implementación de medidas de mejora de seguridad, las cuales podrían ser costosas.

En vista de estas consideraciones, Hydro-Quebec enfrenta una incertidumbre regulatoria significativa en cuanto a la prórroga de la licencia de operación de Gentilly 2. Si la CNSC asume un enfoque profesional y uniforme sobre todas las prórrogas de licencias, Hydro-Quebec se vería obligado a realizar gastos sustanciales en estudios de seguridad que podrían revelar la necesidad de costosas modificaciones de la planta. Asimismo, podrían surgir retrasos de conformidad con los requisitos de la CNSC durante el reacondicionamiento de Gentilly 2. Hydro-Quebec ya declaró que el argumento económico para el reacondicionamiento y extensión de vida de Gentilly 2 es débil. El tener en cuenta la incertidumbre regulatoria podría debilitar aún más el caso. Un debilitamiento adicional podría surgir de la consideración del riesgo de impactos económicos in situ, debido a eventos de daño del combustible.

Hydro-Quebec anunció su plan de reacondicionar Gentilly 2 sin esperar a completar los estudios sobre cuestiones de seguridad y el potencial para mejorar la seguridad a través de modificaciones de la planta. Es de suponer que la acción refleja el juicio de Hydro-Quebec de que el riesgo regulatorio es bajo. Para llegar a dicha sentencia, Hydro-Quebec fue probablemente alentado por el ejemplo de la planta Point Lepreau. El reacondicionamiento de aquella planta, similar a Gentilly 2, se está llevando a cabo. Sin embargo, los estudios en curso acerca de la eficacia de los sistemas de parada y otras cuestiones vinculadas a la seguridad de los CANDU, podrían convencer al

CNSC de que deberían exigirse medidas de mejora de seguridad –tales como el uso de uranio ligeramente enriquecido como combustible. La planta de Point Lepreau podría escapar a este requisito debido a que el proceso de concesión de licencias está más avanzado en ese caso. En conjunto, los factores aquí mencionados indican que el criterio de Hydro-Quebec respecto del riesgo regulatorio podría ser defectuoso en dos aspectos. En primer lugar, una tendencia a la profesionalidad en la CNSC podría llevar a estándares de seguridad más elevados. En segundo lugar, los estudios en curso podrían revelar, dentro de los próximos años, la necesidad de medidas de mejora de la seguridad en las plantas CANDU existentes.

RECOMENDACIONES

Cada una de las tres categorías de riesgo tratadas en este informe merece una evaluación exhaustiva antes de que Hydro-Quebec proceda con su plan de reacondicionar Gentilly 2. Esas evaluaciones deberían ser publicadas, con excepciones limitadas de información sensible. La apertura y transparencia son esenciales para que los resultados sean creíbles. Las evaluaciones deberían llevarse a cabo pronto, antes de que se realicen gastos sustanciales en la remodelación de Gentilly 2. Las evaluaciones exhaustivas podrían demostrar que el reacondicionamiento no es ni rentable ni prudente.

La CNSC debería exigirle a Hydro-Quebec la realización de una evaluación probabilística de riesgo integral que examine excursiones de reactividad irrestrictas y otros escenarios de daño del combustible en Gentilly 2. Un estudio complementario debería evaluar los riesgos de descargas no planificadas causadas por actos maliciosos. Ambos estudios deberían estar disponibles para su revisión independiente. Debería exigírsele a Hydro-Quebec la identificación y caracterización de un rango de opciones de reducción de riesgo, incluyendo la utilización de uranio ligeramente enriquecido como combustible. La descripción de las opciones y sus efectos sobre el riesgo deberían ser publicadas.

El gobierno de Canadá debería dirigir sus organismos pertinentes, incluyendo la CNSC, para evaluar el riesgo de que la comercialización internacional del CANDU 6 contribuya a los riesgos de la proliferación de armas nucleares y la guerra nuclear. Dicha evaluación debería ser publicada.

Hydro-Quebec debería apoyar las recomendaciones aquí formuladas. Además, Hydro-Quebec debería evaluar independientemente el riesgo regulatorio asociado al reacondicionamiento de Gentilly 2, y el riesgo económico in situ de eventos de daño del combustible. Tales evaluaciones deberían documentar la revisión de los costos y beneficios de la remodelación de Gentilly 2. Las evaluaciones de riesgo y la revisión costos-beneficios deberían publicarse.

Los legisladores en Quebec y en todo Canadá deberían llamar a evaluaciones de riesgo abiertas, como se describe anteriormente. Si la CNSC, el gobierno canadiense e Hydro-Quebec no realizan evaluaciones minuciosas, los legisladores deberían considerar el patrocinio de acciones alternativas, tales como la realización de audiencias y estudios independientes.

Tabla de Contenidos

1. Introducción	13
2. Centrales nucleares CANDU y el papel de las CANDU 6	16
2.1 Alcance de este análisis	16
2.2 Historia del concepto del diseño CANDU	16
2.3 Características de diseño del CANDU 6	20
2.4 Plantas CANDU 6 existentes y potenciales	20
3. Riesgos de operar una central nuclear	23
3.1 Alcance de este análisis	23
3.2 Riesgo de una descarga no planificada de material radioactivo	23
3.3 Riesgo de desvío de combustible agotado y producción de plutonio	27
3.4 Opciones para reducir el riesgo de una descarga no planificada	30
3.5 Opciones para reducir el riesgo de desvío de combustible agotado y producción de plutonio	32
4. Riesgos de operar plantas CANDU, en especial CANDU 6	33
4.1 Alcance de este análisis	33
4.2 Riesgos de una descarga no planificada de material radioactivo	33
4.3 Un coeficiente de reactividad por vacío positivo, y sus implicancias	36
4.4 Riesgo de desvío de combustible agotado y producción de plutonio	40
5. Criterios de diseño y emplazamiento que afectan el riesgo de una descarga no planificada en una central nuclear	43
5.1 Alcance de este análisis	43
5.2 Criterios internacionales y de la CNSC para el emplazamiento y diseño de nuevas centrales	44
5.3 Criterios alternativos que podrían reducir el riesgo de descargas no planificadas	50
6. Objetivos de riesgo de la CNSC para la extensión de vida de Gentilly 2	52
7. El proceso de la CNSC para la consideración de riesgos asociados con la extensión de vida de Gentilly 2 ...	53
8. Adaptación del proceso de la CNSC para permitir una consideración de riesgos más completa.....	58
9. Conclusiones y recomendaciones	59
10. Bibliografía	63
11. Referencias	84

Tablas y figuras (véase la página siguiente)

Listado de Tablas y Figuras

(Las Tablas y Figuras aparecen al final del informe)

TABLAS

Tabla 2-1: Datos seleccionados sobre el diseño de centrales nucleares CANDU 6 y ACR-1000

Tabla 2-2: Inventario estimado de isótopos radioactivos seleccionados en el núcleo del reactor Gentilly 2 o Indian Point 2, a toda potencia, estado estacionario

Tabla 2-3: Plantas nucleares CANDU 6 en funcionamiento en todo el mundo

Tabla 3-1: Algunos modos e instrumentos de ataque posibles contra una central nuclear

Tabla 3-2: La carga hueca como potencial instrumento de ataque

Tabla 3-3: Descarga estimada de plutonio de reactores nucleares, 1961-2010: países seleccionados y total mundial

Tabla 4-1: Estimación del riesgo de impactos económicos in situ de eventos de daño del combustible en las centrales nucleares de Darlington (reactores CANDU existentes) según Ontario Hydro

Tabla 4-2: Costos de riesgo de impactos in situ de eventos de daño del combustible en plantas CANDU existentes en Ontario, utilizando una estimación de Ontario Hydro del riesgo de impactos económicos en las centrales de Darlington

Tabla 5-1: Objetivos de seguridad para nuevas centrales nucleares, según lo especificado en la serie de documentos de Normas de Seguridad de la IAEA NS-R-1

Tabla 5-2: Jerarquía de las características de diseño de las centrales nucleares relevantes para la seguridad, según lo especificado en la serie de documentos de Normas de Seguridad de la IAEA NS-R-1

Tabla 5-3: Objetivos de seguridad para una central nuclear, según el documento regulatorio preliminar de la CNSC RD-337

Tabla 5-4: Criterios de seguridad propuestos para el diseño y emplazamiento de una nueva central nuclear

FIGURAS

Figura 2-1: Aplicación del reactor CANDU a varios ciclos de combustible, según lo previsto por AECL

Figura 3-1: Frecuencia de daño al núcleo por accidentes en la planta nuclear PWR de Surry, estimada en el estudio de NCR NUREG-1150

Figura 3-2: Frecuencia de daño al núcleo por accidentes en la planta nuclear BWR de Peach Bottom, estimada en el estudio de NCR NUREG-1150

Figura 3-3: Probabilidad condicional de fallo de la contención tras un accidente de daño al núcleo en las centrales PWR de Surry o BWR de Peach Bottom, según las estimaciones del estudio NUREG-1150 de la NRC

Figura 3-4: Evolución del número de núcleos fisionables durante la irradiación de combustible Magnox

1. Introducción

Hydro-Quebec planea reacondicionar la planta de energía nuclear Gentilly 2 para extender su vida operativa hasta alrededor de 2040.¹ La planta Gentilly 2 fue encomendada en 1983 y construida según un diseño canadiense conocido como CANDU 6. Este informe analiza tres categorías de riesgo altamente relevantes para el plan de remodelación de Hydro-Quebec. Ninguno de estos riesgos ha sido correctamente evaluado. Aquí se propone un enfoque para la evaluación pública sistemática de las tres categorías de riesgo. Tales evaluaciones podrían proporcionar información importante para los ciudadanos de Quebec, de Canadá y del mundo.

El concepto de “riesgo” abarca la probabilidad y magnitud de impactos adversos sobre los seres humanos y el ambiente.² Las tres categorías de riesgo aquí analizadas abarcan posibles repercusiones negativas en Quebec, en otras provincias canadienses y en otros países. Una categoría es el riesgo de una descarga no planificada de material radioactivo de una planta CANDU 6, por accidente o malicia. La segunda es el riesgo de que el combustible nuclear agotado de una planta CANDU 6 sea desviado y utilizado para producir plutonio para armas nucleares. La tercera es el riesgo de que las acciones regulatorias incrementen el costo de reacondicionar Gentilly 2.

CONTEXTO / ANTECEDENTES

Gentilly 2 es la única planta de energía nuclear operativa en Quebec y proporciona alrededor del 3% de la electricidad de la provincia. Hydro-Quebec planea reacondicionar Gentilly 2 a un costo actual estimado de 1.900 millones dólares canadienses (Can\$).³ El argumento económico para el reacondicionamiento y funcionamiento continuado según Hydro-Quebec es débil.⁴ La remodelación de plantas CANDU en los sitios Pickering y Bruce en Ontario han sido sustancialmente más costosos de lo esperado.⁵ El funcionamiento post-reacondicionamiento de la planta Gentilly 2 debe ser aprobado por la Comisión de Seguridad Nuclear Canadiense (CNSC).

El concepto de diseño CANDU para una central nuclear fue desarrollado en Canadá, a comienzos de la década de 1950. La mayoría de las plantas CANDU operativas se dividen en dos grupos. Un grupo consiste en las plantas CANDU 6, incluyendo Gentilly 2. El otro grupo consiste en plantas CANDU comerciales construidas en Ontario.⁶ Las plantas de Ontario comparten la misma tecnología básica de reactor que las CANDU 6, pero sus sistemas de apoyo y seguridad (por ejemplo, contención) son significativamente diferentes. India tiene una cantidad de centrales nucleares de manufactura local, basadas en el modelo CANDU. Pero no son clasificadas como tales.

Atomic Energy of Canada Limited (AECL), una empresa estatal, ha construido 2 plantas CANDU 6 en Canadá: Gentilly 2 y la planta Point Lepreau en New Brunswick. Además, nueve reactores CANDU 6 provistos por AECL están funcionando en Argentina, China, Rumania y Corea del Sur.⁷ AECL espera construir nuevos CANDU 6 alrededor del mundo y está buscando oportunidades en Argentina, Jordania, Rumania, Turquía y otros países. Al mismo tiempo, AECL está desarrollando una nueva versión del CANDU conocido como el ACR-1000 y espera vender esta versión en Canadá y otros lugares.

Al igual que la mayoría de las centrales nucleares operativas en el mundo, las plantas CANDU actualmente en funcionamiento se encuentran en la categoría “Generación II”. Esta denominación distingue las plantas actuales de la primera generación de centrales nucleares, la mayoría de las cuales han sido cerradas. La gran mayoría (80%) de las plantas de segunda generación, emplean reactores de agua ligera (LWRs) que son, justamente, moderados y refrigerados por agua ligera. Las plantas construidas durante las próximas décadas pertenecerían a la Generación III. El diseño CANDU 6 es de Generación II. Una planta ACR-1000, de construirse, sería de la Generación III.

LA SOSTENIBILIDAD COMO PERSPECTIVA DE ORIENTACIÓN

Este informe analiza tres categorías de riesgo asociadas con un tipo de planta de energía nuclear enfocándose en un sitio en particular en Quebec. Las cuestiones aquí planteadas deberían verse en un contexto más amplio. Hay mucha discusión contemporánea acerca del cambio climático inducido por el hombre y su conexión con los sistemas energéticos. Esa discusión forma parte de un desafío más amplio: garantizar que nuestra civilización sea sostenible. Al establecer las directrices para la evaluación ambiental de un proyecto de una nueva planta de energía nuclear en el condado de Bruce en Ontario, la Agencia de Evaluación Ambiental Canadiense (CEAA por su sigla en inglés) reconoció la importancia de la sostenibilidad. La CEAA abordó la sostenibilidad a través del concepto de desarrollo sostenible, que se define de la siguiente manera:⁸

“El desarrollo sostenible busca satisfacer las necesidades de las generaciones presentes sin comprometer la capacidad de las generaciones futuras de satisfacer sus propias necesidades”. Esa definición fue articulada por primera vez por la Comisión Mundial sobre el Medio Ambiente y el Desarrollo en 1987.

La sostenibilidad de los sistemas de ingeniería, tales como las centrales nucleares, es un tema muy amplio.⁹ En efecto, el desarrollo, refinamiento, y aplicación de los principios de sostenibilidad probablemente sean las mayores preocupaciones de la humanidad a lo largo del siglo XXI. No existe un marco general de principios sostenibles universalmente aceptado, ni perspectivas de que dicho marco pueda surgir pronto. Sin embargo, existe un consenso entre gobiernos y organismos internacionales de que cualquier sistema de ingeniería nuevo, grande y de larga duración, debe ser diseñado de acuerdo con los principios de sostenibilidad. Un Gentilly 2 remodelado sería, en efecto, un nuevo sistema de ese tipo. Hydro-Quebec espera que Gentilly 2 opere hasta 2040, en caso de ser reacondicionado. Por lo tanto, las ventajas de la reforma deberían ser evaluadas de acuerdo a las necesidades y normas de sostenibilidad de mediados del siglo XXI, en la medida en las que éstas puedan predecirse ahora. Este autor ha analizado las cuestiones de sostenibilidad vinculadas a centrales nucleares en otro informe.¹⁰

ESCENARIOS PARA EL USO FUTURO DE ENERGÍA NUCLEAR EN EL MUNDO

Hydro-Quebec ha admitido que el argumento económico para el reacondicionamiento de Gentilly 2 es débil. Éste podría debilitarse aún más por evaluaciones minuciosas de los riesgos aquí identificados. Esas evaluaciones podrían constituir una guía útil, pero habría incertidumbres irreducibles en los resultados. Este clima de incertidumbre no es exclusivo de Gentilly 2, sino que se aplica a la energía nuclear en general. La energía nuclear se encuentra actualmente en una fase de transición. Las adiciones de capacidad anual mundiales alcanzaron su punto máximo en 1985 y han sido modestas desde 1990.¹¹ Si la construcción de centrales nucleares no se reanuda, la capacidad total disminuiría a medida que las plantas cierren. Los observadores ven esta situación de formas muy diferentes. Algunos llaman a un “renacimiento” de la energía nuclear en el cual la capacidad de generación nuclear se elevaría sustancialmente. Otros prefieren o esperan un escenario en el cual la capacidad nuclear disminuya llevando a la eventual desaparición de la industria.

Las visiones más ambiciosas del renacimiento nuclear son ejemplificadas en una “hoja de ruta tecnológica” emitida bajo los auspicios del Departamento de Energía de los Estados Unidos en 2002.¹² Esta hoja de ruta propone el desarrollo y utilización de un rango de reactores de fisión nuclear de Generación IV que empujarían los límites de la ingeniería en una variedad de aspectos. Algunos tipos de reactor producirían hidrógeno además de electricidad, suministrando así combustible para su utilización en vehículos y otras aplicaciones. Los reactores serían implementados en cantidades tan grandes que las reservas de uranio serían agotadas durante la segunda mitad del siglo XXI. Para prepararse para esa eventualidad, el reprocesamiento del combustible nuclear agotado a gran escala comenzaría en las próximas décadas y los reactores reproductores se implementarían alrededor de 2030.

Una visión menos extrema pero aún muy ambiciosa del renacimiento nuclear está contenida en un estudio publicado bajo los auspicios del Instituto Tecnológico de Massachusetts (MIT, por su sigla en inglés) en 2003.¹³ Los autores no consideran necesario el reprocesamiento ni los reactores reproductores al menos por los próximos 50 años. Ofrecen un escenario ilustrativo para la expansión de la capacidad nuclear utilizando reactores de Generación III cuyos diseños suponen un paso evolutivo relativamente pequeño de los diseños de los reactores actuales. En el escenario, la producción mundial anual de electricidad de origen nuclear aumentaría en un factor de 4 a 6 entre 2000 y 2050.

Muchos observadores dudan de las ventajas de la energía nuclear, y buscan o esperan una disminución de su uso.¹⁴ Algunos argumentan que la energía nuclear puede y debe ser eliminada, incluso durante un esfuerzo por reducir drásticamente las emisiones de gases de efecto invernadero procedentes de la generación de electricidad.¹⁵ Otros argumentan que los escenarios para la expansión de la capacidad nuclear son un capricho y que la industria nuclear comercial se encuentra en un declive terminal.¹⁶

ESTRUCTURA DE ESTE INFORME

El resto del presente informe consta de ocho secciones narrativas y una bibliografía, como se indica en la tabla de contenidos. Las conclusiones y recomendaciones se presentan en la Sección 9. Todos los documentos citados en este informe son enumerados en la bibliografía. Las Tablas y Figuras, numeradas de acuerdo a la sección correspondiente del informe, aparecen al final del mismo.

2. Centrales nucleares CANDU, y el papel de las CANDU 6

2.1 Alcance de este análisis

Las secciones 2.2 a 2.4, a continuación, ofrecen una breve introducción a las plantas de energía nuclear en general y al diseño CANDU 6 en particular. Detalles adicionales pueden obtenerse de las fuentes aquí citadas.

2.2 Historia del Concepto de Diseño CANDU

El término “CANDU” es una marca registrada de AECL que significa CANada Deuterium Uranium. Este término expresa tres características clave del concepto de diseño CANDU. En primer lugar, este concepto es originario de Canadá. Segundo, utiliza agua pesada (óxido de deuterio) como moderador y, salvo excepciones analizadas más adelante, como refrigerante primario. En tercer lugar, el combustible es uranio. El uranio natural (no enriquecido) se ha utilizado siempre para alimentar reactores CANDU hasta hace poco. Actualmente, los reactores CANDU en las estaciones Bruce A y B en Ontario están siendo conmutados por la utilización de uranio ligeramente enriquecido.¹⁷ Un combustible similar sería utilizado en la versión ACR-1000 propuesta del CANDU.

INVESTIGACIÓN Y DESARROLLO DURANTE LA 2º GUERRA MUNDIAL

Canadá adquirió capacidades en la ciencia e ingeniería nuclear a través de la investigación y desarrollo militar durante la 2º Guerra Mundial.¹⁸ Después de la guerra, el gobierno canadiense continuó invirtiendo en estas capacidades. El trabajo durante y después de la guerra condujo a la operación de tres reactores de investigación en Canadá para mediados de la década de 1950. El reactor ZEEP, con una capacidad de 10 Wt, alcanzó la criticidad en 1945. Los reactores NRX (42 MWt) y RNU (200 MWt) alcanzaron la criticidad en 1947 y 1957 respectivamente. Todos estos reactores eran moderados por agua pesada sentando un precedente que fue seguido por los reactores CANDU.

DESARROLLO DEL CANDU

El CANDU fue concebido como un reactor nuclear que podía ser construido utilizando tecnología canadiense, y cuyo ciclo de combustible sería local. Canadá nunca tuvo la capacidad de enriquecer uranio. Por ende, el uranio natural fue elegido como combustible. Se eligió el agua pesada como moderador, basándose en la experiencia con los tres reactores de investigación mencionados previamente. El reabastecimiento en línea era necesario por la utilización de uranio natural como combustible. Esas características llevaron a una configuración de reactor en la cual los conjuntos de combustible se encuentran en canales (tubos de presión) rodeados por un tanque (la calandria)

que contiene agua pesada (el moderador). El refrigerante primario pasa a través del interior de los tubos de presión. El moderador y el refrigerante primario no se mezclan. El agua pesada es utilizada como refrigerante primario, a excepción de lo que veremos a continuación. Con la excepción de la fallida planta Gentilly 1, el refrigerante primario se encuentra en estado líquido. Se distribuye a través de generadores de vapor que transfieren el calor al refrigerante secundario (agua liviana), que se convierte en vapor y que alimenta un turbogenerador.

Una pequeña (24MWe) versión de demostración del CANDU – la planta NPD – entró en servicio en 1962. A la planta NPD le siguió un prototipo comercial de CANDU de 220MWe – la planta Douglas Point – que entró en servicio en 1968. Luego vino la estación Pickering A en Ontario, que comprende cuatro unidades CANDU, cada una con una capacidad de 540MWe. Esas unidades entraron en servicio en el período 1971-1973. La estación Pickering A empleó un diseño inusual en el que los sistemas de seguridad – incluyendo un sistema de contención que utiliza un edificio de vacío – fueron compartidos entre todas las unidades de la estación. El mismo enfoque de diseño se utilizó para otras cuatro estaciones CANDU construidas en Ontario. Cada estación cuenta con cuatro unidades, con las siguientes capacidades por unidad: Pickering B (540 MWe); Bruce A (900 MWe); Bruce B (915 MWe); y Darlington (935 MWe). Estas unidades entraron en servicio en el período 1977-1993.

Las estaciones de varias unidades construidas en Ontario representan una rama del árbol evolutivo de las CANDU que se destaca por compartir los sistemas de seguridad entre unidades. El CANDU 6 representa una rama relacionada pero diferente.¹⁹ La tecnología básica del reactor es la misma que la de las estaciones Pickering, Bruce y Darlington. Sin embargo, las unidades de las CANDU 6 son fundamentalmente plantas autónomas, al igual que la mayoría de las plantas de energía nuclear en el mundo. De esta manera, por ejemplo, cada reactor CANDU 6 tiene su propia contención y no hay ningún edificio de vacío separado. Dos plantas CANDU 6 han sido construidas en Canadá. La planta Point Lepreau (680MWe) y Gentilly 2 (675MWe) ambas entraron en servicio en 1983. Otras plantas CANDU 6 han sido construidas en Argentina, China, Rumania y Corea del Sur, como se discute en la Sección 2.4.

LA EXPERIENCIA GENTILLY 1

Otra rama del árbol evolutivo de las CANDU, representada por la planta Gentilly 1, fue un fracaso técnico. En la versión de Gentilly 1 de CANDU, el refrigerante primario era agua ligera, que hervía dentro de los tubos de presión (canales de combustible). Los tubos de presión eran verticales, mientras que en todas las otras plantas CANDU los tubos de presión son horizontales. La planta Gentilly 1 fue una unidad prototipo con una capacidad de diseño de 250MWe. Entró en criticidad por primera vez en 1972, pero nunca funcionó correctamente y se cerró definitivamente en 1977. El principal problema del diseño estaba relacionado con el control de la reacción de fisión. El núcleo del reactor tenía coeficientes de reactividad de potencia y vacío positivos. Como resultado, la ebullición en un tubo de presión causó un incremento en la potencia de salida que llevó a más ebullición, lo que aumentó aún más la potencia de salida. Según una presentación del personal de la CNSC en 2008, “se esperaba que las oscilaciones espaciales de potencia resultantes fueran intolerables”.²⁰ Además, como se discute en la Sección 4.3 de este informe, análisis realizados durante la construcción de Gentilly 1 mostraron que, en el caso de una

pérdida de refrigerante y falla del sistema de salida de servicio, el reactor se auto-destruiría con violencia suficiente como para poner en peligro la integridad del sistema de contención. Un evento de ese tipo ocurrió en la Unidad 4 de Chernobyl en la URSS en 1986, aunque en ese caso el reactor era moderado por grafito en lugar de agua pesada.²¹

PROBLEMAS RECURRENTE CON LA REACTIVIDAD

Frenar el potencial de excursiones y oscilaciones de potencia ha sido un desafío recurrente para diseñadores y operadores de reactores canadienses. Ese potencial fue demostrado claramente en el reactor NRX en diciembre de 1952. Como resultado de errores del operador y deficiencias de diseño, el reactor experimentó una pérdida de reactividad en la cual la potencia de salida se elevó brevemente a 2 o 3 veces el nivel nominal. Ocurrió la fusión de los conjuntos de combustible junto con una explosión de hidrógeno. El núcleo y la calandria sufrieron daños irreparables. Estos componentes fueron retirados y reemplazados y el reactor reanudó su funcionamiento alrededor de 14 meses después del accidente.²²

El reactor NRX tenía un coeficiente de reactividad por vacío positivo, al igual que todos los reactores CANDU construidos a la fecha. Esta característica del diseño CANDU y sus implicancias son discutidas en la Sección 4.3. Este coeficiente de reactividad por vacío es relevante para los reactores refrigerados por agua (ligera o pesada), como lo son la mayoría de los reactores nucleares del mundo. Un reactor refrigerado por agua que posee un coeficiente de vacío positivo tiene una tendencia natural a experimentar una sobrecarga de energía si los huecos (de vapor, etc.) crecen en el refrigerante primario (agua). Los CANDU comparten esta característica con el diseño de reactor RBMK, que fue utilizado en la URSS. La Unidad 4 de Chernobyl era un RBMK. Los LWRs, que constituyen el 80% de la flota mundial de centrales nucleares, tienen un coeficiente de vacío negativo.

EL COEFICIENTE DE VACÍO POSITIVO Y LA CONCESIÓN DE LICENCIAS A LAS CANDU

La existencia de un coeficiente de vacío positivo se ha convertido en un problema que afecta de manera significativa la concesión de licencias a reactores CANDU, tanto en Canadá como en otras partes del mundo. Hasta hace poco, la industria nuclear canadiense no intentó abordar este problema cambiando el diseño básico del reactor CANDU. En su lugar, la industria se basó en la utilización de sistemas de parada de rápida acción para anular la propensión de los reactores CANDU a experimentar una sobrecarga de energía si llegaran a ocurrir huecos en el refrigerante.²³ Actualmente, la industria cuenta con dos iniciativas en curso que abordan el problema en un nivel más básico. Una iniciativa es la utilización de un nuevo tipo de combustible de reactor conocido como combustible de baja reactividad por vacío (LVRF, por sus siglas en inglés), que utiliza uranio ligeramente enriquecido en lugar de uranio natural. Bruce Power tiene la intención de comenzar a utilizar el LVRF en las estaciones Bruce en 2009, cambiando gradualmente todas las unidades a este tipo de combustible.²⁴ Al parecer el LVRF puede ser utilizado en cualquier planta CANDU existente. A través de la utilización de este combustible, el coeficiente de reactividad por vacío se reduciría en magnitud, pero seguiría siendo positivo.

La segunda iniciativa es el esfuerzo de AECL por desarrollar y comercializar una nueva versión del CANDU conocido como el ACR-1000.²⁵ En esa versión, se utilizaría uranio ligeramente enriquecido como combustible y el refrigerante primario sería agua ligera. Al igual que en otras CANDU, excepto por Gentilly 1, el refrigerante primario no herviría bajo normal funcionamiento. AECL afirma que el ACR-1000 tendría un coeficiente de reactividad por vacío negativo. Sin embargo, la capacidad de AECL para alcanzar sus objetivos de diseño del ACR-1000, incluyendo un coeficiente de vacío

negativo, es puesta en duda por el desguace de los dos reactores MAPLE en los laboratorios Chalk River de AECL en mayo de 2008. Estos eran reactores tipo piscina de 10MWt que utilizaban uranio ligeramente enriquecido como combustible y estaban destinados a producir isótopos médicos. Fueron diseñados y construidos por AECL. Alcanzaron por primera vez la criticidad en el 2000 y 2003 y continúan bajo proceso de puesta en marcha desde entonces. AECL finalmente llegó a la conclusión de que los reactores no eran aptos para operar y que sus deficiencias no podrían ser rectificadas dentro de ningún presupuesto o plazo razonables. Al parecer las deficiencias incluían la adherencia de las barras de control y las barras de cierre y un coeficiente de reactividad de potencia positivo que podría producir excursiones de potencia.²⁶

La CNSC no ha establecido una posición clara en cuanto a si otorgaría una licencia a una nueva central nuclear si la planta tuviese un coeficiente de reactividad por vacío positivo. Si un coeficiente de vacío positivo fuese inaceptable, una nueva CANDU 6 no podría ser objeto de licencia en Canadá. Por el contrario, una planta ACR-1000 podría obtener una licencia si alcanzase sus objetivos de diseño. La robustez de la contención es otro problema para el licenciamiento donde una ACR-1000 podría ser aceptable para la CNSC mientras que una nueva CANDU 6 podría no ser aceptable. Estas cuestiones son discutidas en la Sección 5.

EXPORTACIÓN DE CANDU A INDIA Y PAKISTÁN

La industria nuclear canadiense siempre tuvo un gran interés en la exportación de reactores nucleares y ha suministrado reactores a diversos países. Esa experiencia ha demostrado claramente la conexión entre el comercio de tecnología nuclear y la proliferación de armas nucleares. Las primeras lecciones fueron proporcionadas por los casos de India y Pakistán. Estos y otros casos se discuten en la Sección 4.4.

Como parte de un programa de ayuda, Canadá suministró a India el reactor de investigación CIRUS, una copia cercana del reactor NRX con una capacidad de 40MWt. El CIRUS entró en servicio en 1960. A pesar de que Canadá facilitó este reactor bajo la condición de que fuera utilizado únicamente para fines pacíficos, India produjo plutonio en el CIRUS para su ensayo nuclear de 1974 y para armas nucleares construidas con posterioridad.

Canadá también suministró a India dos plantas de energía nuclear CANDU: RAPP 1 y RAPP 2. Su diseño fue modelado en la planta de Douglas Point, con modificaciones para permitir el suministro de componentes por fabricantes hindúes. RAPP 1 entró en servicio en 1973. El ensayo nuclear hindú de 1974 finalizó la participación de Canadá en estas plantas. India completó RAPP 2 sin ayuda canadiense y la planta entró en servicio en 1983. Basándose en esa experiencia, India construyó nuevas plantas de fabricación local, empleando el concepto de diseño CANDU. En la actualidad, existen quince plantas de tipo CANDU en India, incluyendo RAPP 1 y RAPP 2.²⁷

Pakistán también solicitó tecnología CANDU de Canadá. Su solicitud llevó a la construcción llave en mano de la planta KANUPP en Pakistán por una compañía canadiense. KANUPP es una planta CANDU con una capacidad de 130MWe, que entró en servicio en 1972 y sigue en funcionamiento.²⁸

2.3 Características de Diseño del CANDU 6

Una planta CANDU 6 emplea la misma tecnología básica que se ha utilizado en las plantas CANDU de Ontario.²⁹ Sin embargo, a diferencia de esas plantas, la CANDU 6 no comparte ampliamente los sistemas de seguridad entre reactores. Notablemente, cada reactor CANDU 6 tiene su propia estructura de contención y no hay ningún edificio de vacío. Cada una de las dos plantas CANDU 6 en Canadá es una unidad totalmente independiente.³⁰

Algunos datos del diseño de una planta CANDU 6 típica se muestran en la Tabla 2-1. La tabla también muestra datos comparables para una planta ACR-1000. Algunas diferencias importantes entre estas plantas incluyen el uso de uranio natural como combustible y agua pesada como refrigerante en un CANDU 6, en comparación con el uranio ligeramente enriquecido como combustible y el agua ligera como refrigerante del ACR-1000. Además, en el ACR-1000, el combustible se llevaría a un grado de quemado (más de 20MWt-día por kgU) sustancialmente mayor que el típico grado de quemado del combustible CANDU 6 (7,5MWt-día por kgU).

La contención del reactor CANDU 6 es un cilindro con cúpula de hormigón con un espesor de pared de aproximadamente 1,1m, y un revestimiento epoxi. El ACR-1000 tendría una contención similar, aunque en ese caso el espesor de la pared sería de 1,8m y tendría un revestimiento de acero. Por lo tanto, la contención del ACR-1000 sería algo menos vulnerable a ataques externos que la contención del CANDU 6. La vulnerabilidad de una contención a ataques se discute más detalladamente en la Sección 3.2. Ambas estructuras de contención son algo similares, en su configuración y robustez, al contenedor de un típico reactor de agua presurizada (PWR, por su sigla en inglés) de Generación II. El PWR es el tipo más común de LWR. La planta Indian Point 2, en el estado de New York, es un típico PWR de segunda generación. Su contención es un cilindro con cúpula de hormigón con un espesor de pared de 1,4m, revestido con acero de 1cm de espesor.³¹

La Tabla 2-2 muestra los inventarios de núcleo de radioisótopos seleccionados en los núcleos de los reactores de Gentilly 2 e Indian Point 2. El Yodo-131 representa una categoría de radioisótopos de vida media relativamente corta que sería dominante en el calor residual en un núcleo durante los primeros días después de la parada del reactor, así como en la dosis de radiación que recibirían las personas expuestas fuera del sitio durante ese período, si ocurriese una descarga no planificada a la atmósfera. El Cesio-137 es un radioisótopo de vida media relativamente larga que, en caso de una gran descarga no planificada a la atmósfera, dominaría en la vida de la dosis de radiación que recibirían las personas expuestas debido a la contaminación de la tierra, edificios, vegetación y agua.³² Gentilly 2 tiene un inventario de núcleo inferior normalizado de Cesio-137 que Indian Point 2 porque el combustible de Gentilly 2 es llevado a un grado de quemado menor.

2.4 Plantas CANDU 6 existentes y potenciales

La Tabla 2-3 muestra las centrales nucleares CANDU 6 en funcionamiento en el mundo. AECL espera construir nuevas CANDU 6 y está buscando oportunidades de ventas en Argentina, Jordania, Rumania, Turquía y otros países.³³ El plan corporativo de AECL discute la posibilidad de vender veinte plantas CANDU alrededor del mundo en los próximos 25 a 30 años.³⁴ Estas podrían ser plantas CANDU 6 o ACR-1000. Sin embargo, a la fecha, no se ha encargado ninguna planta ACR-1000 y la finalización de su diseño representa una pesada carga financiera para AECL.³⁵ Por lo tanto, AECL tiene un incentivo para vender una cantidad de plantas CANDU 6 para mejorar su flujo de fondos.

CANDU 6 Y EL POTENCIAL PARA CICLOS DE COMBUSTIBLE LOCAL EN TURQUÍA Y JORDANIA

Las oportunidades de venta de CANDU 6 en Turquía y Jordania son notables dado que, en cada caso, el gobierno anfitrión está especialmente interesado en la obtención de reactores alimentados con uranio natural. El gobierno turco ha declarado expresamente que considerará propuestas de reactores de agua pesada bajo la condición de que sean alimentados con uranio natural.³⁶ Este requerimiento permitiría un CANDU 6 pero excluiría un ACR-1000. AECL y la Comisión de Energía Atómica de Jordania han acordado colaborar en estudios sobre la viabilidad de: (i) construir una planta CANDU 6 en Jordania y (ii) fabricar combustible para la planta en Jordania utilizando uranio extraído de yacimientos locales.³⁷ Una consultora canadiense atribuyó el interés de Turquía y Jordania en la utilización de uranio natural como combustible al deseo de “seguridad energética”, liberando a estos países de la dependencia de proveedores externos de servicios de enriquecimiento.³⁸

Como se discute en las Secciones 3.3 y 4.4, podría existir un motivo tácito para la adquisición de un ciclo de combustible nuclear local involucrando reactores CANDU 6. Este ciclo de combustible podría establecer una capacidad de reserva para la construcción de armas nucleares. Sin embargo, a pesar de la experiencia de Canadá con el reactor CIRUS en India ni la industria nuclear canadiense ni el gobierno canadiense han reconocido que Turquía y Jordania se encuentran en una región con alto riesgo de proliferación de armas nucleares. Tres casos ilustran el riesgo. Primero, Israel tiene armas nucleares. Segundo, Irak buscó la capacidad para producir tales armas hasta que sus esfuerzos fueron forzosamente terminados por la Guerra del Golfo en 1991. Tercero, Irán está desarrollando capacidad local de enriquecimiento de uranio, la cual muchos observadores creen que está destinada a proporcionar una capacidad de reserva para construir armas nucleares. El potencial para una carrera armamentista nuclear está claro. Canadá podría contribuir inadvertidamente a dicha carrera armamentista mediante el suministro de plantas CANDU 6 a la región.

El gobierno turco solicitó ofertas, a presentarse en septiembre de 2008, para la construcción del primer grupo de plantas nucleares del país. Un vendedor ruso fue el único postor. Al parecer, la preocupación acerca de la proliferación de armas nucleares no fue un factor en la respuesta de AECL. En cambio, parece que AECL y otros vendedores estaban preocupados por cuestiones comerciales, incluyendo restricciones legales a la participación directa del gobierno turco en el proyecto. El gobierno de Turquía revisará su posición legal y extenderá el período de licitación hasta 2009.³⁹

EL CANDU 6 MEJORADO

AECL hace referencia a un nuevo diseño posible conocido como CANDU 6 Mejorado.⁴⁰ Hay pocos detalles disponibles públicamente. Un cambio del actual CANDU 6 es un incremento relativamente pequeño de la capacidad bruta de potencia, a 740MWe. AECL dice que otros cambios de diseño, también relativamente pequeños son para mejorar la protección y seguridad de la planta. Según un artículo de prensa de enero de 2007, un cambio de diseño más significativo fue contemplado en el contexto de una posible venta de plantas CANDU 6 en Ontario.⁴¹ El cambio consistía en reforzar la contención y proporcionarle un revestimiento de acero para mejorar su resistencia a impactos de aeronaves. Aparentemente, el cambio fue realizado debido a la insistencia de la CNSC, generando roces entre la dirección de la CNSC y el gobierno central de Canadá. El gobierno temía que el refuerzo de la contención demorase la posible construcción de plantas CANDU 6 en Ontario amenazando así la posición de AECL en el mercado. Esa confrontación ilustra los problemas que surgen cuando un regulador gubernamental (CNSC) toma decisiones que afectan a un proveedor estatal (AECL). La cuestión se resolvió finalmente cuando el gobierno de Ontario anunció, en marzo de 2008, que aceptaría ofertas de plantas ACR-1000 pero no de plantas CANDU 6 Mejoradas.⁴²

LA UTILIZACIÓN DE CANDU 6 EN CICLOS DE COMBUSTIBLE ALTERNATIVOS

La Figura 2-1 muestra la visión de AECL sobre la posible utilización del concepto de planta CANDU en ciclos de combustible alternativos.⁴³ Actualmente, las CANDU son alimentadas por uranio natural. Las CANDU en el condado de Bruce están cambiándose a uranio ligeramente enriquecido y cualquier planta ACR-1000 que fuera a ser construida se alimentaría de uranio ligeramente enriquecido.

Uno de los ciclos de combustible vislumbrados por AECL implica el procesamiento en seco de combustible LWR agotado, de modo que sus componentes de uranio y plutonio fisionables puedan quemarse en los CANDU. En esta disposición, conocida como ciclo DUPIC, el combustible LWR agotado sería triturado y calentado en oxígeno para remover alrededor del 40% de su inventario de productos de fisión y el residuo sería convertido en combustible que sería quemado en reactores CANDU. AECL ha establecido un acuerdo con el gobierno de Ucrania para estudiar la aplicación del ciclo DUPIC en Ucrania. Corea del Sur ha estado trabajando desde 1992 para demostrar el concepto DUPIC y actualmente está cooperando con AECL en esta área.⁴⁴

Un país que empleara el ciclo DUPIC adquiriría capacidades que lo ayudarían a desarrollar, si así lo deseara, una capacidad para el reprocesamiento de combustible agotado. Por lo tanto, el ciclo DUPIC podría contribuir indirectamente a la proliferación de armas nucleares.

3. Riesgos de operar una central nuclear

3.1 Alcance de este análisis

Este informe analiza tres categorías de riesgo, descritas en la Sección 1. Las Secciones 3.2 a 3.5, a continuación, proporcionan un amplio panorama de dos de estas categorías: el riesgo de una descarga no planificada (riesgo radiológico) y el riesgo de un desvío del combustible agotado (riesgo de proliferación). Esta revisión se aplica a las centrales nucleares en general. La Sección 4, más adelante, continúa la discusión enfocada concretamente a las plantas CANDU, especialmente a las CANDU 6.

Las Secciones 3.2 y 3.3 analizan riesgos que surgen del normal funcionamiento de centrales nucleares. Las medidas que podrían reducir esos riesgos se discuten en las Secciones 3.4 y 3.5. Cada una de estas cuatro Secciones discuten temas complejos para los cuales existe una extensa literatura. Aquí la discusión se encuentra en un nivel introductorio.

3.2 Riesgo de una descarga no planificada de material radioactivo

Existe una extensa bibliografía técnica que aborda el riesgo de una descarga no planificada de material radioactivo desde o dentro de una central nuclear. La liberación se produciría por un daño accidental al combustible nuclear dentro del núcleo del reactor, la piscina de combustible agotado o en otra parte de la planta. Gran parte de la literatura evalúa el potencial y las consecuencias fuera del sitio de una descarga atmosférica. La menor parte de la literatura relacionada considera las consecuencias in situ de una descarga y las consecuencias fuera del sitio de una descarga por vía acuática.

EL PAPEL DE LA PRA

La literatura sobre el riesgo de una descarga no planificada suele recaer bajo la rúbrica de Evaluación Probabilística de Riesgo (PRA, por su sigla en inglés). El término Evaluación Probabilística de Seguridad (PSA) es a menudo utilizado como sinónimo de PRA pero en realidad puede tener una connotación diferente.⁴⁵

En el campo de las PRA, los eventos que inician una descarga accidental se clasifican en eventos “internos” (error humano, falla del equipamiento, etc.) o “externos” (terremotos, incendios, vientos fuertes, etc.). Las PRA generalmente no consideran los sucesos iniciadores que implican actos intencionales maliciosos aunque las técnicas de las PRA pueden adaptarse para estimar los resultados de tales actos.

Las PRA para centrales nucleares se llevan a cabo en los Niveles 1, 2 y 3, en orden creciente de minuciosidad como se explica a continuación. Una PRA exhaustiva e integral se llevaría a cabo en el Nivel 3 y se considerarían eventos iniciadores tanto internos como externos. Los resultados de tal PRA serían expresados en términos de magnitudes y probabilidades de un conjunto de impactos ambientales adversos y de la incertidumbre y variabilidad de tales indicadores. Los impactos adversos incluirían:

- (i) fatalidades o morbilidades (enfermedades) humanas “tempranas” que se presentan durante las primeras semanas después de la descarga;
- (ii) fatalidades o morbilidades “latentes” (por ejemplo, cáncer) que se presentan años después de la liberación;
- (iii) abandono de tierras, edificios, etc. en el corto y largo plazo;
- (iv) interrupción de la agricultura, suministro de agua, etc. en el corto y largo plazo;
- (v) impactos sociales y económicos de las consecuencias arriba mencionadas.

Las magnitudes y probabilidades de dichos impactos adversos se estimarían en tres pasos. Primero, se realizaría un análisis PRA en Nivel 1. En ese análisis, se identificaría un conjunto de secuencias de eventos (escenarios de accidentes) conducentes al daño del combustible y la probabilidad (frecuencia) de cada miembro del conjunto sería estimada. La suma de las probabilidades de todo el conjunto sería la probabilidad total estimada de daño del combustible.⁴⁶

Segundo, se llevaría a cabo un análisis PRA en Nivel 2. En ese análisis se examinaría el potencial para la descarga de material radioactivo dentro de la planta y al medio ambiente a través de un conjunto de secuencias de daño del combustible. Una alta prioridad del análisis de Nivel 2 sería estimar las características de una descarga atmosférica, a veces conocida como el “término-fuente”. Ese estimativo se expresaría en términos de un grupo de categorías de descarga atmosférica caracterizadas por magnitud, probabilidad, duración, composición isotópica entre otras características.

Tercero, se llevaría a cabo un análisis PRA en Nivel 3, para dar los resultados de los impactos descritos anteriormente. En ese análisis se modelarían la dispersión atmosférica, la deposición y el movimiento posterior del material radioactivo liberado para cada grupo de descarga atmosférica determinado por el análisis en Nivel 2. El modelamiento de la dispersión tendría en cuenta las variaciones meteorológicas a lo largo de un año. Luego, se estimarían los impactos ambientales adversos del material descargado teniendo en cuenta la distribución del material en la biósfera. En un análisis exhaustivo también se evaluarían los impactos in situ de descargas, así como también los impactos fuera del sitio de descargas por vía acuática, si esos impactos fuesen significativos.

De hacerse correctamente, este proceso estimativo de tres pasos da cuenta de la incertidumbre y la variabilidad en cada etapa del proceso. Una PRA de Nivel 3 profunda e integral es costosa y requiere mucho tiempo. Proporciona impactos estimados expresados como distribuciones estadísticas de magnitud y probabilidad no sólo como números. Incluso después de un esfuerzo exhaustivo, siguen habiendo incertidumbres sustanciales e irreducibles en los resultados.⁴⁷

VALIDACIÓN EMPÍRICA DE LOS RESULTADOS DE LA PRA

La evidencia empírica directa para la validación de los resultados de la PRA es limitada. La experiencia operativa mundial de centrales nucleares comerciales hasta 2007 es de aproximadamente 12.900 años-reactor (RY, por sus siglas en inglés) y la experiencia canadiense es de alrededor de 560 RY.⁴⁸ Mientras que esta experiencia se fue acumulando, en el mundo han ocurrido dos eventos que implicaron un daño sustancial al núcleo del reactor. En la Unidad 2 de Three Mile Island (TMI) en 1979, el núcleo del reactor fue severamente dañado pero hubo una descarga radioactiva al ambiente relativamente pequeña. En la Unidad 4 de Chernobyl en 1986, una parte sustancial de material radioactivo del inventario del núcleo fue liberado a la atmósfera. Esta experiencia permite estimar la probabilidad de un accidente de daño al núcleo como 1,6 por cada 10.000 RY y la probabilidad de una gran descarga atmosférica como 0,8 por cada 10.000 RY.⁴⁹

NUREG-1150

El pico de la práctica de la PRA a nivel mundial se alcanzó en 1990 con la publicación de la Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos (NRC, por su sigla en inglés) de su estudio NUREG-1150, que examinó cinco plantas de energía nuclear diferentes utilizando una metodología común.⁵⁰ El estudio estuvo bien financiado, contó con la participación de muchos expertos, fue llevado a cabo de manera abierta y transparente, se llevó a cabo en el Nivel 3, consideró sucesos iniciadores tanto internos como externos, propagó de manera explícita la incertidumbre en su cadena de análisis, fue sometido a revisión por pares y dejó atrás una gran cantidad de documentos publicados. Cada una de esas características es necesaria para que los resultados de una PRA sean creíbles. Existen deficiencias en los resultados de NUREG-1150 que podrían corregirse mediante un análisis fresco y la utilización de nueva información. El proceso de corrección es posible porque el estudio NUREG-1150 se llevó a cabo de manera abierta y dejó un registro documental.

La práctica de las PRA en Estados Unidos se ha degenerado desde el estudio NUREG-1150. Ahora, las PRA son llevadas a cabo por la industria nuclear y la única documentación publicada es una exposición resumida de los hallazgos. La NRC antes patrocinaba la revisión independiente de las PRA de la industria pero ya no lo hace. Por lo tanto, los resultados de las PRA han carecido de credibilidad durante al menos una década. En otros países, como Canadá, la práctica de las PRA ha sufrido una degeneración similar.⁵¹

Las Figuras 3-1 a 3-3 muestran algunos resultados del estudio NUREG-1150 que son relevantes para este informe. Estos resultados pertenecen a una planta PWR en el sitio de Surry y a una planta de reactores de agua en ebullición (BWR, por su sigla en inglés) en el sitio de Peach Bottom. Estas plantas tipifican muchas de las plantas de segunda generación de la actual flota mundial de centrales nucleares. Utilizando las estimaciones sísmicas de Livermore, los resultados del NUREG-1150 para estas dos plantas son relativamente comparables con las estimaciones de probabilidad derivadas de la experiencia –una probabilidad de daño al núcleo de 1,6 por cada 10.000 RY y una probabilidad de una gran descarga de 0,8 por cada 10.000 RY.

EL POTENCIAL PARA ACTOS MALICIOSOS EN CENTRALES NUCLEARES

Ninguna planta de energía nuclear en funcionamiento en el mundo ha sido diseñada específicamente para resistir actos maliciosos. Las plantas tienen alguna capacidad inherente para resistir tales actos, en virtud de su diseño para afrontar otros desafíos (por ejemplo, terremotos). Con el tiempo, se han introducido medidas de seguridad para proporcionar algo de protección adicional contra actos maliciosos. Estas medidas se han vuelto más estrictas desde que aviones comerciales fueron utilizados para atacar edificios en New York y Washington en septiembre de 2001. En Estados Unidos, por ejemplo, las medidas de seguridad de la planta incluyen cercos, portones, barreras para vehículos, sistemas de vigilancia, guardias armados y un mayor control del personal de la planta. Sin embargo, no ha habido ningún cambio significativo en las características de diseño de las plantas existentes.

Para las nuevas plantas de energía nuclear hay opciones disponibles que podrían hacerlas más resistentes contra ataques –desde el exterior o el interior de la planta– que las plantas existentes. La Comisión de Seguridad Nuclear de Canadá, fijando criterios para el diseño de nuevas centrales nucleares, ha incluido la resistencia a los ataques como un objetivo de diseño.⁵² A la fecha, sin embargo, la CNSC no ha especificado las amenazas a tener en cuenta en la aplicación de los criterios de diseño. La Agencia de Evaluación Ambiental de Canadá ha establecido directrices para la preparación de una evaluación ambiental para la construcción de nuevas plantas de energía nuclear en el sitio de Bruce en Ontario. Esas directrices requieren la consideración de impactos ambientales derivados de actos maliciosos.⁵³

Un consultor de la CNSC ha examinado potenciales modos e instrumentos de ataque a una planta de energía nuclear y ha recomendado un acercamiento a la incorporación de estas amenazas en los criterios de diseño para nuevas plantas.⁵⁴ Entre los instrumentos de ataque considerados por el consultor, se encontraban un gran avión comercial, un avión más pequeño cargado con explosivos y un vehículo terrestre cargado con explosivos. La Tabla 3-1 describe algunos posibles modos e instrumentos de ataque a una central nuclear y también describe las defensas que ahora son previstas en las plantas estadounidenses. No existe defensa alguna contra una serie de ataques creíbles. Las defensas en las plantas canadienses no son más seguras que en las plantas estadounidenses.

Entre los instrumentos de ataque mencionados en la Tabla 3-1 se encuentra un avión comercial de gran tamaño. En septiembre de 2001, una aeronave de este tipo causó grandes daños en el Centro Mundial de Comercio (World Trade Center) y en el Pentágono. Sin embargo, dicho avión no sería el instrumento de ataque óptimo contra una central nuclear. Los grandes aviones comerciales son objetos relativamente blandos que contienen algunas estructuras duras como los ejes de las turbinas. Son difíciles de guiar con precisión a baja velocidad y altitud. Un grupo de atacantes bien informado probablemente prefiera utilizar una aeronave más pequeña, de aviación general, cargada con material explosivo, tal vez en una configuración en tándem en donde la primera etapa sea una carga hueca. La Tabla 3-2 proporciona información sobre las cargas huecas y sus capacidades.

No existe una base estadística para una estimación cuantitativa de la probabilidad de que una planta nuclear sea atacada. Sin embargo, ante la postulación de un determinado escenario de ataque, uno puede utilizar las técnicas de la PRA para estimar las probabilidades condicionales de diversos resultados. El NRC adoptó ese enfoque en el desarrollo de su postulado referido a coches bomba de 1994.⁵⁵

DESCARGAS RADIOACTIVAS DEL COMBUSTIBLE AGOTADO ALMACENADO

En las plantas de energía nuclear en Estado Unidos y otros lugares, grandes cantidades de combustible agotado son almacenadas bajo el agua en piscinas adyacentes a los reactores. Todas las piscinas de Estados Unidos actualmente emplean bastidores de alta densidad, para maximizar la cantidad de combustible agotado que puede ser almacenado en cada piscina. Esta práctica ha sido adoptada por ser el modo más económico de almacenamiento de combustible agotado. Desafortunadamente, la configuración de alta densidad suprimiría el enfriamiento convectivo de los conjuntos de combustible en caso de que se perdiera agua de una piscina.

Varios estudios de renombre han convenido en que la pérdida de agua de una piscina, a través de una serie de escenarios de pérdida de agua, conduciría a la combustión espontánea del revestimiento de aleación de circonio de los conjuntos de combustible descargados más recientemente. El fuego resultante se esparciría a los conjuntos de combustible adyacentes y se propagaría a través de la pileta. Extinguir el incendio, una vez iniciado, sería difícil o imposible. La pulverización de agua sobre el incendio alimentaría una reacción exotérmica entre vapor y circonio. El fuego liberaría una gran cantidad de material radioactivo a la atmósfera, incluyendo decenas de puntos porcentuales del inventario de Cesio-137 de la piscina. Grandes extensiones de tierra a sotavento de la planta quedarían inutilizables durante décadas. La pérdida de agua podría ocurrir de varias maneras como resultado de un accidente o de un acto malicioso intencional.⁵⁶

Este autor no tiene conocimiento de ningún estudio sobre la posibilidad de una descarga accidental de material radioactivo del combustible agotado almacenado en una central nuclear que emplee un reactor CANDU. En la ausencia de tal estudio, el potencial permanece desconocido.

IMPACTOS IN SITU DE UNA DESCARGA NO PLANIFICADA

Una descarga no planificada de material radioactivo en una central nuclear podría causar impactos adversos dentro de la propia planta, llegue o no al medio ambiente. El personal de la planta podría recibir dosis de radiación que produzcan efectos adversos en la salud, lo que podría traducirse en costos monetarios. Podrían surgir costos adicionales de la limpieza del sitio, la reparación de porciones dañadas de la planta, la compra de energía de reemplazo durante el período en que la planta se encuentre fuera de servicio y la amortización y cierre definitivo de la planta en caso de que la reparación no sea rentable.

Ontario Hydro publicó un análisis del riesgo de los impactos económicos in situ de una descarga no planificada para una de las unidades CANDU de Darlington. Ese análisis se discute en la Sección 4.2.

3.3 Riesgo de desvío de combustible agotado y producción de plutonio

Las centrales nucleares producen grandes cantidades de plutonio contenido dentro del combustible agotado. Como se muestra en la Tabla 3-3, se ha estimado que las centrales nucleares en todo el mundo producirán alrededor de 2,1 millones de kilogramos de plutonio hasta el año 2010. Sólo las plantas de Canadá producirán alrededor de 170 mil kilogramos de plutonio hasta el 2010.

EL PLUTONIO Y LAS ARMAS NUCLEARES

Para comparar con las cantidades expuestas en la Tabla 3-3, nótese que la masa crítica de una esfera desnuda de plutonio (puro Pu-239, en fase alfa) es de unos 10kg. El radio de esa esfera es de alrededor de 5 cm. Con la adición de un reflector de uranio natural de alrededor de 10cm de espesor, la masa crítica se reduciría a aproximadamente 4,4 kg, comprendiendo una esfera de unos 3,6 cm de radio; el tamaño de una naranja. La masa crítica podría reducirse aún más utilizando técnicas de implosión. Un dispositivo de implosión construido con un diseño moderno podría alcanzar una explosión nuclear utilizando de 2 a 3 kg de plutonio.⁵⁷

Las ojivas nucleares desplegadas por los estados poseedores de armas nucleares contienen cada una, en promedio, alrededor de 3 a 4 kg de plutonio.⁵⁸ El inventario mundial de plutonio militar, a finales de 1994, era de unos 294.000 kg, en su mayoría en poder de la ex URSS y los Estados Unidos. Alrededor de 70.000 kg de ese plutonio se encontraba en ojivas operativas.⁵⁹

LA OBTENCIÓN DE PLUTONIO UTILIZABLE PARA ARMAS DE LOS REACTORES

El plutonio dentro del combustible agotado descargado de un reactor no está directamente disponible para su uso en una ojiva nuclear. Tres pasos serían necesarios antes de que el plutonio pueda ser utilizado de esta manera. Primero, el plutonio sería separado químicamente de los otros constituyentes del combustible agotado, en particular los productos de fisión, actínidos y uranio sin quemar. Segundo, el plutonio sería convertido a componentes de metal de alta pureza de la correcta composición y forma. Tercero, los componentes de plutonio serían ensamblados con otros componentes necesarios para hacer una ojiva que funcione.

Parte del combustible agotado producido por los reactores alrededor del mundo es sometido al primer paso. Este paso se produce en plantas comerciales de “reprocesamiento” donde el plutonio es separado químicamente del combustible agotado para su utilización como combustible de reactor. Actualmente, no se realiza reprocesamiento en Canadá, aunque adquirió experiencia con esta tecnología en la década de 1940. El segundo y tercer paso sólo ocurren en países poseedores de armas nucleares. Sin embargo, los tres pasos están dentro de las capacidades de muchos países industrializados. Las tecnologías tienen décadas de antigüedad y sus principios se conocen bien.

Cuando el combustible de uranio es sometido a irradiación dentro del reactor de fisión, la composición del inventario del reactor de núcleos fisionables cambia con el tiempo. El proceso se ilustra en la Figura 3-4. Esa figura se aplica específicamente al combustible de reactor Magnox pero los mismos principios se aplican a otros tipos de combustible, incluyendo combustible CANDU. Se observará a partir de la Figura 3-4 que isótopos de plutonio más pesados –incluyendo Pu-240 y Pu-241–se forman cada vez más a medida que aumenta el quemado del combustible. Los diseñadores de armas prefieren utilizar plutonio con un alto contenido de Pu-239, lo que requiere una descarga de combustible con bajo grado de quemado: alrededor de 0,4Mwt-día por kgU.⁶⁰ El plutonio de “grado militar” en las ojivas nucleares estadounidenses habitualmente contiene alrededor de un 93 por ciento de Pu-239 y un 6,5 por ciento de Pu-240.⁶¹ Sin embargo, el plutonio de “grado reactor” con un contenido de Pu-239 del 60 por ciento podría ser utilizado para hacer una ojiva nuclear que funcione.⁶²

POTENCIAL PROLIFERACIÓN DE CAPACIDAD DE ARMAS NUCLEARES

Existe la preocupación de que un grupo podría obtener plutonio separado y utilizarlo en un arma nuclear. Esa preocupación tiene particular relevancia para los programas actuales para la separación del plutonio del combustible agotado y para la gestión de reservas de plutonio separadas en años anteriores. En este informe, la atención se centra en el riesgo de que el combustible agotado descargado de una planta CANDU 6 sea desviado con el propósito de producir plutonio separado para su uso en armas. A pesar de que tal desvío no puede ser descartado, un escenario más probable es que el desvío lo haga el gobierno del país anfitrión. Ese riesgo específico es tratado con mayor detalle en la Sección 4.4.

Existe un régimen internacional de tratados, leyes, instituciones y prácticas que buscan limitar la cantidad de países poseedores de armas nucleares y lograr el desarme nuclear. Una de las funciones de este régimen consiste en desalentar o prevenir la utilización de las plantas de energía nuclear por parte de los gobiernos para producir plutonio para su uso en armas. El pilar central del régimen es el Tratado de No Proliferación Nuclear (NPT, por su sigla en inglés). Otro pilar es el sistema de salvaguardias operado por la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA).⁶³ El régimen se ha enfrentado a muchos desafíos pero ha tenido éxito en limitar el tamaño del club nuclear. Los observadores informados ahora temen que los nuevos retos sean mayores que los enfrentados previamente, lo que potencialmente puede causar la ruptura del régimen en el transcurso de los próximos años.⁶⁴

Si el régimen de no-proliferación nuclear se rompe o se degrada significativamente, el número de países que poseen armas nucleares se incrementará. La escala y los plazos de tal aumento no pueden predecirse. Queda claro, sin embargo, que un aumento previsto o real en la cantidad de países que poseen armas nucleares podría motivar a los gobiernos de muchos países no poseedores de armas nucleares a considerar cómo las capacidades nucleares civiles podrían apoyar a su despliegue de arsenales nucleares. Un gobierno en esa posición podría temer quedarse atrás en una carrera armamentista regional, lo que llevaría a la decisión de desarrollar una capacidad real o de reserva para desplegar armas nucleares.⁶⁵ Incluso si un país limitase su acción en cuanto al desarrollo de una capacidad de reserva, esa decisión podría influenciar significativamente la inversión del país en el ciclo de combustible nuclear civil. Un país desarrollando una capacidad de reserva para desplegar armas nucleares típicamente intentará garantizar poder producir plutonio y/o uranio altamente enriquecido utilizando instalaciones locales.

LA PROLIFERACIÓN NUCLEAR Y EL RIESGO DE UNA GUERRA NUCLEAR

La proliferación de arsenales nucleares causaría impactos negativos tanto sociales como económicos en los países afectados. Por ejemplo, alimentaría la tendencia a políticas autoritarias. Sin embargo, el impacto adverso dominante sería un aumento del riesgo de una guerra nuclear. Dos factores incrementarían la probabilidad de dicha guerra. En primer lugar, la cantidad de centros de decisión crecería, aumentando la posibilidad de un uso inadvertido o deliberado de armas nucleares. En segundo lugar, los arsenales nucleares recién acuñados tenderían a tener sistemas de comando relativamente poco sofisticados, incrementando la posibilidad de un uso no autorizado o accidental. A pesar de que la guerra podría ser regional en lugar de global, las consecuencias podrían ser severas y podrían extenderse mucho más allá de la región afectada. Un grupo de científicos que evaluó las posibles consecuencias de una guerra nuclear regional, incluyendo los impactos climáticos globales del humo generado durante la guerra, concluyó:⁶⁶

“El análisis aquí resumido muestra que el mundo ha llegado a una encrucijada. Habiendo sobrevivido a la amenaza de una guerra nuclear mundial entre las superpotencias hasta el momento, el mundo está cada vez más amenazado por la posibilidad de una guerra nuclear regional. Las consecuencias de conflictos nucleares de escala regional son inesperadamente grandes, con el potencial de convertirse en catástrofes globales.”

3.4 Opciones para reducir el riesgo de una descarga no planificada

Como se discutió en la Sección 3.2, una descarga no planificada de material radioactivo en una planta de energía nuclear puede ser causada por accidente o por un acto malicioso. El riesgo de tal evento abarca la probabilidad y la magnitud de la descarga. En una planta existente, pueden obtenerse reducciones limitadas de riesgo mediante la introducción de nuevas prácticas de operación y haciendo pequeños cambios en la configuración de la planta. Por ejemplo, el potencial de un acto malicioso puede reducirse a través de la mejora de las medidas de seguridad del sitio.

Las perspectivas para una reducción significativa del riesgo son mucho mayores en una planta nueva. Si la reducción de riesgo fuese una prioridad, podría diseñarse una nueva planta de acuerdo con criterios muy estrictos de seguridad y protección. Durante las décadas de 1970 y 1980, algunos vendedores de plantas nucleares y otras partes interesadas buscaron desarrollar diseños que satisficieran esos criterios. Un enfoque de diseño consistía en proporcionar una contención de gran robustez –que podría ser una cavidad subterránea– para separar el combustible nuclear del ambiente. Otro enfoque era incorporar principios de seguridad “inherentes” o “intrínsecos” al diseño de la planta. Los dos enfoques podrían ser complementarios.

EMPLAZAMIENTO SUBTERRÁNEO

En la década de 1970, se realizaron varios estudios sobre la construcción de centrales nucleares subterráneas. Esos estudios se ejemplifican con un informe publicado en 1972 bajo el auspicio del Instituto de Tecnología de California (Caltech).⁶⁷ El informe identificó una serie de ventajas del emplazamiento subterráneo. Esas ventajas incluían el confinamiento altamente eficaz del material radioactivo en caso de un accidente de daño al núcleo, el aislamiento de objetos que caen, como aviones y la protección contra actos maliciosos. Basándose en la experiencia con los ensayos subterráneos de armas nucleares, el informe concluyó que una planta diseñada apropiadamente proporcionaría una contención esencialmente completa del material radioactivo liberado del núcleo del reactor durante un evento en que este resultara dañado.

El informe de Caltech describe un estudio de diseño preliminar para la construcción subterránea de una planta LWR con una capacidad de 1.000 MWe. La profundidad mínima de las cavidades subterráneas que contendrían los componentes de la planta sería de 150 a 200 pies. El costo adicional estimado para el emplazamiento subterráneo sería menos del 10 por ciento del costo total de la planta.

En un anexo, el informe de Caltech describe cuatro reactores subterráneos que habían sido construidos y operados en Europa. Tres de esos reactores suministraban vapor a turbogeneradores, por encima o por debajo del suelo. El más grande de esos reactores y su turbogenerador por encima del suelo conformaban la planta Chooz en Francia, que tenía una capacidad de 270 MWe. En la descripción de los reactores europeos, el informe señaló que:⁶⁸

“La motivación para el enterramiento de la planta parece ser la seguridad de la contención de la radioactividad descargada accidentalmente y también la protección física contra el daño causado por la acción militar hostil.”

Desde la década de 1970, el emplazamiento subterráneo de las centrales nucleares ha sido considerado por varios grupos. Por ejemplo, en 2002 se llevó a cabo un taller bajo el auspicio de la Universidad de Illinois para discutir la propuesta de una “superred” a través de todo el país. La red transmitiría electricidad –a través de cables superconductores de CC– e hidrógeno líquido, que proporcionaría refrigeración a los cables de CC y se distribuiría como combustible. Gran parte de la energía proporcionada a la red sería suministrada por centrales nucleares que podrían ser construidas bajo tierra. Los motivos para el emplazamiento de esas plantas bajo tierra incluirían “una menor vulnerabilidad a los ataques de la naturaleza, el hombre o el clima” y “una reducción de la exposición pública, real y percibida, a accidentes reales o hipotéticos”.⁶⁹

EL REACTOR PIUS

En la década de 1980, el vendedor de reactores ASEA-Atom desarrolló un diseño preliminar para un reactor comercial “intrínsecamente seguro” conocido como el reactor de Seguridad Límite Inherente al Proceso (PIUS, por sus siglas en inglés). Un funcionario de ASEA-Atom describió los motivos de la compañía para desarrollar el reactor de la siguiente manera:⁷⁰

“Los diseños básicos de los reactores de agua ligera actuales evolucionaron durante la década de 1950 cuando había mucho menos énfasis en la seguridad. Esos diseños básicos acarrearán ciertos riesgos, y el control de esos riesgos condujo a una creciente proliferación de sistemas y equipamiento añadidos, resultando en los complejos diseños de planta actuales, cuya seguridad no obstante está siendo cuestionada. En lugar de continuar hacia el interior de este “callejón sin salida”, ahora es el momento de diseñar un reactor de agua ligera verdaderamente “benigno” en el cual la máxima seguridad se encuentre incorporada al proceso de extracción de calor primario en sí mismo, en lugar de conseguirlo a través de sistemas añadidos que tendrían que activarse en emergencias. Con tal diseño, la seguridad del sistema sería totalmente independiente de las acciones del operador e inmune a intervenciones humanas maliciosas.”

El objetivo central del diseño PIUS era preservar la integridad del combustible “bajo todas las condiciones imaginables”. El objetivo se tradujo a una especificación de diseño de “protección completa contra la fusión o sobrecalentamiento del núcleo en caso de:

- Cualquier falla técnica creíble;
- Fenómenos naturales, como terremotos y tornados;
- Errores del operador razonablemente creíbles; y
- Combinaciones de las anteriores.

Y en contra de:

- Sabotaje interno por parte del personal de la planta, completamente informados sobre el diseño del reactor (esto puede considerarse un abanico que cubre todos los errores posibles);
- Ataques terroristas en colaboración con personal interno;
- Ataque militar (por ejemplo, un ataque aéreo con armas comunes no-nucleares); y
- Abandono de la planta por el personal de operación.⁷¹

Para cumplir con estos requisitos, ASE-Atom diseñó un reactor de agua ligera –el reactor PIUS– con características novedosas. La vasija de presión del reactor contendría agua suficiente para refrigerar el núcleo durante al menos una semana después de la parada del reactor. La mayor parte del agua contendría boro disuelto, de modo que su entrada al núcleo detendría el reactor. El agua borada no entraría al núcleo durante el normal funcionamiento, pero entraría a través de mecanismos inherentes fuera de las condiciones normales. La vasija de presión del reactor estaría hecha de hormigón pretensado con un espesor de 25 pies. La vasija podría resistir un ataque con bombas de 1000 libras. Alrededor de dos tercios de la vasija estarían bajo tierra.

ASEA-Atom estimó que el costo de la construcción de una estación PIUS de cuatro unidades con una capacidad total de 2.000MWe sería aproximadamente el mismo costo de una estación equipada con dos reactores “convencionales” de agua ligera de 1.000MWe. La estación PIUS podría construirse con mayor rapidez, lo que compensaría su eficiencia térmica ligeramente inferior. De esta manera, el costo de producción sería aproximadamente el mismo para las dos estaciones. ASEA-Atom estimó (en 1983) que el primer PIUS comercial podría entrar en servicio a comienzos de la década de 1990, de existir un mercado.⁷² A la fecha ninguna planta PIUS ha sido encargada.

3.5 Opciones para reducir el riesgo de desvío de combustible agotado y producción de plutonio

Al abordar el riesgo del desvío de combustible agotado con el propósito de producir plutonio, este informe se centra en el potencial de desvío por parte del gobierno anfitrión. Tal desvío ocurriría porque el gobierno anfitrión busca tener una capacidad real o de reserva para desplegar un arsenal nuclear. (Véase la Sección 3.3). Las opciones para reducir el riesgo del desvío de combustible agotado deben, por lo tanto, tratarse en el contexto más amplio de la proliferación de armas nucleares. Frenar tal proliferación ha sido una preocupación principal para gobiernos y organismos internacionales durante décadas. Una serie de estrategias de no-proliferación han sido empleadas, como sucintamente resumió William Potter:⁷³

“Se han propuesto muchas estrategias para lidiar con el fenómeno de la proliferación nuclear. La mayoría pueden distinguirse en términos de su énfasis en afectar la demanda en lugar del suministro de armas. Los enfoques orientados hacia la demanda tienen como objetivo reducir los incentivos y fortalecer los desincentivos de un partido para adquirir armas nucleares. Estos incluyen estrategias de “soluciones políticas” como garantías de seguridad y de suministro de combustible, transferencias de armas convencionales, y sanciones y medidas de control de armas tales como zonas libres de armas nucleares y la prohibición total de los ensayos. Por otro lado, los enfoques que se orientan hacia la oferta están diseñados para dificultar la obtención por un partido en busca de armas nucleares. Representativas de este enfoque de no-proliferación son las ‘soluciones tecnológicas’ (incluyendo restricciones a las exportaciones de tecnologías sensibles y ciclos de combustible más seguros) y las salvaguardias nacionales e internacionales.”

El riesgo de desvío de combustible agotado de una planta CANDU 6 debería examinarse dentro del marco de los enfoques orientados a la oferta a los fines de frenar la proliferación nuclear. Este tema se discute en la Sección 4.4 más adelante.

4. Riesgos de operar plantas CANDU, en especial CANDU 6

4.1 Alcance de este análisis

La Sección 3 anterior proporciona un amplio panorama del riesgo de una descarga no planificada (riesgo radiológico) y del riesgo del desvío de combustible agotado (riesgo de proliferación). Esta revisión se aplica a las plantas de energía nuclear en general. Aquí, la discusión se continúa con aplicación específica a las plantas CANDU, especialmente las CANDU 6. Los riesgos y las opciones de reducción de riesgos son discutidos.

4.2 Riesgos de una descarga no planificada de material radioactivo

La Sección 3.2 anteriormente analiza el papel de la evaluación probabilística de riesgo en el análisis del potencial para, y las consecuencias de, una descarga no planificada de material radioactivo en una central nuclear. Las PRA, a pesar de sus limitaciones, son importantes fuentes de información sobre descargas no planificadas. Una PRA puede proporcionar un marco para una discusión informada sobre el riesgo de una descarga causada por un accidente o un acto malicioso.

Desafortunadamente, Canadá carece de una cultura de la PRA plenamente desarrollada. Las PRA llevadas a cabo en Canadá para reactores CANDU hallan probabilidades muy bajas para grandes descargas. Basándose en esos resultados, las PRA no estiman los impactos radiológicos de grandes descargas. Sin embargo, las bajas probabilidades no son creíbles.⁷⁴ La práctica de ignorar grandes descargas priva a los ciudadanos y a los responsables de las políticas de información necesaria. Por ejemplo, en un análisis reciente del riesgo radiológico de la continuidad del funcionamiento de la estación Pickering B, la mayor descarga considerada incluía 71TBq de Cesio-137.⁷⁵ Esta es una fracción muy pequeña del inventario del núcleo de este isótopo. (Véase la Tabla 2-2 para el inventario del núcleo de Cesio-137 en Gentilly 2).

LA EVALUACIÓN PROBABILÍSTICA DE SEGURIDAD DE DARLINGTON

El pico en la práctica de las PRA en Canadá fue alcanzado por Ontario Hydro en la realización de la Evaluación Probabilística de Seguridad de Darlington (DPSE, por sus siglas en inglés), publicada en 1987.⁷⁶ La DPSE fue llevada a cabo únicamente para eventos iniciadores internos. Fue realizada en Nivel 3, sólo que los impactos de las mayores descargas –en la Categoría de Descarga Extra-Planta 0; EPRC0, por su sigla en inglés– no fueron evaluados. No fue sometida a una evaluación independiente oficial. En consecuencia, la DPSE no alcanzó la calidad del estudio NUREG-1150 de NRC. La práctica de la PRA en Canadá se ha degenerado desde la DPSE, al igual que la práctica de la PRA en Estados Unidos se ha degenerado desde el NUREG-1150. En ambos casos, las PRA ahora se llevan a cabo en secreto y han carecido de credibilidad durante al menos una década. (Véase la Sección 3.2).

Una revisión de la DPSE fue llevada a cabo por un equipo dirigido por este autor.⁷⁷ Se revelaron varias deficiencias. Por ejemplo, la DPSE no identificó una secuencia de eventos –que implicaba la falla del servicio de suministro de agua– que resultaría familiar para analistas que realizan PRA para plantas PWR. A la luz de esa y otras deficiencias en la DPSE, nuestro equipo concluyó

que una estimación razonable de la probabilidad de una gran descarga radioactiva accidental a la atmósfera de la planta Darlington sería de 1 por cada 10.000 RY. Nuestro valor es comparable con la probabilidad derivada de la ocurrencia de los accidentes en TMI y Chernobyl. (Como se mencionó anteriormente, esos eventos sugieren una probabilidad de daño al núcleo de 1,6 por cada 10.000 RY, y la probabilidad de una gran descarga de 0,8 por cada 10.000 RY.) Curiosamente, nuestro valor es también comparable con el noventa y cincoavo valor percentil de la estimación de la DPSE de probabilidad de descarga de categoría EPRC0, ajustado para tener en cuenta eventos iniciadores externos. La probabilidad ajustada, percentil 95 de una EPRC0 es 1,2 por/cada 10.000RY.⁷⁸

CREDIBILIDAD DE LAS PRA CONTEMPORÁNEAS EN CANADÁ

Como una ilustración de los reclamos cuestionables que se están realizando en Canadá por el riesgo de una descarga no planificada, consideré algunos hallazgos que se dice que provienen de la PRA realizada para las unidades CANDU de Pickering B. La PRA en sí misma no está disponible para su revisión independiente. Algunos resultados de la PRA fueron publicados en diciembre de 2007 en un documento vinculado a una evaluación ambiental para el reacondicionamiento y continuidad del funcionamiento de las unidades de Pickering B. Específicamente, el documento proporcionaba frecuencias (probabilidades) medias estimadas para la ocurrencia de Categorías de Descarga Extra-Planta, de EPRC1 a EPRC9.⁷⁹ La gravedad de la descarga disminuye en la medida en que el número adjunto a la EPRC aumenta de 1 a 9. La EPRC0 no se menciona. La frecuencia media reportada de EPRC1 es de 1 por cada 1.000 millones de años. Para las EPRC2 y EPRC3, la frecuencia media reportada en cada caso es inferior a 1 por cada 1.000 millones de años.

Esas frecuencias bajas carecen de credibilidad. No tienen en cuenta eventos iniciadores externos, tales como un terremoto.⁸⁰ Tampoco dan cuenta de actos maliciosos. A la luz de la historia de la humanidad, no es concebible asumir que una planta pueda operar durante miles de millones de años (millones de milenios) sin sufrir un ataque significativo desde adentro o afuera. Obviamente, una planta nuclear no operaría por un período tan extenso, pero la idea de hacerlo demuestra la irrealidad de las estimaciones de frecuencia de descarga extremadamente bajas. En el transcurso de la vida operativa de una planta de quizás 60 años, un ataque significativo a la planta, desde adentro o desde afuera, es una posibilidad real.

Incluso si uno limita la discusión únicamente a eventos iniciadores internos, las bajas frecuencias reportadas carecen de una base sólida en la experiencia real de accidentes en sistemas de ingeniería complejos. En su lugar, estos hallazgos reflejan el análisis de una planta teórica (papel) utilizando técnicas de PRA tales como árboles de fallos. La experiencia práctica muestra que las deficiencias de diseño, los imprevistos fallos comunes, los errores graves y otras influencias pueden ser determinantes dominantes de la probabilidad de accidentes.⁸¹ Un ingeniero que al parecer tiene una larga experiencia en la industria nuclear canadiense, John W. Beare, declaró:⁸²

“La cuestión aquí es si las afirmaciones de tasas de falla inferiores a $10E-3$ [sic] son creíbles para cualquier sistema, teniendo en cuenta el riesgo de fallos comunes y el hecho de que es virtualmente imposible predecir todos los escenarios de falla. Los Accidentes Base de Diseño e incluso los que superan las Bases de Diseño son simplemente representantes de un conjunto más amplio de secuencias y eventos de fallo posibles. Los accidentes reales nunca se desarrollan de esta manera y a menudo implican cinco o más fallas que probablemente sean considerados como eventos independientes en una Evaluación Probabilística de Riesgo.”

El mismo ingeniero ha comentado sobre la práctica canadiense de no examinar las consecuencias de las mayores descargas posibles, indicando⁸³:

“Si la Comisión [CNSC] está preocupada por los aspectos costo-beneficio de sus requerimientos de seguridad podría empezar por completar el proyecto de investigación Estudio de Accidentes Severos iniciado alrededor de 1988, pero nunca terminado. La conclusión del estudio preliminar es que, en el caso de un accidente catastrófico, una descarga de material radioactivo proporcional al de Chernobyl no podría descartarse. En el caso de un reactor refrigerado por agua como el CANDU, tal descarga podría ser en forma de un aerosol relativamente frío y no se dispersaría tanto como en Chernobyl. Las dosis de radiación cerca del reactor podrían ser mayores que en Chernobyl.”

RESULTADOS DE LAS PRA PARA LA PLANTAS DE POINT LEPREAU Y GENTILLY 2

Las PRA no están públicamente disponibles para ninguna de las dos plantas CANDU 6 de Point Lepreau y Gentilly 2. Se ha realizado más trabajo hacia la compleción de una PRA en el caso de Point Lepreau. Un documento de AECL publicado en 2002 exhibía algunos resultados preliminares de ese trabajo.⁸⁴ Un estudio que sólo considera eventos iniciadores internos en la planta de Point Lepreau encontró una frecuencia de daño al núcleo de 8,9 por cada 100.000RY, y una frecuencia de descarga externa de 8,3 por cada 100.000RY. Las modificaciones de la planta propuestas deberían reducir estos valores. Un estudio preliminar de la planta Gentilly 2, limitado a eventos iniciadores internos, arribó a una frecuencia de daño al núcleo de 5,4 a 5,9 por cada 100.000RY.⁸⁵ La credibilidad de estos estudios de las plantas Point Lepreau y Gentilly 2 no puede ser determinada hasta que sean publicados y revisados independientemente. Es interesante que estos estudios encontrasen frecuencias de daño al núcleo y de descarga externa comparables con los valores derivados de la experiencia a nivel mundial (TMI y Chernobyl).

RIESGO DE IMPACTOS ECONÓMICOS IN SITU: RESULTADOS DE ONTARIO HYDRO

Una descarga no planificada de material radioactivo podría causar impactos adversos sustanciales en el sitio de una planta de energía nuclear, haya o no una liberación al ambiente externo. Ontario Hydro investigó esta cuestión en la DPSE, centrándose en los impactos económicos. Estos resultados se exponen en las Tablas 4-1 y 4-2. Los costos de riesgo estimados por Ontario Hydro, expresados en centavos por Kwh de producción de la planta, son sustanciales. Nótese que estos resultados son para una estación de cuatro unidades CANDU. Los costos de riesgo para una planta CANDU 6 de una unidad podrían ser menores.

4.3 Un coeficiente de reactividad por vacío positivo y sus implicancias

El segundo reactor nuclear de Canadá fue el reactor de investigación NRX, que entró en criticidad por primera vez en 1947. Era moderado por agua pesada, refrigerado por agua ligera y alimentado con uranio natural. Su capacidad de potencia inicial era de 30MWt.⁸⁶ Se construyeron copias cercanas en India (como parte de un programa de ayuda) y en Taiwán (como una iniciativa comercial).⁸⁷

LA EXCURSIÓN DE REACTIVIDAD DEL NRX Y SUS ENSEÑANZAS

El 12 de diciembre de 1952, el reactor NRX experimentó un accidente que implicó un fuerte aumento de la reactividad y la potencia (una excursión de reactividad). Su potencia llegó hasta entre 60 y 90 MWt antes de que los operadores descargasen el moderador y detuviesen el reactor. Durante la excursión una serie de barras de combustible se fundieron y otras se rompieron. Se generó hidrógeno por reacciones metal-agua y explotó dentro de la calandria. El núcleo y la calandria sufrieron daños irreparables. Estos fueron retirados y reemplazados, y el reactor reanudó su funcionamiento alrededor de 14 meses después del accidente. El accidente fue atribuido a errores del operador y deficiencias en el diseño. El coeficiente de reactividad por vacío positivo del reactor fue un factor importante. En una descripción del accidente publicada en 1964, el profesor del M.I.T., T.J. Thompson, estableció seis conclusiones y recomendaciones, entre ellas⁸⁸:

“El diseño de reactores con coeficientes de reactividad positivos que pueden ser rápidamente puestos en juego durante los transitorios o por otras perturbaciones razonablemente comunes del sistema deberían ser evitados o al menos abiertos a un debate serio. El análisis post-accidente parece indicar que el transitorio probablemente hubiera terminado con poco o ningún daño de no haber sido por el efecto de vacío positivo. Es ciertamente posible operar estos reactores en forma segura siempre y cuando su comportamiento sea cercano a lo normal. Sin embargo, si se desarrollase una dificultad o perturbación de las operaciones normales, es muy probable que se agrave por los coeficientes de reactividad positivos y un incidente menor puede fácilmente convertirse en un accidente grave.”

Los líderes del esfuerzo de Canadá para desarrollar tecnología nuclear estaban al tanto de las recomendaciones de Thompson, pero no aceptaron su consejo sobre la reactividad. En su lugar, buscaron reducir la probabilidad de una excursión de reactividad mediante el desarrollo de sistemas de parada fiables. El enfoque canadiense fue descrito por John Beare de la siguiente manera⁸⁹:

“La respuesta de las naciones industrializadas avanzadas en la mayor parte del mundo al accidente del NRX fue la de evitar los reactores con efecto de vacío positivo. El enfoque canadiense fue desarrollar un método de defensa en profundidad coincidente con las características del reactor y basado en el riesgo tolerable.”

EXPERIENCIA CON EL REACTOR GENTILLY 1

La Unidad 1 de Gentilly fue una versión fallida del CANDU. Era un prototipo con una capacidad de diseño de 250 MWe. Entró en criticidad por primera vez en 1972 pero nunca funcionó correctamente y se cerró definitivamente en 1977. En Gentilly 1, el moderador era agua pesada pero el refrigerante primario era agua ligera, que hervía dentro de los tubos de presión (canales de combustible). Los tubos de presión eran verticales, mientras que en otras plantas CANDU son horizontales. El principal problema del diseño estaba relacionado con el control de la reacción de fisión. El núcleo del reactor

tenía coeficientes de reactividad de potencia y vacío positivos. Como resultado, la ebullición en un tubo de presión causó un incremento en la potencia de salida que llevó a más ebullición, lo que aumentó aún más la potencia de salida.⁹⁰

Las propiedades de reactividad de Gentilly 1 ocasionaron problemas de dos tipos. Primero, el reactor no podía estabilizarse durante su funcionamiento de rutina. La retroalimentación entre la potencia de salida y el refrigerante en ebullición en un canal de combustible no podía controlarse. Según una presentación del personal de la CNSC en 2008, “se esperaba que las oscilaciones espaciales de potencia resultantes fueran intolerables”.⁹¹ Segundo, análisis realizados durante la construcción de Gentilly 1 mostraron que, en caso de una pérdida de refrigerante y una falla del sistema de parada, ocurriría una violenta excursión de potencia. El reactor se auto-destruiría con energía suficiente para desafiar la integridad de la estructura de contención.⁹²

La vulnerabilidad de Gentilly 1 a una excursión de potencia no fue apropiadamente comprendida cuando la planta estaba siendo diseñada. Los analistas de la industria nuclear canadiense habían hecho lo que pensaban que era una hipótesis “obviamente conservadora” acerca del comportamiento del combustible durante un accidente de pérdida de refrigerante.⁹³ Habían asumido que el combustible se calentaría adiabáticamente. Sin embargo, durante la construcción de la planta, la información obtenida de la Autoridad en Energía Atómica del Reino Unido mostró que la formación de huecos en el refrigerante durante la fase de descarga en un accidente de pérdida de refrigerante sería mayor que lo indicado por un modelo de calentamiento adiabático. Como resultado⁹⁴:

“El análisis revisado de la pérdida de refrigerante y la falla del sistema de parada de seguridad mostraron que el reactor se auto-destruiría con violencia suficiente como para destruir el escudo térmico superior (los canales de combustible son verticales). También fue demostrado que cualquier falla dual que involucrase la falla del sistema de parada de seguridad conduciría a un reactor fuera de control con un resultado similar. Los diseñadores no estaban seguros de que la contención pudiera demostrarse capaz de resistir tales fallas duales y propusieron la instalación de un segundo sistema de parada de seguridad independiente y de diseño diverso (inyección de veneno), de forma que el riesgo al público permanezca tolerable y resistente a los fallos comunes.”

Una violenta pérdida de potencia del tipo descrito en esa declaración ocurrió en la Unidad 4 de Chernobyl el 26 de abril de 1986, dando lugar a una descarga sustancial de material radioactivo al ambiente. Chernobyl 4 era un reactor moderado por grafito, refrigerado por agua, del tipo RBMK. Al igual que el CANDU, ese reactor tenía un coeficiente de reactividad por vacío positivo. El escenario de accidente de Chernobyl difiere de los escenarios de excursión de potencia que pueden surgir en un CANDU. Sin embargo, la existencia de un coeficiente de vacío positivo fue central en el escenario de Chernobyl.⁹⁵

EL ENFOQUE POST-GENTILLY 1 DEL RIESGO DE UNA EXCURSIÓN DE REACTIVIDAD

La versión del CANDU de Gentilly 1 fue única. En todos los otros CANDU, los tubos de presión son horizontales y el refrigerante primario no hierve. Sin embargo, el reconocimiento de la posibilidad de una excursión de reactividad violenta en Gentilly 1 afectó el desarrollo de los CANDU “convencionales” (las estaciones multiunitarias en Ontario y el CANDU 6) en dos aspectos. En primer lugar, los análisis mostraron que una excursión de reactividad puede ocurrir en un CANDU convencional.⁹⁶ En segundo lugar, la experiencia con Gentilly 1 impulsó el

desarrollo de un sistema de parada de emergencia que implica la inyección de veneno líquido dentro del moderador.

Esas influencias llevaron a la Junta para el Control de la Energía Atómica (AECB, por su sigla en inglés) a establecer, en 1977, un requisito formal de que deben proporcionarse dos sistemas de parada de emergencia en cada reactor CANDU.⁹⁷ Esta política sigue en vigor y es actualmente supervisada por la CNSC, sucesora de la AECB.

La política de los dos sistemas de parada requiere de dos sistemas automatizados de rápida acción que operen en forma independiente. En la práctica, este requisito se cumple mediante un sistema que emplea barras sólidas de cierre que se mueven verticalmente y un segundo sistema que implica la inyección de veneno líquido en el moderador a través de tuberías horizontales. El licenciataria del reactor está obligado a convencer al regulador (actualmente la CNSC) de que estos sistemas cumplen dos criterios principales. Primero, cualquier sistema debería ser capaz de mantener la potencia del reactor por debajo de un nivel seguro durante cualquier accidente base de diseño. En este contexto, un nivel “seguro” de potencia es uno que no cause un daño significativo al combustible. Segundo, al menos un sistema debería estar disponible durante cualquier accidente base de diseño. El espectro de accidentes base de diseño incluye accidentes de pérdida de refrigerante y otros accidentes que podrían conducir a huecos en el refrigerante primario.

El cumplimiento de estos dos criterios no puede ser demostrado en forma directa a través de ensayos o experiencias. En su lugar, la capacidad de un sistema de parada de mantener la potencia por debajo de un nivel seguro durante un accidente es evaluada analíticamente, utilizando modelos de computadora y resultados de experimentos a pequeña escala.⁹⁸ Además, la capacidad de un sistema de parada para alcanzar un nivel específico de fiabilidad (una baja tasa de indisponibilidad) es evaluada mediante la extrapolación de una base limitada de experiencia.

El requisito de emplear dos sistemas de parada de emergencia podría haber sido suplementado con otras medidas para reducir el riesgo de una excursión violenta de reactividad. Cabe destacar que el regulador podría haber exigido a los licenciataria reforzar la contención del reactor de manera que pueda soportar las cargas que pudieran surgir de un gran pulso destructivo de potencia en el núcleo del reactor.⁹⁹ Tal requisito no se ha impuesto. En consecuencia, la contención de un CANDU está diseñada para alojar la presión interna que pudiera surgir de un accidente de pérdida de refrigerante pero no las cargas adicionales que surgirían si el accidente estuviese acompañado por la falla de los sistemas de parada.¹⁰⁰

A comienzos de la década de 1970, surgió un consenso dentro de la industria nuclear canadiense y su regulador de que el requisito de los dos sistemas de parada de emergencia era respuesta suficiente al riesgo de una excursión de reactividad. Ese consenso afectó fundamentalmente el riesgo que representa cada planta CANDU que posteriormente entró en servicio, incluyendo cada CANDU 6. El consenso, que fue formalizado por la AECB en 1977, se basó en dos supuestos. Primero, cualquier sistema de parada sería capaz de prevenir una excursión de reactividad destructiva en caso de que un accidente de pérdida de refrigerante u otro accidente relevante ocurriese. Segundo, la probabilidad de que ambos sistemas de parada no estén disponibles cuando fueran necesarios sería muy baja. El enfoque canadiense y sus implicancias han sido resumidas por analistas del personal de la CNSC en 2007 de la siguiente manera: ¹⁰¹

“Esta decisión regulatoria esencialmente basada en el riesgo ha llevado [sic] al actual proceso de licenciamiento en el cual el diseñador y el licenciataria no están obligados a demostrar disposiciones para la mitigación de las consecuencias de transitorios de reactividad con falla en la parada. Esto

difiere significativamente de la práctica internacional, donde la adecuación de disposiciones para la mitigación de las consecuencias de transitorios de reactividad con falla en la parada ha sido un requisito de diseño y de concesión de licencias.”

¿CUÁL ES EL VERDADERO RIESGO DE UNA EXCURSIÓN DE POTENCIA?

Los análisis realizados por la industria nuclear encontraron bajas probabilidades de excursiones de reactividad en los CANDU. Por ejemplo, AECL ha estimado la probabilidad de este evento en la planta CANDU 6 de Point Lepreau en 6 por cada 10 mil millones de años.¹⁰² Este estimativo carece de credibilidad. No tiene en cuenta eventos iniciadores externos como terremotos. Tampoco da cuenta de actos maliciosos. Incluso dentro de la limitada esfera de escenarios iniciados por eventos internos, ese estimativo no tiene en cuenta errores graves o fallos comunes inesperados. Para ilustrar el potencial de los fallos comunes, la NRC ha expresado su preocupación acerca de los sensores que se utilizarían para activar los sistemas de parada en una planta CANDU. En la revisión del diseño de la ACR-700, un precursor de la actualmente propuesta ACR-1000, la NRC notó que el mismo tipo de sensor podía utilizarse para ambos sistemas de parada. Como resultado, el diseño podría no cumplir con los requisitos de la NRC en cuanto a diversidad de sistema.¹⁰³ Ese problema en particular fue identificado, pero es imprudente asumir que todos los problemas en modo común serán identificados.

Por décadas, ha quedado claro que las plantas de energía nuclear pueden sufrir accidentes más severos que los accidentes basados en el diseño. El arte de las PRA se ha desarrollado para examinar el potencial de tan severos accidentes. Sin embargo, la industria nuclear canadiense y sus reguladores nunca aplicaron las técnicas de las PRA para evaluar integralmente el riesgo de una excursión violenta de reactividad. La industria nuclear ha afirmado en varias ocasiones de que la probabilidad de semejante accidente es muy baja. Esta afirmación no es creíble, como se expuso anteriormente. Incluso si tuviese alguna credibilidad, el público debería contar con una estimación de las consecuencias dentro y fuera del sitio donde ocurra una excursión de reactividad desenfrenada. La información acerca de las consecuencias ayudaría al público y a los tomadores de decisiones a considerar la aceptabilidad del riesgo. Ningún estudio del tipo PRA hecho en Canadá ha proporcionado la información necesaria.

Como se mencionó anteriormente, la confianza en la capacidad de los sistemas de parada CANDU para frenar una excursión de reactividad se apoya en análisis, no en pruebas directas o experiencia. Se está acumulando evidencia de que la confianza se ha depositado erróneamente. Los análisis no han tratado con toda la complejidad de las situaciones de accidente relevantes. En parte, el desafío analítico surge de la rapidez y la escala del posible pulso en la reactividad. Las estimaciones muestran que, durante un accidente base de diseño, la potencia producida por un conjunto de combustible podría aumentar, en 2 segundos, de 6 a 12 veces la potencia máxima producida durante el normal funcionamiento.¹⁰⁴ Uno o ambos sistemas de parada deben detener la reacción en ese punto. De lo contrario, la expansión de huecos en el refrigerante primario causaría la aceleración de la excursión de reactividad. El accidente eventualmente terminaría por la desintegración del núcleo del reactor.

Los análisis sobre la eficacia de los sistemas de parada requieren del modelamiento de múltiples fenómenos, operando interactivamente sobre una corta escala de tiempo. El evento inicial, como un accidente de pérdida de refrigerante, implica un comportamiento termo-hidráulico que es difícil de modelar. Ese modelamiento debe hacerse interactivamente con un análisis de reactividad. Una complicación adicional es el potencial para la modificación de la geometría del

combustible a través de fenómenos tales como la ruptura del revestimiento. Se superpone a estas tareas de modelado interactivo el desafío de modelar el comportamiento del sistema de parada en sí que implica el movimiento de las barras o la inyección de veneno líquido en el moderador.

La industria nuclear canadiense y sus reguladores han reconocido de a poco y renuientemente que su comprensión de estos complejos fenómenos que interactúan es limitada. Por ejemplo, una revisión independiente patrocinada por AECB del comportamiento de reactividad CANDU, motivada por el accidente de Chernobyl de 1986 pero que no se llevó a cabo hasta el período de 1992 a 1994, concluyó que la reactividad por vacío tiene una incertidumbre de alrededor de 50%. La industria rechazó esta afirmación, pero accedió a realizar nuevos experimentos y análisis. Eventualmente, este trabajo condujo a una estimación actual de reactividad por vacío del núcleo completo en una CANDU típica de 14 a 18mk, a diferencia de la estimación anterior de 9 a 11mk. Ahora se cree que la temperatura del combustible y la potencia de los coeficientes de reactividad son ligeramente positivos, mientras que previamente se pensaba que eran ligeramente negativos y cero, respectivamente.¹⁰⁵

Las investigaciones en esta área continúan. La eficacia de los sistemas de parada de emergencia es una cuestión importante sin resolver. La confianza en los análisis existentes es baja, como lo ilustra la siguiente declaración del personal de la CNSC de julio de 2008:¹⁰⁶

“El efecto neto total de la propagación de una incertidumbre de reactividad por vacío no calificada en análisis permanece indeterminado debido al efecto combinado de otras incertidumbres significativas, tales como:

- *la incertidumbre en las condiciones iniciales y de accidente,*
- *predicciones en la tasa de formación de huecos, y*
- *el efecto de varias aproximaciones utilizadas en las simulaciones de un transitorio*

neutrónico-térmico-hidráulico muy complejo.”

4.4 Riesgo de desvío de combustible agotado y producción de plutonio

El riesgo de desvío de combustible agotado es discutido, desde una perspectiva amplia, en la Sección 3.3. Aquí, ese riesgo es discutido haciendo foco en las plantas de energía nuclear CANDU. La discusión necesariamente considera a los reactores de agua pesada (HWRs, por su sigla en inglés) como una categoría. El riesgo de desvío de combustible agotado asociado a los CANDU está, en muchos aspectos, también asociado a otros HWR.

LA EXPERIENCIA CANADIENSE CON INDIA Y PAKISTÁN

Canadá ganó experiencia temprana con el riesgo de desvío de combustible agotado a través del abastecimiento de tecnología nuclear a India y Pakistán. (Véase la Sección 2.2.) La experiencia comenzó cuando Canadá suministró a India el reactor de investigación CIRUS, un HWR con una capacidad de 40 MWt. CIRUS entró en servicio en 1960. A pesar de que Canadá facilitó CIRUS bajo la condición de que fuera utilizado únicamente para fines pacíficos, India produjo plutonio en CIRUS para su ensayo nuclear de 1974 y para la posterior producción de armas nucleares.

Después del ensayo de 1974, Canadá cesó su cooperación nuclear con India. De ahí en adelante, India se basó en el conocimiento que había adquirido de Canadá, desarrollando una capacidad propia para la construcción y operación de HWR. Uno de los HWR construidos localmente es el reactor Dhruva, con una capacidad de 100 MWt, que entró en servicio por primera vez en 1985. Analistas especializados concluyeron, a finales de la década de 1990, que CIRUS y Dhruva habían

sido las principales fuentes de plutonio para las armas nucleares de India.¹⁰⁷

Canadá también suministró a India dos plantas de energía nuclear CANDU –RAPP 1 y RAPP 2. RAPP 1 entró en servicio en 1973. Después del ensayo nuclear de 1974, India completó RAPP 2 sin ayuda canadiense y la planta entró en servicio en 1983. India pasó a construir nuevas plantas de fabricación local, empleando el concepto de diseño CANDU. En la actualidad existen quince plantas de tipo CANDU en India, incluyendo RAPP 1 y RAPP 2.¹⁰⁸

India podría utilizar sus plantas de tipo CANDU para producir plutonio para armas nucleares, y lo ha hecho en cierta medida. Sin embargo, los observadores concluyen que India prefiere, como es comprensible, utilizar plutonio de grado militar en sus armas. La producción de plutonio de grado militar requiere de la descarga de combustible agotado con un grado de quemado bajo. Ese modo de operación aumenta el costo del funcionamiento de un reactor. Al parecer, en respuesta a este nivel de costos, las plantas de tipo CANDU de India han hecho una contribución relativamente pequeña a la reserva de plutonio militar de India.¹⁰⁹ Ese hallazgo no elimina el riesgo de desvío de combustible agotado de una planta CANDU. Simplemente significa que India tiene fuentes más económicas de plutonio de grado militar: los reactores CIRUS y Dhruva.

Canadá también suministró una planta CANDU a Pakistán. La planta KANUPP fue construida por una compañía canadiense, llave en mano. KANUPP tiene una capacidad de 130 MWe, entró en servicio en 1972 y sigue en funcionamiento.¹¹⁰ Como se muestra a continuación, observadores especializados sospechan que el combustible agotado de KANUPP ha sido utilizado para producir plutonio militar.

PROTECCIÓN DE LAS PLANTAS CANDU

La IAEA tiene acuerdos con muchos países para proteger las instalaciones nucleares en esos países. En una planta de energía nuclear, un objetivo importante de las salvaguardias es detectar el desvío de combustible agotado. Así, la eficacia de las salvaguardias es un factor determinante del riesgo de desvío de combustible agotado en una planta CANDU. En un estudio realizado por la NRC, se hizo la siguiente observación sobre la protección de una planta CANDU:¹¹¹

“El principal problema asociado con los HWR es el reabastecimiento de combustible en línea necesario debido a la reactividad marginal del núcleo. La IAEA reconoce abiertamente que no tiene manera de contabilizar el combustible agotado en comparación con la precisión de contabilidad del ciclo de los LWR. Un HWR descarga de 7 a 10 haces de combustible por día dentro de una piscina de combustible agotado que no es completamente visible para los inspectores. Los haces pueden colocarse en contenedores sellados, pero la verificación de esos contenedores es muy difícil.”

Un país que busca desviar combustible agotado de una planta CANDU podría explotar las debilidades de las salvaguardias, según señaló la NRC. Alternativamente, el país podría acumular un stock de combustible agotado durante un período de tiempo y después romper su acuerdo de protección con la IAEA. Para prepararse para cualquier eventualidad, el país podría llevar algo de combustible agotado a un grado de quemado muy bajo de forma que contenga plutonio de grado militar.

CANDUS, HWRS Y LA PROLIFERACIÓN NUCLEAR: UN PANORAMA

Un resumen conciso de la contribución de los CANDU y otros HWR a la proliferación de armas nucleares fue provisto por David Fischer y Paul Szasz, ambos ex-oficiales de la IAEA, escribiendo en 1985:¹¹²

“ El registro de proliferación del reactor CANDU y del reactor de investigación canadiense grande (también un HWR pero diseñado de forma algo diferente) es mucho peor que aquel del mucho más numeroso y generalizado LWR. Un reactor de investigación HWR canadiense no salvaguardado produjo el plutonio para la explosión nuclear de India de 1974; un reactor CANDU protegido podría ser la fuente del combustible agotado para la planta piloto de reprocesamiento de Pakistán. Un reactor CANDU protegido y un HWR de investigación canadiense probablemente habrían servido al mismo propósito en la República de Corea y Taiwán respectivamente, si los Estados Unidos no hubiesen intervenido a la fuerza y convencido a ambos países de abandonar sus planes de reprocesamiento. Ambos países (partes del NPT) aún operan estos reactores. Un CANDU protegido o un reactor de agua pesada y uranio natural suministrado por Alemania Occidental probablemente sirvan como fuente de combustible agotado para la planta de reprocesamiento argentina. En el caso de Israel, un reactor francés no protegido, moderado por agua pesada y alimentado por uranio natural, también sirvió como fuente de plutonio no salvaguardado.

En resumen, cuatro de los cinco NNWS (Estados No Nuclearmente Armados) que operan plantas “sensibles” no salvaguardadas (Argentina, India, Israel y Pakistán) –incluyendo, en cada caso, una o más plantas de reprocesamiento– han incorporado HWR, que pueden producir fácilmente plutonio apto para armas en sus estructuras nucleares. Dos NNWS del NPT (la República de Corea y Taiwán), también lo han hecho, en otra región de tensión política.”

5. Criterios de diseño y emplazamiento que afectan el riesgo de una descarga no planificada en una central nuclear

5.1 Alcance de este análisis

El riesgo de una descarga no planificada de material radioactivo en una planta de energía nuclear es determinado por varios factores. El factor predominante es la configuración física de la planta, que tiene dos aspectos principales. Un aspecto es la naturaleza del sitio, por ejemplo la proximidad de fallas subterráneas que podrían conducir a actividad sísmica. El segundo aspecto es el diseño de la planta.

Otros factores determinantes de riesgo incluyen la calidad de la construcción, el mantenimiento y la operación de la planta. Estos factores podrían volverse predominantes si la calidad estuviese muy degradada. Sin embargo, la industria nuclear se regula en forma más estricta que la mayoría de las industrias. Suponiendo un rigor típico en la regulación según las normas internacionales, la degradación severa en la calidad de construcción, mantenimiento y operación de una central nuclear es poco probable. En cambio, la situación típica es aquella en la que se producen las tasas de error “normales” en la construcción, operación y mantenimiento. El error no puede eliminarse, debido a cualidades innatas del ser humano. Esta proposición es válida tanto para los errores de rutina como para los errores graves, aunque estos últimos son menos probables.

Una de las fuentes de riesgo de una descarga no planificada es el potencial para actos maliciosos. En parte, este potencial es influenciado por los climas políticos y sociales del país donde se encuentra la planta, la región que rodea al país y el mundo en general. Por lo tanto, los climas sociales y políticos son factores determinantes de riesgo.

Los planificadores y diseñadores de una planta de energía nuclear deberían ser conscientes de la propensión natural de los seres humanos a cometer errores. También deberían tener en cuenta que los actos maliciosos podrían afectar a la planta. Dado que la planta puede operar durante 60 años o más y dada la historia de la especie humana, sería imprudente ignorar la posibilidad de actos maliciosos. Por lo tanto, le corresponde a los planificadores y diseñadores tener en cuenta el error humano y los actos maliciosos cuando emplazan y diseñan una central nuclear. Esa es la razón por la cual la configuración física de una planta –en términos de su ubicación y diseño– es el principal determinante del riesgo de una descarga no planificada en la planta.

Al considerar el licenciamiento de Gentilly 2 para un período de operación extendido, la CNSC comparará el riesgo planteado por Gentilly 2 con el riesgo planteado por una central nuclear “moderna”. Los criterios y procesos a ser utilizados para esa comparación se discuten en las Secciones 6 y 7 de este informe. Puesto que el riesgo planteado por una planta moderna es determinado principalmente por su ubicación y diseño, como se explicó anteriormente, los criterios de emplazamiento y diseño aplicables a las nuevas centrales son altamente relevantes para el licenciamiento de Gentilly 2 para su funcionamiento prolongado. Además, esos criterios serían centrales para el licenciamiento de una planta CANDU 6 nueva.

La Sección 5.2 a continuación, revisa brevemente los criterios establecidos por la IAEA y la CNSC para el emplazamiento y diseño de nuevas centrales nucleares.¹¹³ A continuación, la Sección 5.3 describe los criterios alternativos que podrían reducir en gran medida el riesgo de una descarga no planificada.

5.2 Criterios internacionales y de la CNSC para el emplazamiento y diseño de nuevas centrales

CRITERIOS DE LA IAEA

En el año 2000, la IAEA publicó su documento NS-R-1, titulado “Seguridad de las Centrales Nucleares: Diseño”, que estableció los criterios relativos a la seguridad para el diseño de una central nuclear.¹¹⁴ Los criterios para el emplazamiento de plantas fueron emitidos posteriormente por la IAEA en su documento NS-R-3, publicado en 2003.¹¹⁵

El NS-R-1 reflejó el consenso de los Estados Miembro de la IAEA en ese momento. Abordó eventos “muy poco probables”, como accidentes graves resultantes en grandes descargas de material radioactivo, pero no trató eventos “extremadamente improbables” tales como el impacto de un meteorito.¹¹⁶ El NS-R-1 no discutió actos maliciosos intencionales. Esa omisión probablemente refleje el consenso de los Estados Miembros en el 2000. La IAEA ha considerado actos maliciosos en documentos publicados más recientemente, como veremos más adelante.

ACCIDENTES “BASADOS EN EL DISEÑO” Y “MÁS ALLA DE LAS BASES DE DISEÑO”

NS-R-1 articuló una serie de objetivos de seguridad que se resumen en la Tabla 5-1. Un objetivo general fue apoyado por objetivos específicos en materia de protección radiológica y seguridad técnica. Los objetivos de seguridad técnica adoptaron un concepto que actualmente se emplea en el campo de la seguridad de reactores en todo el mundo. El concepto es que ciertos accidentes potenciales son tenidos en cuenta en el diseño de una central nuclear, mientras que otros no lo son. Los accidentes en la primera categoría se conocen como “accidentes base de diseño” y no implicarían daño al núcleo si la planta funcionase como fue diseñada. Los accidentes en la segunda categoría se conocen como accidentes “graves” o “más allá de las bases de diseño”. Esos términos se utilizan indistintamente en el NS-R-1. Los accidentes en la segunda categoría implicarían daño al núcleo.

La práctica de dividir los posibles accidentes del reactor en dos categorías se ha adoptado de manera tan amplia que muchas personas que actualmente trabajan en la industria nuclear y sus reguladores pueden desconocer los orígenes de esta práctica. Esos orígenes datan de las primeras dos décadas de la industria energética nuclear comercial (aproximadamente, 1953-1975), cuando se establecieron los cimientos de la industria. Los diseños básicos de la flota actual de centrales nucleares se establecieron en esa época.

Hasta 1975, la industria nuclear y sus reguladores, con algunas limitadas excepciones, equiparaban los accidentes basados en el diseño con los accidentes creíbles. Se asumió que los accidentes de mayor gravedad, que implican un daño significativo al núcleo del reactor, no eran creíbles.¹¹⁷ Esta presunción se hizo insostenible cuando se publicó el Estudio de la Seguridad del Reactor en 1975.¹¹⁸ El accidente de TMI en 1979 y el accidente de Chernobyl en 1986 demostraron empíricamente que los accidentes de daño al núcleo son ciertamente creíbles. En ese momento, la industria podría haber vuelto al tablero de dibujo y desarrollado tipos de reactores nuevos y más seguros. De hecho, ASEA-Atom dio ese paso, desarrollando e intentando comercializar el diseño PIUS a comienzos de la década de 1980. La industria nuclear en su conjunto tomó un camino diferente y los reguladores

participaron en esa decisión. Los accidentes anteriormente “no creíbles” pasaron a ser accidentes “más allá de las bases de diseño”. Se llevaron a cabo distintos PRA para estimar el “riesgo” de un accidente que supere las bases de diseño y el riesgo era considerado “aceptable” si el valor estimado se encontraba por debajo de algún umbral. El NS-R-1 reflejó ese paradigma.

Las PRA han producido conocimientos útiles y prácticos. Se han identificado deficiencias en el diseño, operación y mantenimiento de plantas de energía nuclear. Algunas de estas deficiencias han sido corregidas, reduciendo así la probabilidad de una liberación radiactiva. Los resultados de las PRA han guiado el desarrollo de las capacidades para las respuestas de emergencia fuera del sitio. Sin embargo, no debería olvidarse que la necesidad de las PRA deriva de debilidades fundamentales en el diseño. La flota actual de reactores comerciales y los reactores propuestos de Generación III, son incapaces de sobrellevar una variedad de eventos creíbles fuera de su base de diseño. Si fuesen sometidos a un evento tal, uno de estos reactores experimentaría daño en el núcleo y, posiblemente, una descarga de material radioactivo al ambiente.

El NS-R-1 no especificó ningún objetivo cuantitativo para el riesgo de un accidente que supere las bases de diseño. En su lugar, especificó objetivos cualitativos. Por ejemplo, como se muestra en la Tabla 5-1, el NS-R-1 estipuló que una planta fuera diseñada de modo que «la probabilidad de accidentes con graves consecuencias radiológicas sea extremadamente baja». El NS-R-1 no proporcionó más orientación sobre la implementación de este objetivo.

RECOMENDACIONES Y REQUISITOS DE LA IAEA RELATIVOS A LAS CARACTERÍSTICAS DE DISEÑO

El NS-R-1 establece recomendaciones generales y requerimientos específicos con respecto a las características de diseño de las centrales nucleares, desde una perspectiva de seguridad. Las recomendaciones generales se ejemplifican en la Tabla 5-2, que muestra una jerarquía de preferencias recomendada en la selección de una característica de diseño de la planta. Hubo mérito en la jerarquía. Hizo un llamamiento para la elección de un diseño inherentemente seguro como la primera preferencia o un diseño pasivamente seguro como la segunda preferencia. Esa recomendación es significativa para el diseño CANDU 6, como se discute a continuación. Sin embargo, la jerarquía fue deficiente en muchos aspectos importantes. Ubicó los sistemas de seguridad activos de funcionamiento continuo en el mismo nivel que las características de seguridad pasivas, lo cual es una deficiencia grave. Señaló que una preferencia debe ejercerse si “puede alcanzarse razonablemente”, pero no aportó criterio alguno para determinar qué es razonable.

Dos ejemplos ilustran los requerimientos de diseño específicos que fueron establecidos en el NS-R-1. Primero, el NS-R-1 declaró que “las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad en general no deberán compartirse entre dos o más reactores en las centrales nucleares”.¹¹⁹ Ese requisito parece descartar los diseños de planta utilizados para las actuales estaciones CANDU en Ontario. En esas estaciones, hasta ocho reactores comparten los sistemas de seguridad, incluyendo la contención y los sistemas de refrigeración del núcleo. El segundo ejemplo es la declaración en el NS-R-1 de que “Los medios para la parada del reactor deberán consistir de al menos dos sistemas diferentes para brindar diversidad”.¹²⁰

El patrón general de las recomendaciones y requisitos de diseño en el NS-R-1 fue establecer recomendaciones vagas y elásticas sobre el rendimiento de la planta, pero requisitos rígidos y precisos en cuanto a aspectos particulares del diseño de la planta, como la cantidad de sistemas de parada del reactor. Ese enfoque es exactamente opuesto al enfoque que se adoptaría si un regulador estuviese buscando maximizar la creatividad en el diseño de plantas. Para maximizar la creatividad y seguridad, un regulador establecería requisitos de rendimiento precisos y altamente exigentes, pero diría comparativamente poco acerca de detalles de diseño.

CONSIDERACIÓN DE ACTOS MALICIOSOS DE LA IAEA

El NS-R-1, que fue publicado en el 2000, no discutió actos maliciosos. Documentos de la IAEA publicados más recientemente discuten tales actos. Por ejemplo, en 2006, la IAEA publicó un estudio sobre opciones avanzadas de diseño de centrales nucleares para afrontar eventos externos.¹²¹ El estudio contó con la participación de diseñadores de varios Estados Miembros. Se consideraron varias opciones de diseño, incluyendo opciones que mejorarían la capacidad de la planta de resistir actos maliciosos. El estudio no arrojó requerimientos de diseño específicos para nuevas plantas de energía nuclear.

PROMOCIÓN DE MEJORES NIVELES DE SEGURIDAD Y PROTECCIÓN DE LA IAEA

Una de las funciones de la IAEA es facilitar la producción de energía nuclear en todo el mundo. Como parte del ejercicio de dicha función, la IAEA está promoviendo estándares de seguridad y protección más exigentes que los anteriores y más uniformes a través de los reguladores nacionales. Este esfuerzo promocional está destinado a reducir la probabilidad de que un accidente o ataque en una central nuclear en un país alimente la oposición pública a la energía nuclear en otros países. El esfuerzo es ejemplificado en un discurso dado en octubre de 2008 por el Director General de la IAEA con motivo del 50º aniversario de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE.¹²²

Una idea clave del discurso del Director General fue llamar a los vendedores de tecnología nuclear a emplear altos estándares. Ese llamamiento tiene implicancias para la venta del diseño CANDU 6 por parte de Canadá. El Director General declaró:

“Naturalmente, recalamos que la responsabilidad primordial de garantizar la seguridad y la protección recae en los países en cuestión. Sin embargo, hacemos a las empresas –y países– que proporcionan el equipo y la experiencia conscientes de su responsabilidad. En la mayoría de los casos, eso significa empresas y países de la OCDE. Esto se debe a que las fallas, tanto en la seguridad como en la protección, pueden tener consecuencias que se extiendan mucho más allá de las fronteras nacionales, como lo demostró el accidente de Chernobyl. Los proveedores de tecnología nuclear tienen el deber de cuidar a los destinatarios y al mundo en general. En conjunto, la seguridad es mucho mejor que hace 10 años atrás, pero aún tenemos vulnerabilidades en la seguridad, así como en la protección.”

El Director General también llamó a una regulación más exigente a nivel nacional, declarando:

“En algunos países, vemos una combinación preocupante de reactores antiguos y reguladores débiles. Esto podría ser una bomba de tiempo. Está en el interés de todos nosotros asegurar que los más altos estándares de seguridad sean respetados en todas partes.”

DOCUMENTOS DE ORIENTACIÓN DE LA CNSC: RD-337 Y RD-346

En octubre de 2007, la CNSC publicó versiones preliminares de sus documentos de orientación RD-337 y RD-346, estableciendo criterios de diseño y emplazamiento para plantas nuevas. El RD-337 se tituló “Diseño de Nuevas Plantas de Energía Nuclear”.¹²³ El RD-346 se tituló “Evaluación del Sitio para Nuevas Plantas de Energía Nuclear”.¹²⁴ En cada caso, el propósito del documento era “establecer las expectativas” de la CNSC en cuanto a diseño y emplazamiento.

En mayo de 2008, el personal de la CNSC publicó un documento que contenía las versiones revisadas del RD-337 y el RD-346, que los empleados habían presentado a los comisionados de la CNSC para su aprobación en la reunión de Comisión del 10 de junio de 2008.¹²⁵ Al parecer los comisionados aprobaron las versiones revisadas. Sin embargo, las versiones finales del RD-337 y el RD-346 no han sido publicadas por la CNSC.

COMPARACIÓN ENTRE EL RD-337 Y EL NS-R-1

Uno podría razonablemente esperar que el RD-337 sea generalmente consistente con el NS-R-1 y con los estándares de diseño en los principales países industrializados. La CNSC ha fomentado esa expectativa al declarar que su marco regulatorio se encuentra alineado con “los estándares internacionales y las mejores prácticas” y que las nuevas centrales nucleares en Canadá “cumplirán con los más altos estándares”.¹²⁶

Las normas establecidas en los documentos de la IAEA han sido descritas por un autor canadiense como el “mínimo común denominador” de normas.¹²⁷ Por lo tanto, al comparar el NS-R-1 con el RD-337, uno esperaría que este último tenga requisitos adicionales y sea, en general, más exigente. Esto es cierto en algunos aspectos, pero no en todos, como se discute a continuación.

El RD-337 comparte con el NS-R-1 el mismo paradigma básico, en el cual los accidentes potenciales se encuentran en dos categorías: los que están dentro y los que están más allá de las bases de diseño. Los accidentes en la primera categoría son abordados de forma determinista, mientras que aquellos en la segunda categoría son abordados probabilísticamente. Como se discutió anteriormente, este paradigma de accidentes en dos niveles refleja deficiencias fundamentales en el diseño de las centrales nucleares, incluyendo las plantas de Generación III propuestas.

CONSIDERACIÓN DE ACTOS MALICIOSOS EN EL RD-337

El NS-R-1 no considera actos maliciosos. Por el contrario, el RD-337 sí considera tales actos, indicando:¹²⁸

“El diseño debe incluir disposiciones que promuevan la seguridad y la robustez en respuesta a actos maliciosos, de acuerdo con la normativa aplicable y las normas y códigos modernos.”

Habiendo articulado ese objetivo, el RD-337 procede a introducir el concepto de amenazas basadas en el diseño (DBTs, por su sigla en inglés) y amenazas que superan las bases de diseño (BDBTs), que son análogas a las dos categorías de accidente mencionadas previamente. Las DBTs son descritas como “actos maliciosos creíbles”, mientras que las BDBTs se describen como DBTs “severas”. Esa terminología nos recuerda a la práctica pre-1975 en cuanto a accidentes, cuando los accidentes “basados en el diseño” eran equiparados con los accidentes creíbles.

El RD-337, tanto en su versión preliminar como en su aparente versión final, no caracteriza ninguna de las dos categorías de amenaza. Un consultor de la CNSC examinó la cuestión del diseño de las centrales nucleares para resistir actos maliciosos y ha ofrecido recomendaciones destinadas a “facilitar el desarrollo de los requerimientos regulatorios”.¹²⁹ El consultor postuló un tipo de DBT que es similar a los aspectos de la DBT empleada en Estados Unidos por la NRC y un segundo tipo de DBT que podía incluir “un gran avión comercial común a velocidades que puedan alcanzarse razonablemente a bajas altitudes o un jet ejecutivo o un avión personal con una carga de explosivos despegando de un aeródromo no reglamentado”. La consultora también proporcionó ejemplos de BDBT potenciales, incluyendo “un gran vehículo malicioso cargado de explosivos, o un camión cisterna de GLP que obtuviera acceso más allá de las barreras de protección física por sigilo, engaño o por la fuerza”.¹³⁰

La consultora recomendó que la CNSC sea la “principal desarrolladora” de las DBT y BDBT. La implementación de dicha recomendación excluiría a los ciudadanos de la participación en la determinación de las DBTs y BDBTs. Tal exclusión es incompatible con los principios de sostenibilidad y sería innecesaria. Los ciudadanos podrían involucrarse en el diálogo sobre esta cuestión sin una amplia difusión de información técnica detallada (por ejemplo, los modelos informáticos que describen la respuesta de una estructura ante una explosión) que podría asistir a las personas con intenciones maliciosas.

OBJETIVOS CUANTITATIVOS DE SEGURIDAD EN EL RD-337

El NS-R-1 no estableció objetivos cuantitativos de seguridad. En cambio, el RD-337 establece los objetivos cuantitativos de seguridad que se muestran en la Tabla 5-3. La tabla en sí muestra los objetivos cuantitativos establecidos en la versión preliminar del RD-337 y las notas muestran cómo esos objetivos fueron debilitados en la versión final aparente. Los objetivos fueron significativamente debilitados en dos aspectos. En primer lugar, los objetivos cuantitativos en la categoría de “debe ser inferior a” fueron abandonados. En segundo lugar, los objetivos cuantitativos en la categoría “no debe exceder” se mantuvieron, pero con un lenguaje diferente. La versión final del RD-337 establece que la sumatoria de frecuencias de todas las secuencias de eventos que puedan conducir a un resultado específico “es menor que” un valor numérico.

La única explicación lógica para el debilitamiento de los objetivos de seguridad es una determinación por parte de la CNSC de que los diseños de planta que se proponen para la construcción en Canadá no podrían cumplir con los objetivos propuestos en la versión preliminar del RD-337. La versión actual de los objetivos permite un amplio margen de interpretación. Por ejemplo, la versión final del RD-337 no especifica si el estimativo de la sumatoria de frecuencias de secuencias de eventos es un valor medio, una mediana, el valor percentil 95 o algún otro valor. Además, no aclara si el estimativo incluye eventos iniciadores externos o accidentes cuando el reactor está funcionando en un modo distinto al de máxima potencia.

El daño al núcleo o una gran descarga serían las instancias de un accidente fuera de la base de diseño. El RD-337 no explica cómo la probabilidad de una amenaza que supere las bases de diseño se relacionaría con los objetivos de seguridad cuantitativos. En la actualidad no existen bases estadísticas para la estimación cuantitativa de la probabilidad de un acto malicioso propuesto. Sin embargo, en un contexto de políticas o planificación, el juicio podría utilizarse para asignar probabilidades mínimas a los actos postulados.

La consideración del potencial para BDBT podría prevenir que la CNSC tenga que determinar el cumplimiento de los objetivos de seguridad cuantitativos en el RD-337. Si ese potencial fuese arbitrariamente dejado de lado, la determinación del cumplimiento podría ser difícil o imposible. La determinación se basaría en las PRA. Sin embargo, como se explicó en la Sección 4.2 anterior, los resultados de las PRA canadienses no son creíbles.

RECOMENDACIONES Y REQUISITOS EN EL RD-337 EN CUANTO A CARACTERÍSTICAS DE DISEÑO

Al igual que el NS-R-1, el RD-337 establece recomendaciones generales y requisitos específicos en cuanto a las características de diseño de las centrales nucleares, desde una perspectiva de seguridad. El NS-R-1, como se muestra en la Tabla 5-2, establece una jerarquía de preferencias recomendada para la selección de características de diseño de la planta. Por el otro lado, el RD-337 describe un conjunto similar de características de diseño, pero no las coloca en una jerarquía de preferencia. En su lugar, el RD-337 establece que las características deben ser adoptadas si “pueden alcanzarse razonablemente”.¹³¹ Este enfoque representa un retroceso significativo respecto de las normas de seguridad establecidas por el NS-R-1.

Como se muestra en la Tabla 5-2, el NS-R-1 abogó por la “seguridad intrínseca” como primera prioridad en el diseño de la planta. Interpretada estrictamente, esa recomendación impediría el licenciamiento de una planta que posea un coeficiente de reactividad por vacío positivo. Por lo tanto, una planta CANDU 6 no podría obtener una licencia. Por el contrario, el RD-337 no impediría ni desalentaría el licenciamiento de una planta con un coeficiente de reactividad por vacío positivo. Tal disposición sí apareció en un documento preliminar de la CNSC anterior a la versión preliminar del RD-337 de octubre de 2007. El documento anterior fue publicado en abril de 2005. Según se informa, su Cláusula 6.1 establece que el diseño del reactor debe ser tal que¹³²:

“...La reacción de fisión en cadena debe ser controlada, y, cuando sea necesario, terminada bajo todas las circunstancias creíbles, y se le dará prioridad a [sic] los reactores nucleares con retroalimentaciones negativas inherentes que mitiguen cualquier incremento rápido en la reactividad y potencia del reactor.”

Un consultor de la CNSC comentó acerca de las implicancias de dicha disposición, a saber¹³³:

“La prioridad per se no es una norma. Sin embargo, AECL considera que una interpretación de esta cláusula podría impulsar el diseño hacia coeficientes de refrigerante y de vacío negativos; la opinión de AECL es que esto es innecesario. Ellos creen que este criterio puede reflejarse sobre el diseño CANDU 6 con un impacto negativo sobre las perspectivas de comercialización del CANDU 6. Además, la cláusula 6.1, tendrá amplias repercusiones sobre las licencias de los reactores existentes, los proyectos de reacondicionamiento y el proyecto del LVRF.”

La postura de AECL prevaleció. El RD-337 no establece una retroalimentación negativa inherente como una prioridad en el diseño del reactor. Es evidente que la CNSC fue persuadida de que las perspectivas de comercialización del CANDU 6 y la operación continuada de las plantas CANDU son consideraciones más importantes que el establecimiento de normas estrictas de seguridad del reactor.

Este es un ejemplo clásico de dos problemas crónicos e interrelacionados con la energía nuclear –la influencia política sobre las regulaciones y la fijación de tecnologías obsoletas. El gobierno canadiense es tanto el supervisor de la CNSC como el propietario de AECL, por lo que tiene motivos conflictivos. Después del accidente del reactor NRX de 1952, la industria nuclear canadiense tuvo una oportunidad para cambiar de curso, pasando a un diseño de reactor con coeficientes de reactividad de potencia y vacío negativos. Esa oportunidad no fue tomada. Ahora, más de medio siglo después, AECL ha heredado un negocio cuya continuación depende de la aceptación permanente de coeficientes de potencia y vacío positivos por parte de la CNSC, en un momento en que las tendencias en el diseño de reactores se están moviendo hacia la seguridad inherente. La CNSC, sin duda influenciada por sus amos gubernamentales, ha redactado el RD-337 para adaptarse a las necesidades de AECL.

5.3 Criterios alternativos que podrían reducir el riesgo de descargas no planificadas

La Sección 3.4 anterior proporciona una breve revisión de las opciones de diseño para reducir el riesgo de una descarga no planificada en una central nuclear. La versión PIUS del LWR, desarrollada por ASEA-Atom, es un ejemplo destacable.

Nuevos criterios estrictos de diseño y emplazamiento podrían llevar a la industria nuclear a construir plantas con un riesgo sustancialmente menor de descargas no planificadas. Los criterios de ese tipo se describen aquí, como una alternativa a los criterios de la IAEA y la CNSC expuestos anteriormente.

La Tabla 5-4 describe los criterios propuestos. Son puramente deterministas. Todos los eventos que están destinados a alojar, están dentro de la base de diseño de la planta. Por lo tanto, ofrecen una clara alternativa al paradigma empleado por la IAEA y la CNSC, en el cual los accidentes “base de diseño” son abordados de manera determinista y los accidentes más allá de las bases de diseño se abordan probabilísticamente. Los criterios propuestos rechazan el paradigma de dos niveles, y también rechazan el concepto tradicional de la industria nuclear de riesgo y aceptabilidad.

Los criterios establecidos en la Tabla 5-4 no son definitivos. En varios puntos, manifiesta que un parámetro será “especificado”, pero dejan esa especificación abierta o proponen un valor tentativo para su consideración. La intención es que los parámetros finales sean determinados por procesos públicos, como se discute más adelante.

La Tabla 5-4 proporciona criterios de diseño para el desempeño de seguridad de una planta bajo dos condiciones –la operación del reactor y su reabastecimiento de combustible. Los criterios para la operación del reactor son similares a aquellos articulados por ASEA-Atom para el reactor PIUS. Los criterios para el reabastecimiento de combustible del reactor reflejan una expectativa de que la contención de la planta estaría de alguna manera comprometida durante el reabastecimiento. La máxima descarga especificada bajo el criterio de reabastecimiento podría vincularse a la frecuencia de reabastecimiento para un diseño de planta particular.

Estos dos conjuntos de criterios están basados en el desempeño. Fomentarían la creatividad en el diseño de plantas, brindando una oportunidad para ir más allá de los diseños actuales, cuyas características básicas fueron establecidas en las décadas de 1950 y 1960. El cumplimiento de los criterios de operación del reactor podría ser demostrado, en una medida sustancial, mediante pruebas de la planta actual. Por ejemplo, la capacidad de una planta para resistir una pérdida de

energía y disipadores de calor normales, y el abandono de los operadores, podría probarse en forma directa. Otros aspectos de cumplimiento podrían establecerse a través de modelamientos y análisis conservadores.

La Tabla 5-4 proporciona criterios de emplazamiento deterministas expresados en términos de máximos impactos radiológicos de eventos basados en el diseño. Esos criterios se traducirían en distribuciones permisibles de población y uso del suelo en las regiones que rodean a una planta. El cumplimiento se establecería a través de modelamientos y análisis conservadores.

PROCESOS PÚBLICOS PARA DECIDIR SOBRE LOS CRITERIOS FINALES

Los criterios establecidos en la Tabla 5-4 brindan un punto de partida para los procesos públicos que podrían generar los criterios finales para el diseño y emplazamiento de nuevas plantas de energía nuclear. La transición podría ocurrir en dos etapas: Primero, la estructura general de los criterios sería debatida y modificada según corresponda. En segundo lugar, las especificaciones finales serían establecidas para los diferentes parámetros que aparecen en la Tabla 5-4, o los parámetros análogos que aparecerían en una estructura modificada.

Los procesos públicos adecuados comprometerían a los gobiernos locales y provinciales y a otros grupos interesados en el diálogo acerca de las preferencias de los ciudadanos con respecto a la seguridad y sostenibilidad de la energía nuclear. Ese diálogo debe basarse en análisis técnicos que respondan a las preguntas de las partes interesadas. Todos los aspectos del diálogo deberían producirse abiertamente, incluso cuando el diálogo se refiera al potencial para actos maliciosos. Una característica fundamental de cualquier sistema de energía sostenible es que debe ser resistente ante actos maliciosos por virtud de sus propiedades intrínsecas y no debería necesitar protección a través de la confidencialidad. De hecho, las medidas de confidencialidad y afines, como la vigilancia de la población, son antitéticos a la sostenibilidad.

6. Objetivos de riesgo de la CNSC para la extensión de vida de Gentilly 2

En febrero de 2008, la CNSC publicó un documento de orientación que describe los requisitos y procedimientos vinculados al licenciamiento de una central nuclear canadiense existente para un período extendido de funcionamiento. El documento se denomina RD-360 y se titula “Extensión de la Vida de las Centrales Nucleares”.¹³⁴

El RD-360 no establece ningún objetivo claro frente al riesgo de una descarga no planificada, o para el riesgo de desvío de combustible agotado. Lo que más se acerca el RD-360 a proporcionar un objetivo de riesgo es en la discusión de las responsabilidades del licenciataria de preparar una Revisión de Seguridad Integrada (ISR, por sus siglas en inglés). El RD-360 caracteriza la ISR de la siguiente manera¹³⁵:

“Llevada a cabo por el licenciataria, la ISR implica una evaluación del estado y el rendimiento actual de la planta para determinar la medida en la cual la planta cumple con los estándares y prácticas actuales y para identificar los factores que podrían limitar el funcionamiento seguro a largo plazo. La experiencia operativa en Canadá y en todo el mundo, el nuevo conocimiento proveniente de actividades de investigación y desarrollo y los avances en la tecnología son tenidos en cuenta. Esto permite la determinación de modificaciones prácticas y razonables que deberían hacerse a los sistemas, estructuras y componentes y a las modalidades de gestión para mejorar la seguridad de la instalación hasta un nivel cercano al de las centrales nucleares modernas y para permitir el funcionamiento a largo plazo.”

Esa declaración permite una gran libertad en la interpretación. Lo que más se acerca esa declaración a ser específica es en afirmar que la planta en consideración debería “acercarse” al nivel de seguridad alcanzado por las centrales nucleares “modernas”. Aparentemente, la planta moderna en esta comparación no cumple necesariamente con los criterios de la CNSC para una planta nueva, discutidos en la Sección 5.2.

AECL, aparentemente actuando como agente de New Brunswick (NB) Power, ha adoptado objetivos para el riesgo de una descarga no planificada para la planta CANDU 6 de Point Lepreau reacondicionada. La remodelación está en curso en esa planta. El objetivo para la frecuencia de daño al núcleo es de 1 por cada 10.000RY, y el objetivo para una gran descarga es de 1 por cada 10.000RY. Una “gran descarga” no está definida.¹³⁶ Hydro-Quebec ha adoptado los mismos objetivos de riesgo para la Gentilly 2 reformada, sólo que una gran (importante) descarga sí es definida en ese caso. Tal descarga implicaría la liberación al ambiente de más del 1 por ciento del inventario del núcleo de Cesio-137.¹³⁷

Ni AECL ni Hydro-Quebec dicen si la frecuencia estimada de daño al núcleo es un valor medio, una mediana, el valor percentil 95, o algún otro valor. Además, ninguno dice si la estimación incluye eventos iniciadores externos o accidentes cuando el reactor está funcionando en un modo distinto al de máxima potencia. Por último, ni AECL ni Hydro-Quebec discuten actos maliciosos y su relación con los objetivos de riesgo.

7. El proceso de la CNSC para la consideración de riesgos asociados con la extensión de vida de Gentilly 2

Como se discutió en la Sección 6, el RD-360 no establece ningún objetivo específico para el riesgo de una descarga no planificada durante la vida extendida de una planta CANDU. Sin embargo, la CNSC tiene un proceso para considerar ese riesgo. El proceso no está explicado claramente en el RD-360 ni en otros documentos de la CNSC y su actual funcionamiento debe ser inferido a partir de información fragmentada. En lo que resta de esta Sección, el proceso es revisado con particular atención al riesgo regulatorio asociado con la extensión de la vida de la planta Gentilly 2.

La CNSC no tiene un proceso o criterios evidentes para evaluar el riesgo de desvío de combustible agotado de una planta CANDU, ya sea en Canadá o en otra parte.

ESFUERZOS DEL LICENCIATARIO POR REDUCIR EL RIESGO REGULATORIO

El reacondicionamiento de una planta CANDU normalmente requiere varios años de preparación y tal vez dos años de ejecución. El licenciatario debe estimar los costos que serán incurridos a lo largo del período de preparación y ejecución y los beneficios económicos del funcionamiento continuado. La comparación entre los costos y beneficios estimados establecerá el caso económico para el reacondicionamiento.

La experiencia ha demostrado que pueden ocurrir sobrecostos sustanciales durante la restauración de una CANDU. Por ejemplo, el reacondicionamiento de la Unidad 1 de Pickering costó más del doble de la estimación original. Esa experiencia llevó al gobierno de Ontario a cerrar permanentemente las Unidades 2 y 3 de Pickering, en lugar de remodelarlas. Los costos de la refacción de las Unidades 1 y 2 de Bruce A se estimaba en Can\$2.750 millones. En abril de 2008, mientras que la reforma estaba en marcha, el costo estimado para su finalización, se había elevado a Can\$3.100 - 3.400 millones.¹³⁸

Los licenciatarios de las dos plantas CANDU 6 en Canadá son sin duda conscientes de que pueden ocurrir sobrecostos durante el reacondicionamiento de estas plantas. En ambas instancias, el potencial de sobrecostos es especialmente significativo porque el argumento económico para la restauración es débil. En septiembre de 2002, la Junta de Servicios Públicos de New Brunswick concluyó que el reacondicionamiento de la planta de Point Lepreau no estaría en el interés público, porque la remodelación no proporcionaba una ventaja económica significativa por sobre las alternativas. A pesar de ese descubrimiento, NB Power y el gobierno de New Brunswick eventualmente siguieron adelante con la reforma, que está actualmente en curso. Su decisión de reacondicionarla tuvo en cuenta “consideraciones no-económicas”.¹³⁹ En enero de 2004, en un comunicado a la CNSC, Hydro-Quebec reconoció que el argumento económico para la restauración de Gentilly 2 es débil.¹⁴⁰

Una causa de sobrecostos en un proyecto de reacondicionamiento podría ser la introducción de nuevos requisitos y objetivos por parte de la CNSC en el transcurso de las fases de preparación o ejecución del proyecto. El potencial para sobrecostos de ese tipo es una forma de “riesgo regulatorio”. Un licenciatario prudente prestaría especial atención al riesgo regulatorio asociado con el reacondicionamiento, especialmente si el argumento económico para la restauración es débil.

En el año 2000, NB Power pidió asesoramiento a la CNSC con respecto al riesgo regulatorio para el proyecto de reacondicionamiento de Point Lepreau. El personal de la CNSC respondió en octubre de 2000 de la siguiente manera¹⁴¹:

“La CNSC no tiene políticas o requisitos regulatorios [sic] establecidos que cubran específicamente el reacondicionamiento de plantas con el propósito de la extensión de la vida. La falta de tales requisitos específicos refleja un riesgo regulatorio para su proyecto. A continuación se explican dos formas en las que este riesgo puede minimizarse:

1- La CNSC prepara políticas y requisitos que establecen claramente de una manera prescriptiva lo que debe hacerse en tales situaciones. Sin embargo, la experiencia ha demostrado que la introducción de nuevos requisitos de este tipo con la necesidad vinculada de extensas consultas tanto con la industria como con el público, no es una actividad que pueda realizarse en el corto plazo. Parece poco probable que el tiempo necesario sea consistente con su cronograma propuesto para la toma de decisiones.

2- New Brunswick Power anticipa los futuros requisitos de la CNSC y voluntariamente da cuenta [sic] de los cambios ocurridos desde el licenciamiento original así como los cambios que podemos ver que probablemente ocurran en el futuro. Sugerimos que si deciden seguir este método, una de las actividades principales sería la pronta compleción de una Revisión Periódica de la Seguridad similar a las llevadas a cabo en varios países occidentales como se describe en el IAEA 50-SG-012, Revisión Periódica de la Seguridad en Centrales Nucleares Operativas. Si así se hiciera, creemos que las perspectivas de certeza regulatoria para la totalidad del período de la extensión de la vida mejoraría mucho.”

Esa respuesta de la CNSC debería considerarse en el contexto del documento RD-360, que fue publicado en febrero de 2008. Como se muestra en la Sección 6, el RD-360 no establece ningún objetivo de riesgo específico en relación con la extensión de vida. Por lo tanto, es evidente que la CNSC ha evitado el primer acercamiento regulatorio esbozado en su respuesta a NB Power en octubre de 2000. Ese acercamiento, que contempla el establecimiento de los requisitos de la empresa a través de la participación de las partes interesadas, fue evitado porque podría incomodar a los licenciatarios. En su lugar, la CNSC ha empleado un enfoque regulatorio que implica negociaciones separadas ad hoc con cada licenciatario. Esas negociaciones se llevan a cabo casi en su totalidad en secreto. Un ciudadano interesado no puede obtener información específica sobre acciones relacionadas a los riesgos que la CNSC exige a un licenciatario y los fundamentos para esas acciones.

Hydro-Quebec, al igual que NB Power, ha buscado limitar su riesgo regulatorio llevando a cabo sus propias negociaciones ad hoc con la CNSC con respecto a la extensión de vida de Gentilly 2. En una presentación para la CNSC en enero de 2004, Hydro-Quebec reconoció que los argumentos económicos para la renovación y continuidad del funcionamiento de Gentilly 2 son débiles y dependen de suposiciones acerca de los requisitos regulatorios impuestos por la CNSC. Como resultado, dijo Hydro-Quebec, un acuerdo con la CNSC sobre el alcance de los requisitos reglamentarios sería esencial si la reforma fuera a continuar.¹⁴² Hydro-Quebec propuso un régimen regulatorio que serviría de base para el acuerdo.¹⁴³

En agosto de 2008, Hydro-Quebec anunció su plan de proceder con el reacondicionamiento de Gentilly2. Por lo tanto, se puede suponer que las negociaciones de Hydro-Quebec con la CNSC llevaron a Hydro-Quebec a concluir que el riesgo regulatorio para este proyecto es conocido y limitado. También es probable que Hydro-Quebec fuera incentivado por el ejemplo de la planta de

Point Lepreau. El reacondicionamiento de esa planta, que es similar a Gentilly 2, está en marcha. Sin embargo, el juicio de Hydro-Quebec acerca del riesgo regulatorio podría resultar defectuoso, como se discute a continuación.

UNA COMPARACIÓN ENTRE LOS PROCESOS DE EXTENSIÓN DE VIDA PARA LAS UNIDADES DE PICKERING B Y GENTILLY 2

Ontario Power Generation (OPG) está examinando los méritos de la extensión de la vida de las cuatro unidades CANDU en la estación de Pickering B. Como parte de ese examen, OPG está involucrada en negociaciones con la CNSC con respecto al riesgo de una descarga no planificada, y las acciones necesarias para abordar ese riesgo. Las negociaciones OPG-CNSC proporcionan una experiencia que es relevante para Gentilly 2.

Las negociaciones de OPG con la CNSC son ad hoc y se llevan a cabo mayormente en secreto, al igual que con los casos de Point Lepreau y Gentilly 2. Sin embargo, existe suficiente información disponible públicamente para demostrar que hay cuestiones de seguridad que permanecen irresueltas. La CNSC le está exigiendo a OPG largos y costosos análisis sobre estas cuestiones. Los resultados de los nuevos análisis podrían obligar a la CNSC a exigir la implementación de modificaciones a la planta como condición para la extensión de vida de las unidades de Pickering B.¹⁴⁴ Los costos directos de las modificaciones de la planta y los costos resultantes de los atrasos asociados a la planificación y ejecución de la remodelación, podrían ser sustanciales, debilitando así el argumento económico para la extensión de la vida.

La Sección 4.3, muestra que la capacidad de un sistema de parada CANDU para frenar una excursión de reactividad durante un accidente basado en el diseño está ahora en duda. El personal de la CNSC planteó esta cuestión en abril de 2008 en una evaluación de una parte de la Revisión de Seguridad Integrada de OPG para las unidades de Pickering B.¹⁴⁵ El personal ordenó a OPG abordar el problema a través de estudios largos y complejos incluyendo “una revisión exhaustiva del caso de la seguridad que apoye la efectividad de los sistemas de parada [sic] para AOOs y DBAs” y “una evaluación del estado y la reconstitución del diseño del núcleo del reactor nuclear «.¹⁴⁶ Esas son tareas exigentes. Otras labores requeridas a OPG incluyen un trabajo adicional sustancial sobre la PRA para Pickering B, para dar cuenta de los sucesos iniciadores externos, la incertidumbre y otros factores.¹⁴⁷

Cabe destacar que el personal CNSC ha exigido que OPG evalúe la conformidad de las unidades de Pickering B con los estándares modernos en el siguiente sentido:¹⁴⁸ “El núcleo del reactor incorpora intrínseca y/o pasivamente características de seguridad que tienen una repercusión significativa sobre la probabilidad o las consecuencias de una descarga accidental de materiales radioactivos.”

Esa norma, si se interpreta estrictamente, excluiría el funcionamiento continuado de las unidades de Pickering B o cualquier otra planta CANDU existente. Cada una de esas plantas tiene la propiedad inherente de que experimentará una excursión violenta de reactividad si los sistemas de parada fallan durante ciertos accidentes base de diseño.¹⁴⁹ Además, los sistemas de parada no son completamente pasivos. Por lo tanto, en respuesta a la demanda del personal, OPG debe reconocer que las unidades de Pickering B no pueden cumplir con los estándares especificados. En ese momento, la CNSC debe o bien retraerse de los principios de seguridad inherentes y pasivos, o rechazar las prórrogas de licencia para las unidades de Pickering B. Esta última posición lógicamente se aplicaría a todas las plantas CANDU existentes.

En teoría, se realiza una evaluación ambiental (EA) en relación con cualquier extensión de licencia propuesta. En la práctica, en consonancia con el enfoque ad hoc de la CNSC para la aprobación de prórrogas de licencias, los licenciarios realizan las EA en grados muy diferentes. Por ejemplo, OPG ha publicado documentos relacionados con el riesgo como parte de su proceso de EA para la extensión de vida de Pickering B.¹⁵⁰ Esos documentos proporcionan un panorama parcial del trabajo de OPG para evaluar el riesgo de una descarga no planificada. No hay un documento comparable disponible para Gentilly 2. De hecho, no se ha completado ninguna PRA para Gentilly 2.¹⁵¹ Sin embargo, al parecer el proceso de EA para la extensión de vida de Gentilly 2 concluyó en noviembre de 2006, cuando la CNSC aceptó un informe analítico de la EA.¹⁵² Aparentemente, el proceso de EA será mucho más minucioso e informativo en el caso de Pickering B que en el caso de Gentilly 2.

Los párrafos precedentes muestran que la CNSC le está exigiendo a OPG que realice extensos estudios sobre las cuestiones de seguridad relacionadas con la extensión de vida de Pickering B. Existe una gran probabilidad de que estos estudios den lugar a la imposición de costosas medidas de mitigación de riesgos, debilitando así el argumento económico para la extensión de la vida. El enfoque de OPG para la toma de decisiones sugiere que OPG es consciente del potencial de una escalada de costos. OPG ha postergado la decisión sobre la restauración de las unidades de Pickering B hasta tanto se completen los estudios pertinentes. Por el contrario, Hydro-Quebec tomó la decisión de reacondicionar Gentilly 2 sin esperar a que estudios similares se lleven a cabo.

Evidentemente, Hydro-Quebec cree que los estudios que está llevando a cabo OPG, o estudios similares que la CNSC pueda solicitar en el contexto de Gentilly 2, no tienen una incidencia significativa sobre el riesgo regulatorio asociado con el reacondicionamiento de Gentilly 2. ¿En qué se basa Hydro-Quebec para creer eso? Tres explicaciones parecen plausibles. La primera es que Hydro-Quebec haya realizado su propio conjunto particular de negociaciones ad hoc con la CNSC y puede creer que estas negociaciones escudan a Gentilly 2 de la imposición de nuevos requisitos regulatorios. Segundo, Hydro-Quebec puede creer que la CNSC tratará a Gentilly 2 de la misma forma en que trató la planta de Point Lepreau, incluso si los nuevos estudios revelan problemas de seguridad importantes. Tercero, Hydro-Quebec puede estar segura de que los nuevos estudios no revelarán ningún problema de seguridad que motive a la CNSC a imponer requisitos regulatorios costosos.

Estas tres explicaciones implican, de distintas maneras, que Hydro-Quebec no ve a la CNSC como un regulador totalmente profesional. Un regulador tal, perseguiría sin descanso las cuestiones de seguridad no resueltas como la eficacia de los sistemas de parada de emergencia. Si se encontrasen problemas importantes, el regulador no dudaría en exigir las modificaciones de planta pertinentes y otras medidas de mitigación de riesgo, independientemente de cualquier discusión previa con un licenciario.

Hydro-Quebec puede estar en lo cierto al creer que no hay problemas importantes de seguridad irresueltos en las plantas CANDU 6. También, Hydro-Quebec puede tener razón al creer que la CNSC no es un regulador del todo profesional. Ninguna de las dos creencias representa un enfoque prudente para evaluar el riesgo regulatorio.

EL PROFESIONALISMO DE LA CNSC

La observación de la CNSC revela una tensión actual dentro de la organización entre su enfoque reglamentario tradicional, que tiene cualidades incestuosas y ad hoc, y un enfoque más moderno y profesional. Si prevalece este último enfoque, el caso económico para el funcionamiento continuado de Gentilly 2 probablemente se debilite.

Una pieza de evidencia que ilustra las deficiencias del enfoque tradicional de la CNSC es el debilitamiento progresivo del documento RD-337 al pasar por las versiones de pre-proyecto, a proyecto, a la definitiva. (Véase la Sección 5.2.) Piezas de evidencia similares incluyen la vaguedad de los requisitos para la extensión de vida en el RD-360 y la manera ad hoc y secreta en la que las extensiones de vida son aprobadas. La evidencia contrastante, que indica la existencia de profesionalismo dentro de la CNSC, incluye la insistencia del personal de la CNSC para que OPG lleve a cabo estudios detallados sobre las cuestiones de seguridad vinculadas a la extensión de la vida de las unidades de Pickering B.¹⁵³

La tensión entre el enfoque regulatorio tradicional de la CNSC y un enfoque más profesional es ilustrado por los acontecimientos a fines de 2007 y principios de 2008 vinculados a la operación de AECL del reactor NRU en Chalk River.¹⁵⁴ Ese reactor produce una fracción sustancial de los radioisótopos utilizados para pruebas y procedimientos médicos en todo el mundo. Su operación continuada es particularmente importante a la luz del fracaso de AECL para hacer que los reactores MAPLE funcionen. En noviembre de 2007, la CNSC ordenó a AECL que detuviera la operación del reactor NRU, hasta tanto actualizaran los sistemas de seguridad. La CNSC había estado insatisfecha con el progreso de AECL al hacer esta actualización. En diciembre de 2007, el parlamento canadiense votó a favor de anular la orden de la CNSC, y el reactor NRU fue reiniciado. Los conflictos continuos entre el presidente de la CNSC y el gobierno canadiense llevaron a la destitución del presidente en enero de 2008. Una evaluación independiente de estos eventos llevó a conclusiones como las siguientes:¹⁵⁵

“Con base en la revisión de estos eventos y comunicaciones internas y externas relacionadas de ambas organizaciones, una observación fundamental del Talisman Team es que el programa regulatorio de la CNSC y el programa de cumplimiento regulatorio de AECL están “basados en análisis” y no “basados en proceso”. La eficacia regulatoria de ambas organizaciones puede mejorarse significativamente mediante el desarrollo y la implementación de procesos formales, a utilizarse para establecer y cumplimentar con los requisitos regulatorios.”

8. Adaptación del proceso de la CNSC para permitir una consideración de riesgos más completa

El actual proceso de la CNSC para considerar la extensión de las licencias para centrales nucleares no proporciona una evaluación adecuada del riesgo de una descarga no planificada, ni opciones para reducir ese riesgo. Además, el proceso no brinda ninguna evaluación del riesgo de que el combustible agotado sea desviado y utilizado para producir plutonio. Por último, el proceso no facilita una evaluación adecuada del riesgo regulatorio.

El proceso de concesión de licencias podría adaptarse para proporcionar evaluaciones exhaustivas de los riesgos en estas tres categorías. Se requerirían acciones tanto de la CNSC como del gobierno canadiense e Hydro-Quebec. Cada una de esas entidades se involucraría estrechamente con una amplia gama de partes interesadas durante la realización de las evaluaciones. Las evaluaciones serían publicadas, con excepciones limitadas de información sensible desde una perspectiva de seguridad.

La CNSC exigiría a los licenciatarios la realización de PRA integrales que examinen excursiones de reactividad desenfrenadas y otros escenarios de daño al combustible. Se llevarían a cabo estudios complementarios para evaluar el riesgo de descargas no planificadas causadas por actos maliciosos. Esas PRA y estudios estarían disponibles para su revisión independiente. Se le exigiría a los licenciatarios la identificación y caracterización de un rango de opciones de reducción de riesgo, incluyendo la utilización de uranio ligeramente enriquecido como combustible. La descripción de las opciones y sus efectos serían publicadas. La mayor parte del análisis y la participación de las partes interesadas podrían hacerse dentro del marco de una EA, reemplazando las EA superficiales y poco informativas que se han hecho hasta la fecha.

El gobierno de Canadá dirigiría sus organismos pertinentes, incluyendo la CNSC, a evaluar el riesgo de que la comercialización internacional del CANDU 6 contribuya a los riesgos de la proliferación de armas nucleares y la guerra nuclear. Dicha evaluación sería publicada, con excepciones limitadas de información sensible.

Hydro-Quebec apoyaría las evaluaciones realizadas por la CNSC y el gobierno canadiense, proporcionando información y análisis relevantes. Además, Hydro-Quebec evaluaría independientemente el riesgo regulatorio asociado al reacondicionamiento de Gentilly 2, y el riesgo económico in situ de eventos de daño del combustible. Tales evaluaciones documentarían una revisión de los costos y beneficios de la remodelación de Gentilly 2. Las evaluaciones de riesgo y la revisión costos-beneficios serían publicadas.

Los legisladores en Quebec y en todo Canadá podrían promocionar y facilitar la realización de las evaluaciones descritas anteriormente, mediante iniciativas apropiadas. Si la CNSC, el gobierno canadiense e Hydro-Quebec no realizan evaluaciones adecuadas, los legisladores podrían patrocinar acciones alternativas, tales como la realización de audiencias y estudios independientes.

Los ciudadanos podrían exigir que los gobiernos y legisladores a nivel provincial y central actúen, exijan y apoyen las evaluaciones necesarias. Los grupos ciudadanos podrían realizar audiencias y estudios independientes para examinar los riesgos asociados con las plantas CANDU 6.

9. 9. Conclusiones y Recomendaciones

LAS PRINCIPALES CONCLUSIONES DE ESTE INFORME SON LAS SIGUIENTES:

C1. El funcionamiento de cualquier planta de energía nuclear genera riesgos. Las plantas del diseño CANDU 6 plantean riesgos adicionales que surgen de características básicas del diseño, especialmente del uso de uranio natural como combustible y agua pesada como moderador. Tales características generan riesgos adicionales en dos aspectos. Primero, un reactor CANDU 6 podría experimentar una excursión de potencia violenta, conduciendo potencialmente a una falla de contención y una descarga de material radioactivo al medio ambiente. Segundo, el combustible agotado descargado de una planta CANDU 6 podría desviarse y utilizarse para producir plutonio para armas nucleares.

C2. Una descarga no planificada de material radioactivo en una planta CANDU 6 podría ser causada por un accidente o un acto malicioso. La descarga podría tener impactos negativos dentro de la planta y en lugares fuera del emplazamiento. El escenario de descarga podría implicar una excursión de potencia violenta u otras secuencias de eventos que dañen el combustible nuclear. El riesgo de una descarga accidental puede examinarse mediante técnicas de evaluación probabilística de riesgo, aunque los resultados contendrán incertidumbres irreducibles. Las técnicas de la PRA pueden adaptarse para examinar el riesgo de una descarga debida a una acción maliciosa.

C3. La industria nuclear canadiense ha llevado a cabo estudios probabilísticos, pero el país carece de una cultura de la PRA plenamente desarrollada. Notablemente, las descargas no son estimadas para los escenarios más graves de daño al combustible en las plantas CANDU, incluyendo una excursión de potencia violenta. Los estudios de la industria hallan probabilidades muy bajas para las descargas que sí son consideradas. Esos resultados no tienen en cuenta eventos iniciadores externos (por ejemplo, terremotos), actos maliciosos y otros factores; de modo que no son creíbles. Los estudios de la industria no están disponibles para su revisión independiente y por lo tanto no satisfacen un requisito fundamental del discurso científico.

C4. La industria nuclear canadiense y la CNSC han asumido durante tres décadas que la probabilidad de una excursión de potencia violenta en una planta CANDU es muy baja, debido a la utilización de dos sistemas de parada de rápida acción. Investigaciones recientes han demostrado que el análisis utilizado para evaluar el desempeño de los sistemas de parada es defectuoso. Ese análisis es crucial porque los sistemas no pueden ser probados bajo condiciones representativas. Por lo tanto, la eficacia de los sistemas es cuestionable. La CNSC ahora está requiriendo a los licenciatarios que realicen nuevos análisis y que implementen medidas de mitigación. Ese esfuerzo será costoso. Una de las medidas de mitigación, prevista para implementarse en la estación Bruce, es la utilización de combustible de uranio ligeramente enriquecido.

C5. Durante tres décadas, el regulador de la seguridad nuclear de Canadá ha considerado el riesgo de una pérdida de potencia violenta como aceptable, porque el riesgo está controlado por sistemas activos. Esa posición diverge cada vez más de los enfoques regulatorios en otros países. Existe una tendencia emergente entre los reguladores de seguridad nuclear de preferir la utilización de sistemas pasivos e inherentemente seguros. Si esa tendencia continúa, una nueva planta CANDU 6 ya no podría ser objeto de licencia en muchos países, especialmente si utiliza combustible de uranio natural. AECL podría intentar vender la versión ACR-1000 del CANDU en tales países, si el ACR-1000 funcionase según lo previsto. El ACR-1000 está destinado a tener un coeficiente de reactividad por vacío negativo, reduciendo su propensión a sufrir una excursión de potencia.

C6. Otra tendencia emergente entre los reguladores nucleares es exigir que las nuevas centrales nucleares tengan cierta capacidad para sobrellevar actos maliciosos. La CNSC, por ejemplo, dice que impondrá requisitos de este tipo. Una manifestación de los requisitos será una estructura de contención que sea más robusta contra los ataques. El diseño CANDU 6 no tiene disposiciones específicas para resistir un ataque. Por lo tanto, si la tendencia continúa, una nueva CANDU 6 ya no podría ser objeto de licencia en muchos países.

C7. La CNSC ha establecido criterios de diseño para la concesión de licencias a las nuevas centrales nucleares en Canadá. Esos criterios tienen un alto grado de flexibilidad y no asigna preferencia a la seguridad pasiva e inherente. Los criterios de la CNSC para la aprobación de extensiones de licencia para plantas canadienses existentes son vagos. Es difícil determinar la rigurosidad con la que la CNSC aplica estos criterios a las prórrogas de las licencias y la medida en que todas las plantas en busca de prórrogas de licencia son tratadas por igual. Esta incertidumbre refleja una tensión actual dentro de la CNSC entre su enfoque regulatorio tradicional, que tiene cualidades ad hoc e incestuosas, y un enfoque más moderno y profesional. Si el enfoque profesional prevalece, entonces cualquier licenciatario canadiense en busca de una prórroga de la licencia de un CANDU se verá obligado a realizar largos y costosos estudios sobre la eficacia del sistema de parada y otros asuntos. Podría requerírsele al licenciatario la implementación de medidas de mitigación de riesgos, que podrían ser costosas.

C8. En vista de las consideraciones expuestas en la Conclusión C7, Hydro-Quebec enfrenta una significativa incertidumbre regulatoria con respecto a la extensión de la licencia de operación de Gentilly 2. No hay ninguna PRA disponible actualmente para Gentilly 2. Además, la CNSC está requiriendo análisis de seguridad largos y costosos en el contexto de la prórroga de la licencia de Pickering B, y al parecer no se han hecho análisis comparables para Gentilly 2. Por lo tanto, si la CNSC adopta un enfoque uniforme y profesional para todas las prórrogas de licencia, Hydro-Quebec se verá obligada a realizar largos estudios de seguridad y puede ser necesaria la implementación de costosas modificaciones de la planta Gentilly 2. Asimismo, podrían surgir retrasos de conformidad con los requisitos de la CNSC durante el reacondicionamiento de Gentilly 2. Hydro-Quebec ya declaró que el argumento económico para el reacondicionamiento y extensión de vida de Gentilly 2 es débil. El tener en cuenta la incertidumbre regulatoria podría debilitar aún más el caso. Un debilitamiento adicional podría surgir de la consideración del riesgo de impactos económicos in situ de eventos de daños del combustible.

C9. Un gobierno nacional en busca de una capacidad real o de reserva para desplegar armas nucleares desarrollaría fuentes locales de plutonio y/o uranio altamente enriquecido. Una opción comprobada en este sentido es el desarrollo de un ciclo de combustible nuclear en el que se utiliza uranio natural como combustible para reactores que emplean un sistema de reabastecimiento de combustible en línea. Los reactores CANDU 6 cumplirían este requisito. Un país que posee reactores CANDU 6 siempre tendría la opción de desviar el combustible agotado de estos reactores para producir plutonio para armas nucleares. Esa opción sería mucho menos fácil de conseguir en un país que posee reactores de agua ligera.

C10. Canadá tiene la capacidad de desplegar armas nucleares, pero es poco probable que lo haga. Por lo tanto, el funcionamiento continuado de Gentilly 2 no contribuiría directamente a la proliferación de las armas nucleares. Sin embargo, AECL sin duda utilizaría el reacondicionamiento y funcionamiento continuado de Gentilly 2 como un activo en la comercialización mundial del CANDU 6. El éxito en esta tarea podría contribuir a un aumento en el número de países que poseen armas nucleares. Esa tendencia, a su vez, aumentaría la probabilidad de una guerra nuclear. Por consiguiente, cuando los ciudadanos de Quebec y otras provincias canadienses sopesen los costos y beneficios de la remodelación de Gentilly 2, deberían considerar la contribución de la remodelación al riesgo de una guerra nuclear. En la actualidad, no existe un proceso público para considerar ese riesgo.

EN BASE A LAS CONCLUSIONES ANTERIORES Y EL CUERPO DE ESTE INFORME, LAS RECOMENDACIONES PARA LA ACCIÓN QUE AQUÍ SE OFRECEN SON LAS SIGUIENTES:

R1 (a la CNSC). Al considerar la aprobación de prórrogas de licencias para centrales nucleares, la CNSC debería aplicar criterios estrictos de seguridad y protección y debería hacerlo de manera uniforme para todos los licenciatarios. Además, la CNSC debería exigir a los licenciatarios que lleven a cabo PRA integrales que examinen excursiones desenfrenadas de reactividad y otros escenarios de daño de combustible. Deberían realizarse estudios complementarios para evaluar los riesgos de descargas no planificadas causadas por actos maliciosos. Esas PRA y estudios deberían estar disponibles para su revisión independiente. Debería exigírsele a los licenciatarios la identificación y caracterización de un rango de opciones de reducción de riesgo, incluyendo la utilización de uranio ligeramente enriquecido como combustible. La descripción de las opciones y sus efectos sobre el riesgo deberían ser publicadas.

R2 (al gobierno canadiense). El gobierno de Canadá debería dirigir sus organismos pertinentes, incluyendo la CNSC, a evaluar el riesgo de que la comercialización internacional del CANDU 6 contribuya a los riesgos de la proliferación de armas nucleares y la guerra nuclear. Dicha evaluación debería ser publicada, con excepciones limitadas de información sensible.

R3 (a Hydro-Quebec). Hydro-Quebec debería apoyar las recomendaciones R1 y R2 mediante la adopción de las medidas oportunas. Además, Hydro-Quebec debería evaluar independientemente el riesgo regulatorio asociado al reacondicionamiento de Gentilly 2 y el riesgo económico in situ de eventos de daño del combustible. Tales evaluaciones deberían documentar la revisión de los costos y beneficios de la remodelación de Gentilly 2. Las evaluaciones de riesgo y la revisión costos-beneficios deberían publicarse.

R4 (a los legisladores). Los legisladores en Quebec y en todo Canadá deberían apoyar las recomendaciones de R1 a R3 por medio de iniciativas apropiadas. Si la CNSC, el gobierno canadiense e Hydro-Quebec no actúan sobre esas recomendaciones, los legisladores deberían considerar el patrocinio de acciones alternativas, tales como la realización de audiencias y estudios independientes.

R5 (a los ciudadanos). Los ciudadanos deberían exigir que los gobiernos y legisladores a nivel provincial y central apoyen las recomendaciones de R1 a R4. Los grupos ciudadanos deberían considerar la realización de audiencias y estudios independientes para examinar los riesgos asociados con las plantas CANDU 6.

10. Bibliografía

- (AECL, 2008a)
Atomic Energy of Canada Ltd., "Corporate Plan Summary, 2007-2008 to 2011-2012, Operating Budget Summary, 2007-2008, Capital Budget Summary, 2007-2008", undated, presumed issued in 2008.
- (AECL, 2008b)
Atomic Energy of Canada Ltd., News Release, "AECL and SNC-Lavalin Sign MOU on Nuclear Collaboration with Jordan's Atomic Energy Commission", 28 June 2008.
- (AECL, 2008c)
Atomic Energy of Canada Ltd., "Enhanced CANDU 6" pages, accessed at the AECL website <www.aecl.ca> on 8 September 2008.
- (AECL, 2007)
Atomic Energy of Canada Ltd., ACR-1000 Technical Summary (Mississauga, Ontario: AECL, August 2007).
- (AECL, 2005)
Atomic Energy of Canada Ltd., CANDU 6 Technical Summary (Mississauga, Ontario: AECL, June 2005).
- (AECL, 2004)
Atomic Energy of Canada Ltd., Analysis Basis, PLGS Probabilistic Safety Assessment (PSA) Methodology - Overview, Point Lepreau Refurbishment Project (Mississauga, Ontario: AECL, May 2004).
- (AECL, 2002)
Atomic Energy of Canada Ltd., Assessment Document: Point Lepreau Baseline Risk for External Plant Releases, Point Lepreau Refurbishment Project (Mississauga, Ontario: AECL, March 2002).
- (Akhtar et al, 2007)
P. Akhtar and six other authors, CNSC Staff, "COG-07-9012 Draft Report on Large LOCA Margins and Void Reactivity in CANDU Reactors: Screening Review", 10 October 2007.
- (Albright et al, 1997)
David Albright and two other authors, Plutonium and Highly Enriched Uranium 1996: World Inventories, Capabilities and Policies (Oxford, UK: Oxford University Press, 1997).
- (Alvarez et al, 2003)
Robert Alvarez and seven other authors, "Reducing the Hazards from Stored Spent Power-Reactor Fuel in the United States", Science and Global Security, Volume 11, 2003, pp 1-51.
- (Ansolabehere et al, 2003)
Stephen Ansolabehere and nine other authors, The Future of Nuclear Power: An Interdisciplinary MIT Study (Cambridge, Massachusetts: Massachusetts Institute of Technology, 2003).
- (Asmis and Khosla, 2007)
G. J. Kurt Asmis and Jagjit Khosla, Report to the CNSC, Guidance on Meeting Regulatory Expectations for the Engineering Safety Aspects of Protection from Malevolent Events, RSP-0218 (Ottawa: Asmis Consulting, 19 March 2007).
- (Barnaby, 1992)
Frank Barnaby, "Types of Nuclear Weapon", Chapter 14 in: Frank Barnaby (editor), Plutonium and Security: The Military Aspects of the Plutonium Economy (London: Macmillan, 1992).
- (Beare, 2005)
John W. Beare, Review of ACR-LBD-001, Licensing Basis Document for New Nuclear Power Plants in Canada, Draft dated 2004 December (Ottawa: CNSC, file No. 34-R240-2, 31 March 2005).
- (Brooks, 2001)
Gord L. Brooks, "A Short History of the CANDU Nuclear Power System", prepared for the Ontario Hydro Demand/Supply Plan Hearing, January 1993, revised 19 April 2001.
- (CBC News, 2008)
CBC News, "Nuclear safety watchdog head fired for 'lack of leadership': minister", 16 January 2008, accessed at <<http://www.cbc.ca/canada/story/2008/01/16/keen-firing.html>> on 21 May 2008.
- (CEAA, 2008)
Canadian Environmental Assessment Agency, Guidelines for the Preparation of the Environmental Impact Statement for Bruce Power's New Nuclear Power Plant Project (Ottawa: CEAA, August 2008).
- (CNSC, 2008a)
Canadian Nuclear Safety Commission, "Written submissions regarding the request by Greenpeace Canada on the release of the Pickering B Probabilistic Risk Assessment Document, CMD 08-H4.29", 11 April 2008.
- (CNSC, 2008b)
Canadian Nuclear Safety Commission, Life Extension of Nuclear Power Plants, RD-360 (Ottawa: CNSC, February 2008).
- (CNSC, 2008c)
Canadian Nuclear Safety Commission, "Regulatory Perspective on Positive Reactivity Feedbacks and Design of Reactivity Control Safety Function", presentation slides, 19 February 2008.
- (CNSC, 2008d)
Canadian Nuclear Safety Commission, "CNSC Technical Staff Perspective on CANDU Positive Void Reactivity", presentation slides, 3-4 July 2008.
- (CNSC, 2008e)
Canadian Nuclear Safety Commission, Annual CNSC Staff Report for 2007 on the Safety Performance of the Canadian Nuclear Power Industry (Ottawa: CNSC, August 2008).
- (CNSC, 2007a)
Canadian Nuclear Safety Commission, Design of New Nuclear Power Plants, RD-337, Draft (Ottawa: CNSC, October 2007).
- (CNSC, 2007b)
Canadian Nuclear Safety Commission, Site Evaluation for New Nuclear Power Plants, RD-346, Draft (Ottawa: CNSC, October 2007).
- (CNSC, 2006)
Canadian Nuclear Safety Commission, Licensing Process for New Nuclear Power Plants in Canada, INFO-0756 (Ottawa: CNSC, February 2006).

(Cochran et al, 1987)

Thomas B. Cochran and three other authors, *Nuclear Weapons Databook, Volume II, US Nuclear Warhead Production* (Cambridge, Massachusetts: Ballinger Publishing, 1987).

(Dallaire et al, 2008)

Mark Dallaire and two other authors, CNSC Staff, "Information and Recommendations from Canadian Nuclear Safety Commission (CNSC) Staff", regarding Regulatory Documents RD-346 and RD-337, a document submitted to the CNSC Commissioners for approval at the Commission meeting of 10 June 2008. The document was published on 27 May 2008.

(DOE, 1987)

US Department of Energy, Health and Environmental Consequences of the Chernobyl Nuclear Power Plant Accident, DOE/ER-0332 (Washington, DC: DOE, June 1987).

(ElBaradei, 2008)

Mohamed ElBaradei, IAEA Director General, "Five Decades of Nuclear Partnership", speech delivered at a high-level session marking the 50th anniversary of the OECD Nuclear Energy Agency, Paris, 16 October 2008.

(Entergy, 2007)

Entergy, License Renewal Application, Indian Point Nuclear Generating Units Nos. 2 and 3, submitted to the NRC on 30 April 2007.

(Fischer and Szasz, 1985)

David Fischer and Paul Szasz, *Safeguarding the Atom: A Critical Appraisal* (London: Taylor and Francis, 1985).

(Flowers et al, 1976)

Brian Flowers (chair) et al, *Royal Commission on Environmental Pollution, Sixth Report: Nuclear Power and the Environment* (London: HM Stationery Office, September 1976).

(Frappier, 2007)

Gery Frappier, "Enhanced Security in the Nuclear Industry", *Frontline Security*, Spring 2007, accessed from the CNSC website, <http://www.nuclearsafety.gc.ca/eng/newsroom/articles/2007-04-18_nuclear_safety.cfm>, on 28 May 2008.

(Greenpeace International, 2007)

Greenpeace International, *Nuclear Power is Not the Answer to Climate Change* (Amsterdam: Greenpeace International, 2007).

(Hamilton, 2008)

Tyler Hamilton, "Bruce Power talking Turkey: Private operator in bid to build nuclear plant on Mediterranean coast", *The Toronto Star*, 22 August 2008, page B.4.

(Hamilton, 2007)

Tyler Hamilton, "Could reactors withstand blast? Report that regulator will impose new safety standards may pose a big hurdle for AECL nuclear sale in Ontario", *The Toronto Star*, 19 January 2007, page F01.

(Hannerz, 1983)

K. Hannerz, *Towards Intrinsically Safe Light Water Reactors* (Oak Ridge, Tennessee: Institute for Energy Analysis, February 1983).

(Harvie, 2004)

J. D. Harvie, *Review of Licensing Approach Proposed for the Advanced CANDU Reactor* (Ottawa: CNSC, consultant report RSP-0184C, September 2004).

(Harvie, 2000)

J. D. Harvie, CNSC, letter of 30 October 2000 to Rod White, New Brunswick Power, "Point Lepreau Generating Station Refurbishment".

(Hirsch et al, 1989)

H. Hirsch and three other authors, *IAEA Safety Targets and Probabilistic Risk Assessment* (Hannover, Germany: Gesellschaft für Ökologische Forschung und Beratung, August 1989).

(Hydro-Quebec, 2008)

Hydro-Quebec, Press Release, "Hydro-Quebec will refurbish Gently-2 nuclear generating station", 19 August 2008.

(IAEA, 2006a)

International Atomic Energy Agency, *Nuclear Power and Sustainable Development* (Vienna: IAEA, April 2006).

(IAEA, 2006b)

International Atomic Energy Agency, *Advanced nuclear plant design options to cope with external events*, IAEA/TECDOC-1487 (Vienna: IAEA, February 2006).

(IAEA, 2003)

International Atomic Energy Agency, *Site Evaluation for Nuclear Installations*, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-3 (Vienna: IAEA, November 2003).

(IAEA, 2000)

International Atomic Energy Agency, *Safety of Nuclear Power Plants: Design*, IAEA Safety Standards Series No. NS-R-1 (Vienna: IAEA, September 2000).

(Infrastructure Ontario, 2008)

Infrastructure Ontario, *Request for Proposals, Nuclear Procurement Project*, RFP No. OIPC 08-00-1027, 7 March 2008.

(IRSS, 1992)

Institute for Resource and Security Studies, *Risk Implications of Potential New Nuclear Plants in Ontario* (Toronto: Coalition of Environmental Groups for a Sustainable Energy Future, November 1992).

(ISR, 2003)

International Safety Research, "Review of the Coverage Limit in the Canadian Nuclear Liability Act, Task 5, Final Report", presented to CNSC, 17 September 2003.

(Jarman, 2007)

B. Jarman, report apparently prepared for the CNSC under Contract 87055-06-0894, "Investigation into the Role of Pipe Breaks in the Licensing of CANDU Reactors with Positive Void Reactivity Feedback and the Credible Application of Early Detection (Leak-before-Break), RSP-0217", 16 February 2007.

(Keen, 2006)

Linda J. Keen, Chair, CNSC, "Record of Proceedings, Including Reasons for Decision, in the Matter of Hydro-Quebec, Environmental Assessment Screening Report for the Proposed Modifications to the Gently Radioactive Waste Management Facilities and the Refurbishment and Continued Operation of the Gently-2 Nuclear Generating Station until 2035", 22 December 2006.

(MacKenzie, 2008)

Rennie MacKenzie, "AECL abandons plans to develop Maple isotope production reactors", *Nucleonics Week*, Volume 49, Number 21, 22 May 2008.

- (Makhijani, 2007)
Arjun Makhijani, *Carbon-Free and Nuclear-Free: A Roadmap for US Energy Policy* (Muskegon, Michigan: RDR Books, 2007).
- (Miller, 2005)
D. Miller, CNSC Staff, memorandum to G. Rzentkowski et al, CNSC Staff, "Review of US NRC Pre-Application Safety Assessment Report for ACR-700", 16 February 2005.
- (National Research Council, 2006)
National Research Council Committee on the Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage (a committee of the Council's Board on Radioactive Waste Management), *Safety and Security of Commercial Spent Nuclear Fuel Storage: Public Report* (Washington, DC: National Academies Press, 2006).
- (NB Power, 2006)
NB Power, Point Lepreau Refurbishment Execution Plan, PEP-00300-3000, Rev. 2 (Lepreau, New Brunswick: NB Power, June 2006).
- (NEA, 2007)
Nuclear Energy Agency, Committee on the Safety of Nuclear Installations, *Use and Development of Probabilistic Safety Assessment* (Paris: OECD, 14 November 2007).
- (NERAC/GIF, 2002)
Nuclear Energy Research Advisory Committee (US Department of Energy) and Generation IV International Forum, *A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF-002-00* (Washington, DC: DOE, December 2002).
- (NRC, 1994)
US Nuclear Regulatory Commission, "10 CFR Part 73, RIN 3150-AE81, Protection Against Malevolent Use of Vehicles at Nuclear Power Plants", *Federal Register*, Volume 59, Number 146, 1 August 1994, pp 38889-38900.
- (NRC, 1990)
US Nuclear Regulatory Commission, *Severe Accident Risks: An Assessment for Five US Nuclear Power Plants*, NUREG-1150 (Washington, DC: Nuclear Regulatory Commission, December 1990).
- (NRC, 1987)
US Nuclear Regulatory Commission, *Report on the Accident at the Chernobyl Nuclear Power Station*, NUREG-1250 (Washington, DC: Nuclear Regulatory Commission, January 1987).
- (NRC, 1975)
US Nuclear Regulatory Commission, *Reactor Safety Study, WASH-1400 (NUREG-75/014)* (Washington, DC: Nuclear Regulatory Commission, October 1975).
- (Nuclear News Flashes, 2008)
Nuclear News Flashes, "Turkey May Have to Adjust its Plan to Build Nuclear Power Reactors", 25 September 2008, accessed at <www.platts.com>.
- (O'Brien, 1982)
John N. O'Brien, "Export Licensing Problems Associated With Alternative Nuclear Fuel Cycles", in: John N. O'Brien (editor), *Alternative Nuclear Fuel Cycle Arrangements for Proliferation Resistance: An Overview of Regulatory Factors*, NUREG/CR-2846 (Washington, DC: US Nuclear Regulatory Commission, August 1982).
- (Okrent, 1981)
David Okrent, *Nuclear Reactor Safety: On the History of the Regulatory Process* (Madison, Wisconsin: University of Wisconsin Press, 1981).
- (Ontario Hydro, 1987)
Ontario Hydro, *Darlington NGS Probabilistic Safety Evaluation: Summary Report* (Toronto: Ontario Hydro, December 1987).
- (Overbye et al, 2002)
Thomas J. Overbye and three other authors, *National Energy Supergrid Workshop Report* (Urbana-Champaign, Illinois: University of Illinois, November 2002).
- (Pageau, 2004)
Rene Pageau, Hydro-Quebec, letter of 22 January 2004 to Robert Leblanc, CNSC, with attached document of 25 pages, "Cadre réglementaire pour la refecton de Gentilly-2".
- (Petrunik, 2007)
Ken Petrunik, "ACR-1000, Ready for the market", *Nuclear Engineering International*, October 2007, accessed from the AECL website www.aecl.ca/NewsRoom/Articles.htm on 16 July 2008.
- (Potter, 1982)
William C. Potter, *Nuclear Power and Nonproliferation: An Interdisciplinary Perspective* (Cambridge, Massachusetts: Oelgeschlager, Gunn and Hain, Publishers, 1982).
- (Purchase, 2008)
Bryne Purchase, "CANDU or no CANDU? – The future of nuclear power in Ontario", *Fraser Forum*, March 2008, pp 25-27, accessible from www.fraserinstitute.org.
- (Romm, 2008)
Joe Romm, *The Self-Limiting Future of Nuclear Power* (Washington, DC: Center for American Progress Action Fund, June 2008).
- (Saint-Denis et al, 2005)
Michel Saint-Denis, AECL, and three other authors, "Risk Baseline Development and Benefit-Cost Assessment Process for the Gentilly 2 Refurbishment Project", undated, presumed issued in 2005.
- (Schaubel, 2008)
T. E. Schaubel, CNSC Staff, letter to D. Patrick McNeil, Ontario Power Generation, "CNSC Staff Review of Pickering NGS-B Integrated Safety Review – Safety Analysis Safety Factors Report", 7 April 2008.
- (Schneider and Froggatt, 2007)
Mytle Schneider and Antony Froggatt, *The World Nuclear Industry Status Report 2007* (Brussels: Greens-EFA Group in the European Parliament, November 2007).
- (SENEC, 2007)
SENEC Consultants Limited, *Credible Malfunction and Accident Scenarios Technical Support Document (Final), Refurbishment and Continued Operation of Pickering B Nuclear Generating Station Environmental Assessment* (Richmond Hill, Ontario: SENEC Consultants, December 2007).

(Stanley Foundation, 2006)

The Stanley Foundation, Nuclear Weapons, Energy, and Nonproliferation: Pressures on the Global Community, Proceedings of a conference sponsored by the Stanley Foundation, 16-21 June 2006, Sedona, Arizona (Muscatine, Iowa: The Stanley Foundation, 2006).

(Stellfox, 2008)

David Stellfox, "Romania to take bigger share, use state financing for Cernavoda-3, -4", Nucleonics Week, Volume 49, Number 33, 14 August 2008, pages 1 and 10.

(TAEK, 2008)

Turkish Atomic Energy Authority, "Criteria to be Met by Investors Who Will Construct and Operate Nuclear Power Plants", undated, presumed issued in 2008.

(Talisman, 2008)

Talisman International LLC, "Atomic Energy of Canada Limited, National Research Universal Reactor Safety System Upgrades and the Canadian Nuclear Safety Commission's Licensing and Oversight Process: A Lessons Learned Report", June 2008.

(Thompson, 2008a)

Gordon R. Thompson, Scope of the EIS for New Nuclear Power Plants at the Bruce Site in Ontario: Assessment of Accidents and Malfunctions (Cambridge, Massachusetts: Institute for Resource and Security Studies, June 2008).

(Thompson, 2008b)

Gordon R. Thompson, Cost Implications of the Residual Radiological Risk of Nuclear Generation of Electricity in Ontario (Cambridge, Massachusetts: Institute for Resource and Security Studies, 30 July 2008).

(Thompson, 2007)

Gordon R. Thompson, Risk-Related Impacts from Continued Operation of the Indian Point Nuclear Power Plants (Cambridge, Massachusetts: Institute for Resource and Security Studies, 28 November 2007).

(Thompson, 2000)

Gordon Thompson, A Review of the Accident Risk Posed by the Pickering 'A' Nuclear Generating Station (Cambridge, Massachusetts: Institute for Resource and Security Studies, August 2000).

(Thompson, 1964)

T. J. Thompson, "Accidents and Destructive Tests", Chapter 11 in: T. J. Thompson and J. G. Beckerley (editors), The Technology of Nuclear Reactor Safety, Volume 1 (Cambridge, Massachusetts: MIT Press, 1964).

(Toon et al, 2007)

Owen B. Toon and five other authors, "Consequences of Regional-Scale Nuclear Conflicts", Science, Volume 315, 2 March 2007, pp 1224-1225.

(Turkish Daily News, 2008)

Turkish Daily News, "Russians, Ciner offer fissile bid", 25 September 2008, accessed at <www.turkishdailynews.com>.

(Watson et al, 1972)

M. B. Watson and four other authors, Underground Nuclear Power Plant Siting (Pasadena, California: Environmental Quality Laboratory, California Institute of Technology, September 1972).

(WNA, 2008)

World Nuclear Association, "Canada's Uranium Production and Nuclear Power", August 2008, "Nuclear Power in India", September 2008, and "Nuclear Power in Pakistan", June 2008, accessed from the WNA website <<http://www.worldnuclear.org>> on 15 September 2008.

(WNN, 2008)

World Nuclear News, "Canadian technology agreement with Ukraine", 30 May 2008, accessed at <www.world-nuclearnews.org> on 7 September 2008.

Tabla 2-1

Datos seleccionados sobre el diseño de centrales nucleares CANDU 6 y ACR-1000

CARACTERÍSTICA DE DISEÑO	CANDU 6	ACR-1000
Salida térmica (MWt)	2.064	3.187
Salida eléctrica (Mwe)	728 (bruto), 666 (neto)	1.165 (bruto), 1.085 (neto)
Tipo de combustible	UO2 natural	UO2 ligeramente enriquecido
Quemado del combustible (MWt-día por kgU)	7,5	>20
Inventario de agua pesada, moderador (Mg D2O)	265	250
Inventario de agua pesada, refrigerante (Mg D2O)	192	0
Presión del refrigerante en la salida del reactor (Mpa)	9,9	11,1
Temperatura del refrigerante en la salida del reactor (°C)	310	319
Tipo de contención	Cilindro de concreto pretensado / cúpula, revestimiento epoxi	Cilindro de concreto pretensado / cúpula, revestimiento de acero
Grosor de la pared de contención (m)	1,07	1,8
Diámetro interno de la contención (m)	41,4	56,5
Altura de la contención, de la base de la losa a la cima de la cúpula	51,2	74,0

Fuente: Petrunik, 2007.

Tabla 2-2

Inventario estimado de isótopos radioactivos seleccionados en el núcleo del reactor Gentilly 2 o Indian Point 2, a toda potencia, estado estacionario

ISÓTOPO RADIOACTIVO	Inventario del núcleo (miles de TBq)		Inventario del núcleo normalizado (TBq por MWt)	
	Gentilly 2	Indian Point 2	Gentilly 2	Indian Point 2
Yodo-131 (Vida media=8 días)	2.400	3.200	1.163	995
Cesio-137 (Vida media=30 años)	51	420	24,8	129
Plutonio-239 (Vida media=24.000 años)	?	1,2	?	0,38

Notas:

(a) Los datos de Gentilly 2 son de: ISR, 2003, Anexo B, Tabla 35. Esa fuente no proporciona un inventario del núcleo de Plutonio-239.

(b) Los datos de Indian Point son de: Entergy, 2007, Apéndice E, Tabla E.1-13.

(c) Aquí se asume que el reactor de Gentilly 2 tiene una capacidad de potencia de 2.064MWt y que el reactor de Indian Point 2 tiene una capacidad de 3.216MWt.

(d) El inventario normalizado más alto de Yodo-131 para Gentilly 2, comparado con el de Indian Point 2, presumiblemente refleja una combinación de diferencias en el espectro de neutrones, la composición fisionable del núcleo y el modelo de estimación.

(e) Los datos proporcionados por Entergy sugieren que el combustible de Indian Point 2 es normalmente llevado hasta un quemado de aproximadamente 59MWt-día por kgU.

Tabla 2-3

Plantas nucleares CANDU 6 en funcionamiento en todo el mundo

NOMBRE DE LA UNIDAD	Ubicación	Fecha de puesta en servicio	Producción bruta (Mwe)
Point Lepreau	Canadá	Febrero de 1983	680
Wolsong 1	Corea	Abril de 1983	679
Gentilly 2	Canadá	Octubre de 1983	675
Embalse	Argentina	Enero de 1984	648
Cernavoda 1	Rumania	Diciembre de 1996	706
Wolsong 2	Corea	Julio de 1997	715
Wolsong 3	Corea	Julio de 1998	715
Wolsong 4	Corea	Octubre de 1999	715
Qinshan 1	China	Diciembre de 2002	728
Qinshan 2	China	Julio de 2003	728
Cernavoda 2	Rumania	Octubre de 2007	706

Fuente: Sitio web de AECL, <http://www.aecl.ca/Reactors/CANDU6/CANDU6-Units.htm>, visitado el 16 de julio de 2008.

Tabla 3-1

Algunos modos e instrumentos de ataque posibles contra una central nuclear

MODO DE ATAQUE / INSTRUMENTO	Características	Defensas Actuales en Plantas Estadounidenses
Ataque tipo comando	<ul style="list-style-type: none"> • Podría involucrar armas pesadas y técnicas sofisticadas • Un ataque exitoso requeriría Un planeamiento y recursos sustanciales 	Alarmas, cercos y guardias ligeramente armados, con refuerzos fuera del sitio
Vehículo-bomba terrestre	<ul style="list-style-type: none"> • Fácilmente obtenible • Altamente destructivo si detonado en el objetivo 	Barreras vehiculares en los puntos de entrada al Área Protegida
Pequeño misil guiado (anti-tanque, etc)	<ul style="list-style-type: none"> • Fácilmente obtenible • Altamente destructivo en el punto de impacto 	Ninguna si el misil es lanzado desde afuera del sitio
Avión comercial	<ul style="list-style-type: none"> • Más difícil de obtener que antes del 9/11 • Puede destruir objetivos más grandes y blandos 	Ninguna
Avión más pequeño cargado de explosivos	<ul style="list-style-type: none"> • Fácilmente obtenible • Puede destruir objetivos más pequeños y duros 	Ninguna
Arma nuclear de 10 kilotoneladas	<ul style="list-style-type: none"> • Difícil de obtener • Destrucción asegurada si se detona en el objetivo 	Ninguna

Notas:

(a) Esta tabla está adaptada de: Thompson, 2007, Tabla 7-4. En esa tabla se proporcionan citas adicionales y su narrativa de apoyo.

(b) Las defensas en las plantas canadienses no son más robustas que en las plantas estadounidenses. Véase: Frappler, 2007.

Tabla 3-2

La carga hueca como potencial instrumento de ataque

CATEGORÍA DE INFORMACIÓN	Información Seleccionada en la Categoría
Información General	<ul style="list-style-type: none"> • Las cargas huecas tienen muchas aplicaciones civiles y militares, y han sido utilizadas por décadas • Las aplicaciones incluyen cargas de demolición realizadas por humanos u ojivas para misiles antitanque • Su construcción y utilización no requiere asistencia gubernamental ni acceso a información clasificada
Utilizado en la II Guerra Mundial	<ul style="list-style-type: none"> • El MISTEL alemán, diseñado para ser transportado en la nariz de un avión bombardero no tripulado, es la mayor carga hueca conocida • Japón utilizó una versión reducida de este dispositivo, la bomba SAKURA, para ataques kamikaze contra buques de guerra estadounidenses
Un gran dispositivo contemporáneo	<ul style="list-style-type: none"> • Desarrollado por un laboratorio gubernamental estadounidense para ser montado en la nariz de un misil de crucero • Descrito en detalle en un informe publicado no clasificado (su citación aquí es voluntariamente retenida) • Su propósito es penetrar en grandes espesores de roca u hormigón como la primera etapa de una ojiva "tándem" • Su configuración es un cilindro de 71 cm de diámetro y 72 cm de largo • Cuando fue testeado en noviembre de 2002, creó un agujero de 25 cm de diámetro en toba volcánica hasta una profundidad de 5,9 m • El dispositivo tiene una masa de 410 kg, lo que estaría dentro de la capacidad de carga de muchas aeronaves de aviación general
Un potencial vehículo de entrega	<ul style="list-style-type: none"> • Un avión Beechcraft King Air 90 de aviación general llevará una carga de hasta 990 kg a una velocidad de hasta 460 m/h • Un King Air 90 usado puede comprarse en los Estados Unidos por \$0,4-1,0 millones

Fuente: Thompson, 2007, Tabla 7-6. En esa tabla se proporcionan citas adicionales y su narrativa de apoyo.

Tabla 3-3

Descarga estimada de plutonio de reactores nucleares, 1961-2010: Países seleccionados y total mundial

PAÍS	Descarga Acumulativa de Plutonio (kg)		
	1961-1993	1994-2010	1961-2010
ARGENTINA	5.970	12.200	18.170
BRASIL	520	4.400	4.920
CANADÁ	67.230	99.270	166.500
INDIA	4.500	21.120	25.620
COREA (SUR)	14.670	49.870	64.540
PAKISTÁN	410	780	1.190
SUDÁFRICA	2.340	5.600	7.940
TOTAL MUNDIAL	846.200	1.278.760	2.124.960

Fuente: Albright et al, 1997, Tablas 5.3 y 5.4

Tabla 4-1

Estimación del riesgo de impactos económicos in situ de eventos de daño del combustible en las centrales nucleares de Darlington (reactores CANDU existentes) según Ontario Hydro

CATEGORÍA DE DAÑO DE COMBUSTIBLE	Probabilidad Media Estimada (Factor de Incertidumbre, UF)	Impactos económicos in-situ estimados (millones de \$Can de 2008)	Riesgo de impactos económicos in-situ (millones de \$Can de 2008)	
			Utilizando estimación media de la probabilidad de FDC	Utilizando 95° valor percentil de la probabilidad de FDC
FDC0	3,8E-06 por cada RY (UF = 6)	?	?	?
FDC1	2,0E-06 por cada RY (UF = 6)	6.400 a 11.500	0,013 a 0,023	0,077 a 0,14
FDC2	8,0E-05 por cada RY (UF = 6)	5.800 a 10.200	0,46 a 0,82	2,80 a 4,90
FDC3	4,7E-04 por cada RY (UF = 4)	3.400 a 5.900	1,60 a 2,80	6,40 a 11,10
FDC4	3,0E-05 por cada RY (UF = 10)	3.400 a 6.200	0,10 a 0,19	1,02 a 1,90
FDC5	1,0E-04 por cada RY (UF = 10)	2.700 a 5.200	0,27 a 0,52	2,70 a 5,20
FDC6	2,0E-03 por cada RY (UF = 10)	1.900 a 3.700	3,80 a 7,40	38,0 a 74,0
FDC7	3,0E-03 por cada RY (UF = 5)	790 a 2.500	2,40 a 7,50	11,90 a 37,5
FDC8	2,0E-03 por cada RY (UF = 10)	120 a 600	0,24 a 1,20	2,40 a 12,0
FDC9	2,3E-02 por cada RY (UF = 3)	390 a 700	8,97 a 16,10	26,9 a 48,3
RIESGO TOTAL			17,9 a 36,6	92,2 a 195,0

Notas:

(a) Las estimaciones son de la Evaluación Probabilística de Seguridad de Darlington (DPSE). Véase: Ontario Hydro, 1987, Tablas 5-2, 5-8 y 5-9. Para datos adicionales del informe completo de la DPSE, véase: IRSS, 1992, Volumen 2, Anexo IV.

(b) La DPSE proporcionó costos estimados en \$Can de 1985. Estos se ajustan aquí a \$Can de 1991 mediante su multiplicación por 1,25 (véase: IRSS, 1992, Volumen 2, Anexo IV), y de \$Can de 1991 a \$Can de 1998 por un multiplicador de 1,36 (Inflación del IPC del Banco de Canadá). El multiplicador combinado es de 1,70.

(c) La DPSE no estimó el riesgo de impactos económicos in-situ para FDC0.

(d) Estas estimaciones están limitadas al daño del combustible en el núcleo del reactor o en la máquina de abastecimiento de combustible, causado por accidentes iniciados por eventos internos.

(e) La energía de reemplazo es el principal componente de los impactos económicos in-situ estimados. El otro componente considerado por la DPSE es el costo de la descontaminación y reparación.

(f) El rango de impactos económicos in-situ estimados es de una "mejor estimación" (límite inferior) a un "máximo probable" (límite superior).

(g) La estación de Darlington tiene cuatro unidades CANDU (plantas) que comparten muchos sistemas de seguridad y apoyo (por ejemplo, el conducto de alimentación y el edificio de vacío), lo que significa que un evento de daño del combustible en una unidad podría conducir a efectos adversos sobre las otras unidades. La DPSE determinó que los accidentes en las categorías de FDC1 a FDC9 darían lugar a la interrupción forzada de las cuatro unidades. Por ejemplo, dada la ocurrencia de un accidente FDC1, la duración prevista de la interrupción forzada sería 45-72 meses para las cuatro unidades, y un adicional de 65 a 126 meses para la unidad que sufrió el daño en el combustible.

(h) El factor de incertidumbre (UF) en la segunda columna es la estimación de la DPSE de la relación entre el valor del percentil 95 y el valor medio.

Tabla 4-2

Costos de riesgo de impactos in situ de eventos de daño del combustible en plantas CANDU existentes en Ontario, utilizando una estimación de Ontario Hydro del riesgo de impactos económicos en las centrales de Darlington.

INDICADOR	Valor del indicador	
	Utilizando estimación media de las probabilidades de categorías de daño de combustible	Utilizando 95° valor percentil de las probabilidades de categorías de daño de combustible
Riesgo de impactos económicos in-situ	17,9 a 36,6 (millones de \$Can de 2008 por RY)	92,2 a 195,0 (millones de \$Can de 2008 por RY)
Costos de riesgo de impactos económicos in-situ (estimativo de OH únicamente para eventos iniciadores internos)	0,26 a 0,53 (centavos Can de 2008 por kWh)	1,33 a 2,81 (centavos Can de 2008 por kWh)
Costos de riesgo de impactos económicos in-situ (eventos iniciadores internos+eventos externos+actos maliciosos)	0,5 a 1,1 (centavos Can de 2008 por kWh)	2,7 a 5,6 (centavos Can de 2008 por kWh)

Notas:

(a) Ontario Hydro consideró la ocurrencia de accidentes involucrando las Categorías de Daño de Combustible de FDC1 a FDC9, pero no la categoría más severa (FDC0).

(b) Ontario Hydro consideró el daño del combustible en el núcleo del reactor o en la máquina de abastecimiento de combustible, causado por accidentes iniciados por eventos internos.

(c) Los valores en la primera fila son de la Tabla 4-1. Los valores en la segunda fila son calculados a partir de la primera.

(d) Los valores en la tercera fila se ajustan al alza a partir de los valores de la segunda fila por un factor de 2, para dar cuenta de los accidentes iniciados por eventos externos, y por actos maliciosos.

(e) Cada planta de Darlington tiene una capacidad de 0,88MWe. Aquí se asume un factor de capacidad de 0,9.

(f) Esta tabla también aparece en: Thompson, 2008b.

Tabla 5-1

Objetivos de seguridad para nuevas centrales nucleares, según lo especificado en la serie de documentos de Normas de Seguridad de la IAEA NS-R-1

OBJETIVO	Características del objetivo
Objetivo general de seguridad nuclear	<ul style="list-style-type: none"> • Proteger a los individuos, la sociedad y el medio ambiente de cualquier daño mediante el establecimiento y mantenimiento de defensas eficaces contra los peligros radiológicos
Objetivo de protección radiológica	<ul style="list-style-type: none"> • Asegurar que en todos los estados operacionales, la exposición a la radiación dentro de la planta, o debido a cualquier liberación planificada de materiales radiactivos de la planta, se mantenga por debajo de los límites prescritos y tan baja como sea razonablemente alcanzable • Garantizar la mitigación de las consecuencias radiológicas de cualquier accidente
Objetivo de seguridad técnica	<ul style="list-style-type: none"> • Tomar todas las medidas razonables para prevenir accidentes y mitigar sus consecuencias en caso de que ocurran • Garantizar, con un alto nivel de confianza, que las consecuencias radiológicas de cualquier accidente tenido en cuenta en el diseño de la planta serían menores y estarían por debajo de los límites prescritos • Asegurar que la probabilidad de accidentes con consecuencias radiológicas graves es extremadamente baja

Fuente: Agencia Internacional de Energía Atómica, Seguridad de las Centrales Nucleares: Diseño, Estándares de Seguridad de la IAEA Serie No. NS-R-1. Véase: IAEA, 2000, páginas 3 y 4.

Tabla 5-2

Jerarquía de las características de diseño de las centrales nucleares relevantes para la seguridad, según lo especificado en la serie de documentos de Normas de Seguridad de la IAEA NS-R-1

PREFERENCIA EN LA SELECCIÓN DE UNA CARACTERÍSTICA DE DISEÑO DE PLANTA	Características de diseño relevantes para la seguridad
	La respuesta de la planta esperada ante cualquier evento iniciador postulado será aquella de las siguientes que pueda alcanzarse razonablemente...
Primera Preferencia	Ningún efecto significativo vinculado a la seguridad, o un cambio hacia una condición segura por virtud de características inherentes de la planta
Segunda Preferencia	La planta se vuelve segura mediante características de seguridad pasiva, o por la acción de sistemas de seguridad de funcionamiento continuo
Tercera Preferencia	La planta se vuelve segura mediante la acción de sistemas de seguridad que son puestos en funcionamiento en respuesta a un evento iniciador
Cuarta Preferencia	La planta se vuelve segura mediante acciones de procedimiento especificadas

Fuente: Agencia Internacional de Energía Atómica, Seguridad de las Centrales Nucleares: Diseño, Estándares de Seguridad de la IAEA Serie No. NS-R-1. Véase: IAEA, 2000, página 11.

Tabla 5-3

Objetivos de seguridad para una central nuclear, según el documento regulatorio preliminar de la CNSC RD-337

TIPO DE DESENLACE	Objetivos de seguridad	
	Suma de frecuencias de todas las secuencias de evento que pueden llevar a este desenlace...	
	Debería ser menos de	No debería exceder
Pequeña descarga al medio ambiente (más de 1.000 TBq de Yodo-131)	1 por cada 1 millón de años-planta	1 por cada 100.000 años-planta
Gran descarga al medio ambiente (más de 100 TBq de Cesio-137)	1 por cada 10 millones de años-planta	1 por cada 1 millón de años-planta
Daño al núcleo (degradación significativa del núcleo)	1 por cada 1 millón de años-planta	1 por cada 100.000 años-planta

Notas:

(a) La tabla como se muestra describe los objetivos de seguridad establecidos por la CNSC en octubre de 2007 en el documento: Diseño de Nuevas Centrales Nucleares, RD-337, Versión Preliminar. Véase: CNSC, 2007a, página 5.

(b) El 27 de mayo de 2008, el personal de la CNSC publicó un documento (Dallaire et al, 2008) que contenía una versión revisada del RD-337, que los empleados habían presentado a los comisionados de la CNSC para su aprobación en la reunión de Comisión del 10 de junio de 2008. En la página 5 del RD-337 revisado, los objetivos de seguridad son establecidos exhibiendo los siguientes cambios de la tabla anterior. En primer lugar, los objetivos cuantitativos en la categoría de “debe ser inferior a” fueron abandonados. En segundo lugar, los objetivos cuantitativos en la categoría “no debe exceder” se mantuvieron, pero con un lenguaje diferente. La versión final del RD-337 establece que la sumatoria de frecuencias de todas las secuencias de eventos que puedan conducir a un resultado específico “es menor que” un valor numérico. Cada uno de estos cambios representa un debilitamiento significativo de los objetivos de seguridad.

Tabla 5-4

Criterios de seguridad propuestos para el diseño y emplazamiento de una nueva central nuclear

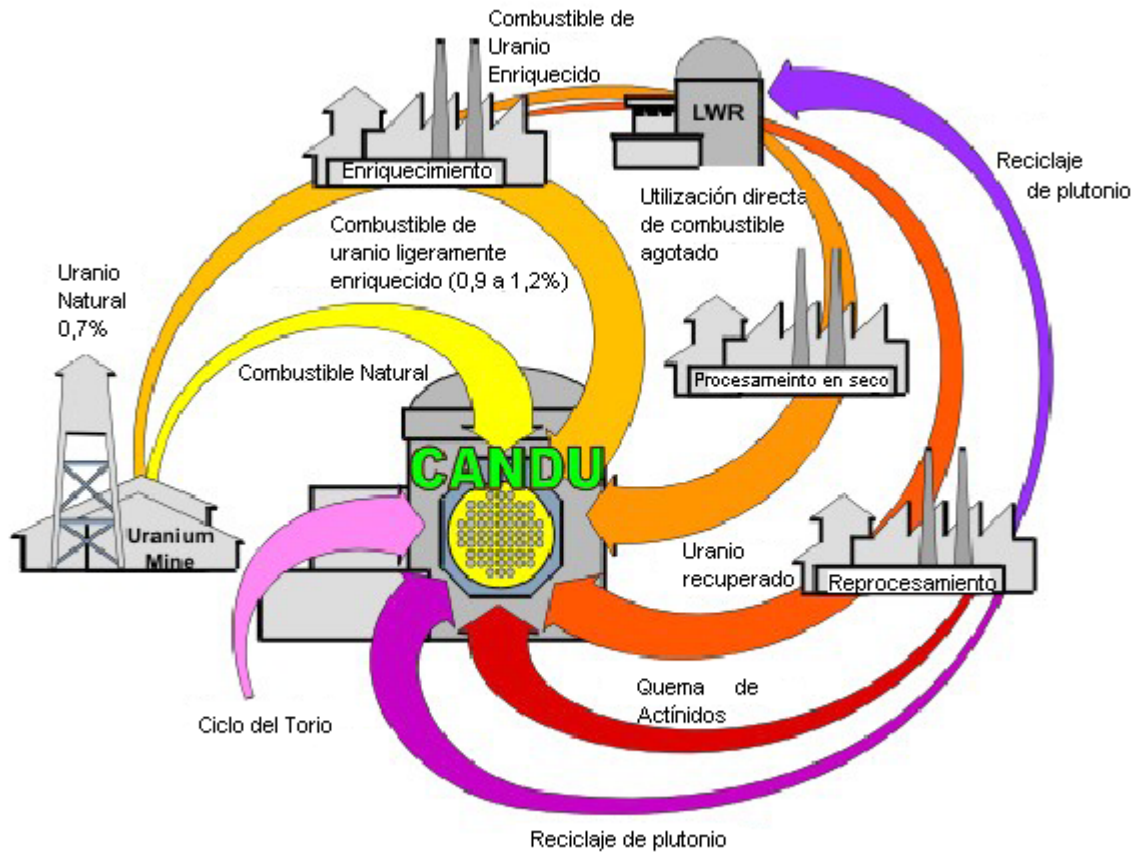
APLICACIÓN DE CRITERIOS	Criterios
<p>Desempeño de seguridad de la planta durante la operación del reactor (criterios de base de diseño)</p>	<p><u>Sin daño significativo del núcleo del reactor o del combustible agotado almacenado adyacente en el caso de:</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • La pérdida de toda la alimentación eléctrica (AC & DC), aire comprimido, otras fuentes de energía, y los sumideros de calor normales durante un período prolongado (por ejemplo, 1 semana); • El abandono de la planta por parte del personal operativo durante un período prolongado (por ejemplo, 1 semana); • La toma de la planta por personas hostiles, con conocimientos, equipadas con determinados dispositivos explosivos durante un período determinado (por ejemplo, 8 horas); • Ataque militar por medios determinados (por ejemplo, bombas de 1.000 libras lanzadas desde el aire); • Un terremoto extremo especificado; • Acciones erróneas concebibles por parte del operador que podrían lograrse en un plazo especificado (por ejemplo, 8 horas); o • Cualquier combinación de las anteriores.
<p>Desempeño de seguridad de la planta durante el reabastecimiento de combustible del reactor (criterios de base de diseño)</p>	<p><u>Una liberación máxima especificada de material radiactivo al medio ambiente accesible en caso de:</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • La pérdida de refrigerante del reactor en un momento determinado después de parada del reactor, con la sustitución del refrigerante por fluido (por ejemplo, aire, vapor, agua o no-borada) creando la reactividad química y nuclear que maximizaría la liberación de materiales radiactivos, en un momento en que la contención de la planta está más comprometida, y • Cualquier combinación de los eventos especificados anteriormente, en el contexto de la operación del reactor.
<p>Especificación del sitio (criterios de impacto radiológico)</p>	<p><u>En el caso de la liberación máxima de material radioactivo especificada anteriormente, en el contexto del reabastecimiento de combustible del reactor, los impactos radiológicos no excederían los valores especificados en cuanto a:</u></p> <ul style="list-style-type: none"> • Dosis individual; • Dosis poblacional; y • Áreas de tierra en varias categorías de uso que resultarían contaminadas por encima de los niveles especificados.

Notas:

Los criterios en las primeras dos filas de esta tabla se aplicarían al combustible agotado adyacente al núcleo del reactor. Se aplicarían criterios diferentes a una instalación independiente para el almacenamiento de combustible agotado, ya sea dentro o fuera del sitio.

Figura 2-1

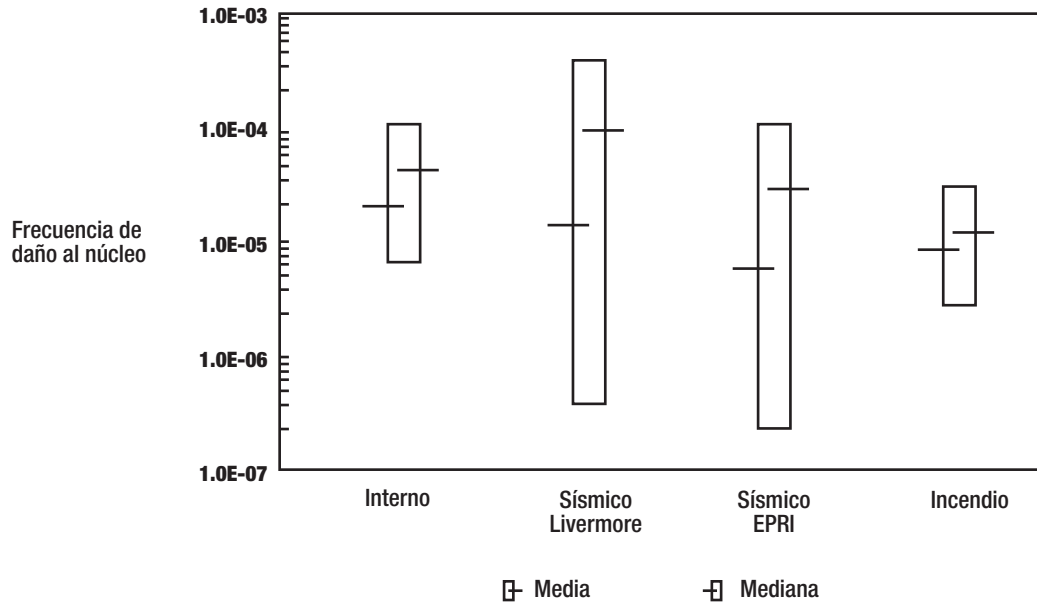
Aplicación del reactor CANDU a varios ciclos de combustible, según lo previsto por AECL



Fuente: AECL

Tabla 3-1

Frecuencia de daño al núcleo por accidentes en la planta nuclear PWR de Surry, estimada en el estudio de NCR NUREG-1150

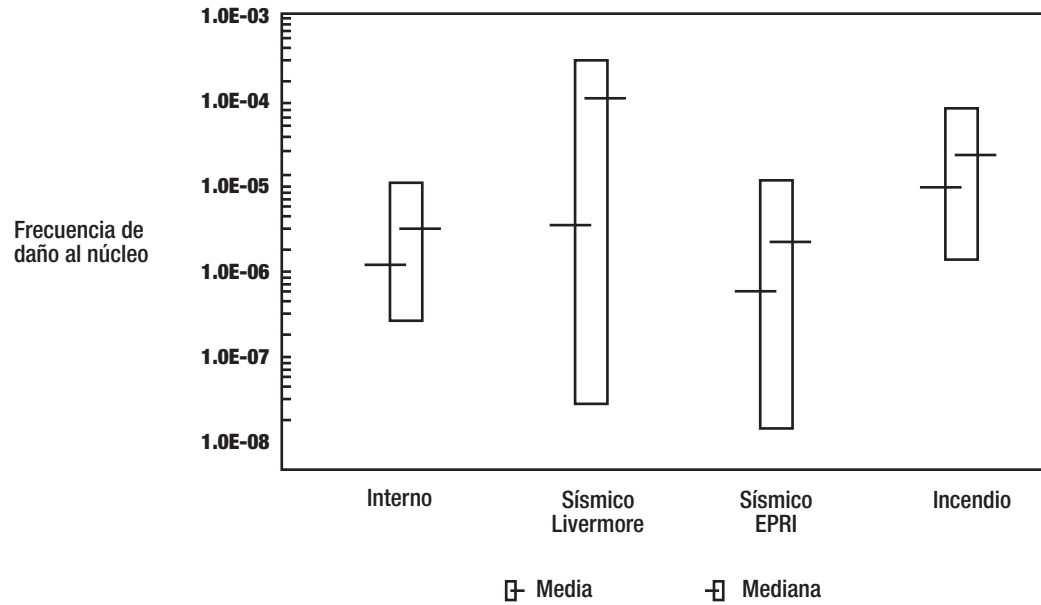


Notas:

- (a) Esta figura está adaptada de la Figura 8.7 de: NRC, 1990.
- (b) Las barras van desde el percentil 5 (límite inferior) al percentil 95 (límite superior) de la frecuencia de daño al núcleo estimada (CDF). Los valores de CDF mostrados son por cada reactor-año (RY).
- (c) Dos estimaciones se muestran para el CDF de los terremotos (efectos sísmicos). Uno es del Laboratorio Nacional Lawrence Livermore (Livermore) y la otra es la del Instituto de Investigación de Energía Eléctrica (EPRI).
- (d) Los CDF no se estiman para eventos iniciadores externos que no sean terremotos e incendios.
- (e) Los actos maliciosos no son considerados.

Figura 3-2

Frecuencia de daño al núcleo por accidentes en la planta nuclear BWR de Peach Bottom, estimada en el estudio de NCR NUREG-1150

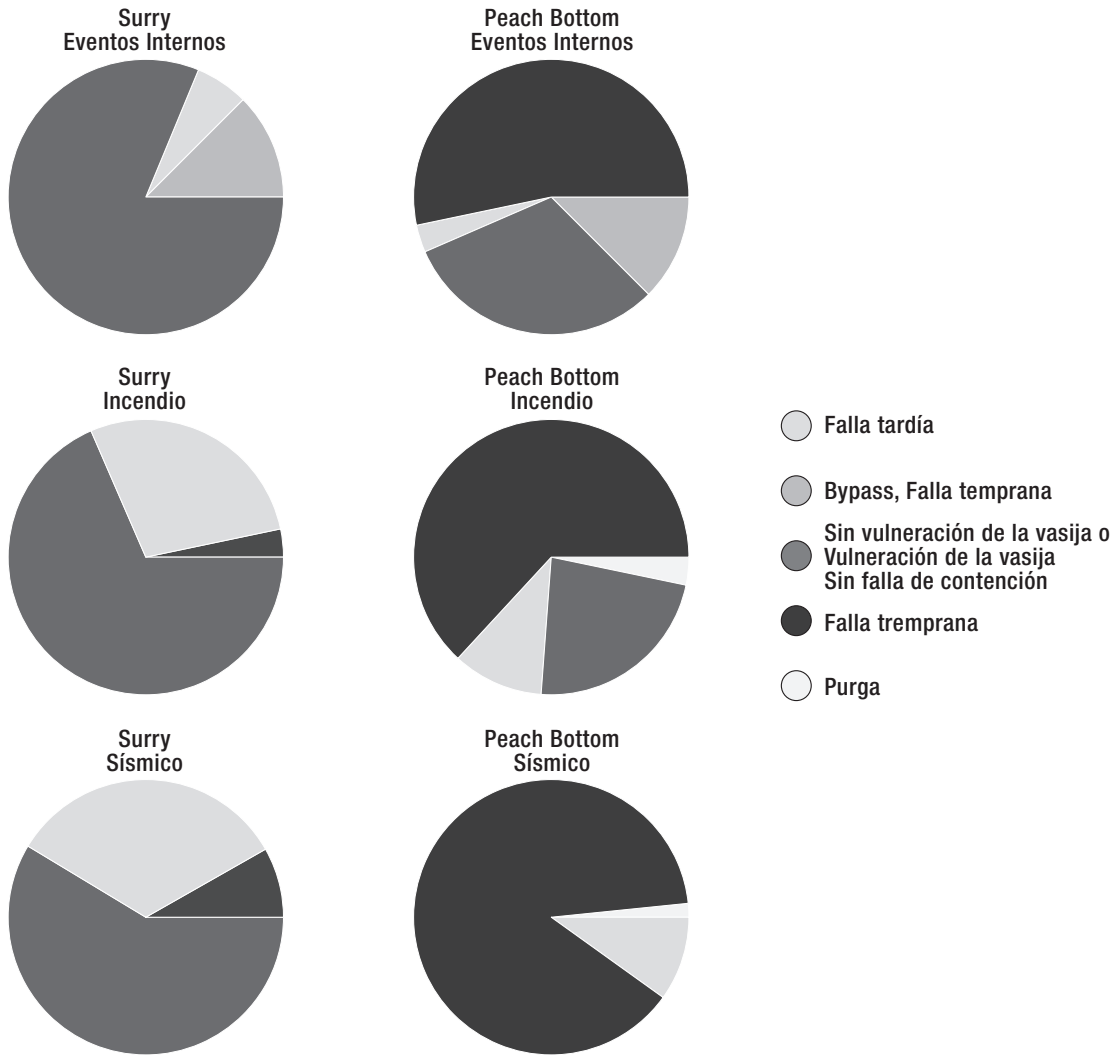


Notas:

- (a) Esta figura está adaptada de la Figura 8.8 de: NRC, 1990.
- (b) Las barras van desde el percentil 5 (límite inferior) al percentil 95 (límite superior) de la frecuencia de daño al núcleo estimada (CDF). Los valores de CDF mostrados son por cada reactor-año (RY).
- (c) Dos estimaciones se muestran para el CDF de los terremotos (efectos sísmicos). Uno es del Laboratorio Nacional Lawrence Livermore (Livermore) y la otra es la del Instituto de Investigación de Energía Eléctrica (EPRI).
- (d) Los CDF no se estiman para eventos iniciadores externos que no sean terremotos e incendios.
- (e) Los actos maliciosos no son considerados.

Tabla 3-3

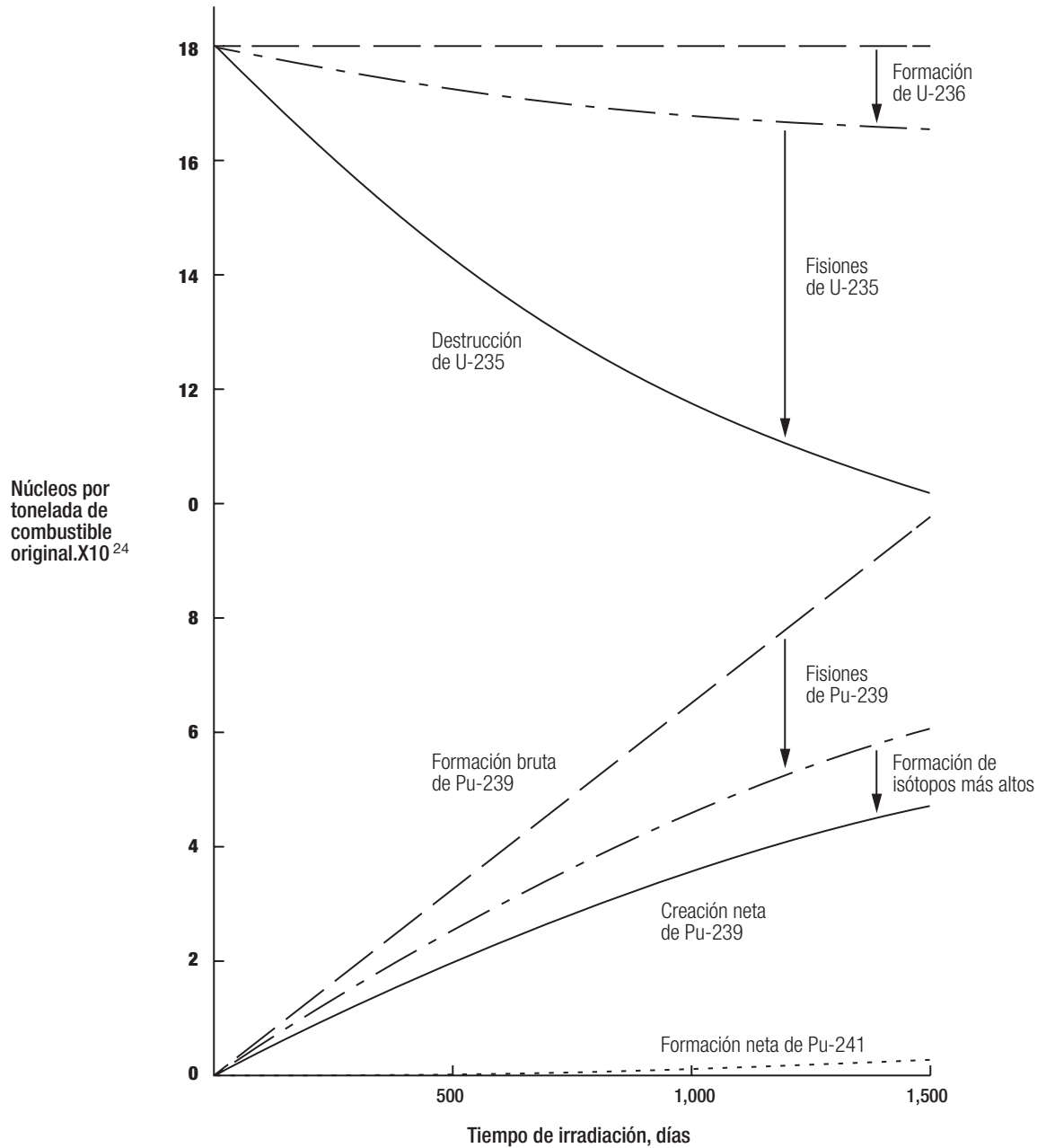
Probabilidad condicional de fallo de la contención tras un accidente de daño al núcleo en las centrales PWR de Surry o BWR de Peach Bottom, según las estimaciones del estudio NUREG-1150 de la NRC



Notas: Esta figura está adaptada de la Figura 9.5 de: NRC, 1990.

Figura 3-4

Evolución del número de núcleos fisionables durante la irradiación de combustible Magnox



Los cambios en la cantidad de núcleos fisionables en combustible Magnox durante la irradiación, mostrando la contribución del plutonio-239

Fuente: Flowers et al, 1976, Figura 5.

11. Referencias

1. A lo largo de este informe, el término "planta de energía nuclear" se refiere a un reactor de fisión nuclear y su equipamiento asociado, incluyendo el equipamiento para producir electricidad.
2. El término "riesgo" se utiliza a veces para referirse al producto aritmético de: (i) un indicador cuantitativo de impacto adverso, y (ii) la probabilidad cuantitativa de que ese impacto ocurra. En este informe, el término es utilizado en un sentido más general, para abarcar un rango de información cualitativa y cuantitativa sobre el potencial de un resultado adverso.
3. Hydro-Quebec, 2008.
4. Pageau, 2004, páginas 4 y 5 del documento adjunto.
5. WNA, 2008, Canada data.
6. Dos de los veinte CANDUs comerciales construidos en Ontario han sido cerrados, y dos se encuentran ahora en fase de remodelación.
7. Véase la Tabla 2-3.
8. CEEA, 2008, Sección 2.4.
9. El término "sistema de ingeniería" es utilizado aquí para describir un sistema creado o ensamblado deliberadamente por seres humanos para servir a funciones especificadas.
10. Thompson, 2008a, Sección 2.
11. IAEA, 2006a.
12. NERAC/GIF, 2002.
13. Ansolabehere et al, 2003.
14. Romm, 2008.
15. Makhijani, 2007; Greenpeace International, 2007.
16. Schneider and Froggatt, 2007.
17. CNSC, 2008e, página 22.
18. Este párrafo y los siguientes párrafos en la Sección 2.2 fueron extraídos de: Brooks, 2001; y AECL, 2007.
19. AECL, 2005.
20. CNSC, 2008c, página 53.
21. NRC, 1987.
22. Véase la Sección 4.3.
23. Véase la Sección 4.3.
24. CNSC, 2008e, página 22.
25. AECL, 2007.
26. MacKenzie, 2008.
27. WNA, 2008, India data.
28. WNA, 2008, Pakistán data.
29. AECL, 2005.
30. Estaciones con hasta cuatro reactores CANDU 6 han sido construidas fuera de Canadá. Estas estaciones pueden emplear algunos sistemas de seguridad compartidos, como generadores diesel de emergencia. Ese nivel de detalle del diseño no fue examinado durante la preparación de este informe.
31. Thompson, 2007, Sección 7.5.
32. El Cesio-137 representa la mayor parte de la exposición humana a la radiación fuera del sitio, que es atribuible al accidente del reactor de Chernobyl en 1986. Véase: DOE, 1987.
33. Stellfox, 2008.
34. AECL, 2008a.
35. Purchase, 2008.
36. TAEK, 2008.
37. AECL, 2008b.
38. Hamilton, 2008.
39. Turkish Daily News, 2008; Nuclear News Flashes, 2008.
40. AECL, 2008c.
41. Hamilton, 2007.
42. Infrastructure Ontario, 2008.
43. Véase también: AECL, 2005, pp 54-57.
44. WNN, 2008.
45. El término PRA implica que el riesgo será demostrado, mientras que el término PSA puede implicar que la seguridad será demostrada. Esa diferencia en propósito puede llevar a diferencias significativas en la estructura, espectro y resultados de estudios de PRA y PSA.
46. A menudo se encuentra el término "frecuencia de daño al núcleo" (en inglés: Core Damage Frequency, CDF). Este término se refiere a la probabilidad anual de un daño severo al combustible nuclear en el núcleo del reactor.
47. Hirsch et al, 1989.
48. Extrapolado de la Tabla 1 de: IAEA, 2006a. Un reactor-año (RY) es equivalente a una planta-año, utilizando la definición de este informe de planta de energía nuclear. Ambos términos suponen la operación de rutina de un reactor (planta) a lo largo de un año calendario.
49. $2/12.900 = 1,6$ por cada 10.000; $1/12.900 = 0,8$ por cada 10.000.
50. NRC, 1990.
51. En Canadá, las PRA ya no están disponibles para su revisión independiente. Para ejemplificar, Greenpeace Canadá solicitó una copia de la PRA de las unidades de Pickering B. El CNSC se ha negado a ordenar a Ontario Power Generation (OPG) que proveyera esta PRA. Al hacerlo, el CNSC ha aceptado el argumento de OPG de que la PRA debería estar disponible únicamente para el personal de OPG bajo necesidades concretas de información. Véase: CNSC, 2008a. Este enfoque, aunque puede ser bien intencionado, inevitablemente creará una arraigada cultura de secretismo que suprimirá el entendimiento lúcido de los riesgos. Un enfoque más sofisticado podría permitir la revisión independiente de las PRA sin revelar información que podría ayudar a los agentes maliciosos.
52. Los criterios de diseño se establecen en el Documento Regulatorio de la CNSC RD-337. Una versión preliminar del RD-337 (CNSC, 2007a) fue publicado en octubre de 2007. El personal de la CNSC posteriormente propuso una versión final del RD-337 (Véase: Dallaire et al, 2008) que aparentemente fue aprobado por los Comisionados de la CNSC en junio de 2008 pero no se ha publicado.
53. CEEA, 2008, Sección 12.
54. Asmis and Khosla, 2007.
55. NRC, 1994.
56. Alvarez et al, 2003; National Research Council, 2006; Thompson, 2007.
57. Barnaby, 1992.
58. Albright et al, 1997, página 34.
59. Albright et al, 1997, Tabla 14.2.
60. Albright et al, 1997, página 21.
61. Cochran et al, 1987, página 136.
62. Barnaby, 1992.
63. Fischer and Szasz, 1985.
64. Stanley Foundation, 2006.
65. En una región del mundo donde los países temen a sus vecinos, los efectos de retroalimentación positiva podrían conducir a una carrera armamentista regional.
66. Toon et al, 2007, página 1225.
67. Watson et al, 1972.
68. Watson et al, 1972, Anexo I.
69. Overbye et al, 2002.
70. Hannerz, 1983, pp 1-2.
71. Hannerz, 1983, página 3.
72. Hannerz, 1983, pp 73-76.
73. Potter, 1982, página 197.
74. Thompson, 2000; IRSS, 1992.
75. SENES, 2007, Tabla B.5.3-1.
76. Ontario Hydro, 1987.
77. IRSS, 1992.
78. La DPSE (Ontario Hydro, 1987) declara en su Tabla 5-6 que la probabilidad de una EPRCO es de 4,4 por/cada 1 millón de RY. Aplicando un factor de incertidumbre de 14 (véase la Tabla 5-5 de la DPSE), y un multiplicador de 2 para dar cuenta de eventos iniciadores externos, uno encuentra un 95avo valor percentil para una EPRCO de 1,2 por/cada 10.000RY.
79. SENES, 2007, Tablas 5.3-1 y 5.3-3.
80. NEA, 2007, página 324.
81. Hirsch et al, 1989.
82. Beare, 2005, párrafo 140.
83. Beare, 2005, párrafo 192.
84. AECL, 2002.

- 85.Saint-Denis et al, 2005.
- 86.Thompson, 1964, pp 619-622.
- 87.Brooks, 2001, página 7.
- 88.Thompson, 1964, página 622.
- 89.Beare, 2005, párrafo 44.
- 90.CNSC, 2008c, página 53.
- 91.CNSC, 2008c, página 53.
- 92.Beare, 2005, párrafo 68.
- 93.Beare, 2005, párrafo 66.
- 94.Beare, 2005, párrafo 68.
- 95.NRC, 1987.
- 96.Beare, 2005, párrafo 71.
- 97.CNSC, 2008c, página 54.
- 98.Un documento preparado por miembros del personal de la CNSC afirma (Akhtar et al, 2007, página 11): "La efectividad del sistema de parada en los reactores CANDU es demostrada únicamente a través de análisis; además, los parámetros más críticos utilizados en estos análisis no pueden medirse/confirmarse bajo condiciones realistas del reactor."
- 99.Las cargas mecánicas relevantes incluirían: (i) pulsos de presión del vapor generado en el núcleo y de la explosión del hidrógeno generado por reacciones metal-agua; y (ii) cargas de impacto derivadas del movimiento de objetos desprendidos. También habrían cargas térmicas, radioactivas y de escombros en los sistemas de contención.
- 100.Akhtar et al, 2007, página 5.
- 101.Akhtar et al, 2007, página 5.
- 102.AECL, 2002, Sección 4.1. Esa fuente estimó una frecuencia de 6.4E-10 por año para "secuencias que involucrasen una rápida pérdida de la integridad estructural del núcleo debido a la falla de la parada del reactor cuando necesaria."
- 103.Miller, 2005, página 11.
- 104.Schaubel, 2008, página 16.
- 105.CNSC, 2008d, páginas 10 y 11.
- 106.CNSC, 2008d, página 26.
- 107.Albright et al, 1997, pp266-267.
- 108.WNA, 2008, India data.
- 109.Albright et al, 1997, pp 266-267.
- 110.WNA, 2008, Pakistan data.
- 111.O'Brien, 1982, página 206.
- 112.Fischer and Szasz, 1985, página 49.
- 113.Para una revisión más detallada por este autor, véase: Thompson, 2008a.
- 114.IAEA, 2000.
- 115.IAEA, 2003.
- 116.IAEA, 2000, pp 1-2.
- 117.Okrent, 1981.
- 118.NRC, 1975.
- 119.IAEA, 2000, página 24.
- 120.IAEA, 2000, página 30.
- 121.IAEA, 2006b.
- 122.ElBaradei, 2008.
- 123.CNSC, 2007a.
- 124.CNSC, 2007b.
- 125.Dallaire et al, 2008.
- 126.CNSC, 2006, página 3.
- 127.Harvie, 2004, página 3.
- 128.CNSC, 2007a, página 36.
- 129.Asmis and Khosla, 2007.
- 130.Asmis and Khosla, 2007, pp 66-67.
- 131.CNSC, 2007a, página 13.
- 132.Jarman, 2007, página 8.
- 133.Jarman, 2007, página 8.
- 134.CNSC, 2008b.
- 135.CNSC, 2008b, Sección 6.2.
- 136.AECL, 2004, Sección 2.2.2.
- 137.Pageau, 2004, páginas 10 y 11 del documento adjunto.
- 138.WNA, 2008, Canada data.
- 139.NB Power, 2006, página 8.
- 140.Pageau, 2004, páginas 4 y 5 del documento adjunto.
- 141.Harvie, 2000.
- 142.Pageau, 2004, páginas 4 y 5 del documento adjunto.
- 143.Pageau, 2004.
- 144.Las modificaciones de planta relevantes pueden incluir la utilización de combustible de uranio ligeramente enriquecido (LVRF).
- 145.Schaubel, 2008.
- 146.Schaubel, 2008, página 14 y Apéndice1, página 1.
- 147.Schaubel, 2008, Secciones 5.2.9 y 5.2.10.
- 148.Schaubel, 2008, Apéndice 1, página 1.
- 149.La información disponible sugiere que este resultado ocurriría de todos modos si se utilizase combustible LVRF.
- 150.SENES, 2007.
- 151.NEA, 2007, página 324.
- 152.Keen, 2006.
- 153.Schaubel, 2008.
- 154.CBC News, 2008.
- 155.Talisman, 2008, página i.



www.greenpeace.org.ar

GREENPEACE EN ARGENTINA

Zabala 3873
Ciudad de Buenos Aires, Argentina
CP 1427 DYG
www.greenpeace.org.ar
+54 11 4551 8811

GREENPEACE