

Principales características técnicas y económicas de la central nucleoelectrica de Kozloduy, Unidades 1 a 4

	1980	1981	1982	1983	1984
Capacidad instalada*	880	1320	1760/ 1540	1760	1760
Producción de energía eléctrica					
Unidad 1	3080	3066	2902	3069	2979
Unidad 2	3072	2912	3018	3177	2868
Unidad 3	13	3141	2875	2969	3383
Unidad 4	—	—	1951	3102	3505
Total	6165	9119	10 746	12 317	12 735
Factor de carga**					
Unidad 1	83,80	83,42	79,17	83,50	80,74
Unidad 2	83,58	79,25	82,36	86,52	76,87
Unidad 3	—	85,46	78,44	80,63	90,16
Unidad 4	—	—	79,11	84,39	94,03
Total general	82,13	82,71	79,83	83,76	85,47
Tiempo de funcionamiento (porcentaje)					
Unidad 1	85,94	85,71	89,72	90,73	91,47
Unidad 2	82,71	81,68	88,40	91,62	84,98
Unidad 3	—	89,58	92,12	83,60	93,42
Unidad 4	—	—	—	92,64	93,79
Factor de carga interno de la central energética (porcentaje)***					
Unidad 1	7,37	7,47	7,45	—	7,61
Unidad 2	7,13	7,31	7,60	—	7,50
Unidad 3	—	7,76	7,74	—	7,33
Unidad 4	—	—	7,58	—	7,21
Total general	7,28	7,52	7,59	7,44	7,40

* Capacidad promedio durante el año, en megavatios eléctricos.
 ** Porcentaje de la capacidad instalada promedio durante un año para la unidad de 420 MW(e).
 *** Incluidos los períodos de arranque y el tiempo fuera de servicio de las operaciones de potencia.

valores máximos permisibles estipulados en las normas sanitarias y de seguridad. Las liberaciones anuales de gas y de aerosoles por la chimenea no exceden de los valores previstos para 7 a 10 días. Es interesante señalar que durante el período posterior al terremoto de Rumania en marzo de 1977, la intensidad de las radiaciones en los edificios de la central energética y en el medio ambiente se mantuvo inalterable, en tanto que las unidades de la primera fase continuaron funcionando con una potencia del 100%.

Se ha diseñado y puesto en práctica un sistema automático especial de protección contra los terremotos basado en la parada de emergencia del reactor a un nivel específico de actividad sísmica.

Se prevé una mayor producción de energía nuclear

El desarrollo de la energía nucleoelectrica en Bulgaria está estrechamente asociado a un cambio hacia la concentración de las capacidades, lo que es un indicador característico del progreso técnico en la ingeniería energética. En 1987, la capacidad instalada de la central de Kozloduy alcanzará los 3760 MW(e). La quinta unidad, que cuenta con un reactor WWER-1000, está casi lista para la arrancada física y hay una sexta unidad en construcción.

Por decisión del Gobierno de Bulgaria quedó confirmado el establecimiento del complejo nucleoelectrico de Kozloduy.

Además de la central nucleoelectrica, este complejo incluye, entre otras cosas, un taller para la reparación de equipo de centrales energéticas y la producción de repuestos y accesorios, un taller para la reparación centralizada de equipo del circuito primario, un almacén de combustible irradiado, un taller para la reparación y producción de instrumental y aparatos especializados de medición y control, y un centro de capacitación para el personal de operación.

La política de concentración se mantendrá; ha comenzado la construcción de la segunda central nucleoelectrica de Bulgaria, Belene, con una capacidad instalada de 4000 MW(e). Ya se ha firmado el Acuerdo Intergubernamental URSS-Bulgaria para su construcción. Para el año 2000, Bulgaria se propone generar más del 40% de su electricidad en centrales nucleoelectricas.

A medida que se desarrolle y asimile la tecnología de la energía nucleoelectrica, surgirán nuevas posibilidades para su explotación polivalente y combinada en diversos sectores de la economía nacional. Reviste un interés temático particular para Bulgaria la introducción acelerada de centrales nucleares de calefacción urbana, que son sumamente importantes para mejorar el balance de materiales básicos y combustibles.

Varios especialistas de Bulgaria han perfeccionado sus conocimientos técnicos gracias a las oportunidades que ha brindado el OIEA de participar en eventos organizados por ese Organismo y de recibir capacitación especializada.



FINLANDIA

Experiencia de explotación

Elevados factores de rendimiento y pocos intervalos de paradas forzosas

por Klaus Sjöblom y Ahti Toivola

Dada la falta de recursos nacionales de combustibles fósiles, la energía nuclear es un importante medio de producción de electricidad para Finlandia. En 1985, el consumo de electricidad generada mediante la energía nuclear ascendió a aproximadamente el 38% del consumo total de electricidad, que fue de 51 800 millones de kilovatios-hora. El consumo per capita de electricidad relativamente elevado (10 800 kilovatios-hora por año) se debe fundamentalmente a la importancia de la industria maderera y a la necesidad de energía para la calefacción de viviendas.

El Centro de Seguridad Radiológica y Nuclear de Finlandia analiza y evalúa las centrales nucleares, con fines de reglamentación. El Ministerio de Comercio e Industria es el encargado de conceder las autorizaciones que los reglamentos exigen, como el permiso de construcción, la licencia previa para importar al país combustible nuclear, y el permiso de explota-

Los Sres. Sjöblom y Toivola trabajan en las centrales nucleares de Loviisa y Olkiluoto, respectivamente.

ción de una central. Además, en la revisión de la legislación nuclear que se lleva a efecto, se incluirán disposiciones que prevean un acuerdo en principio de la Cámara de Representantes y la aceptación local antes de que se inicie un proyecto nuclear.

Hasta el momento la explotación de las centrales nucleares de Finlandia ha sido sumamente satisfactoria. Los factores de capacidad han sido elevados, las dosis de radiación recibidas por el personal pequeñas, y los escapes al medio ambiente insignificantes, gracias a un diseño básico acertado, prácticas de explotación y un personal competente.

Central nuclear de Loviisa

La central nuclear de Loviisa (dos unidades de 400 megavattios) está ubicada a unos 100 kilómetros al este de Helsinki. Su principal abastecedor, Atomenergo-export, de la Unión Soviética, suministró el reactor y los sistemas de turbinas. No obstante, la participación nacional en el costo total del proyecto fue de cerca del 60%. Numerosas compañías de muchos países contribuyeron a este proyecto Este-Oeste único en su género.

Desde su puesta en servicio, los factores de capacidad mostraron una tendencia a mejorar y actualmente están llegando al máximo teórico. Los disparos son cada vez más escasos, menos de uno anual en los últimos años. Hasta el momento no se han producido incidentes que hayan puesto en peligro la seguridad del reactor u ocasionado escapes de radiactividad al medio ambiente que valga la pena mencionar.

Características del diseño

Al negociarse las soluciones técnicas para Loviisa en 1967-1970, se comprobó que los requisitos de seguridad de Finlandia diferían en algunos aspectos de las prácticas de la Unión Soviética en esos momentos. Tras realizar amplios

estudios se decidió proveer a Loviisa de una contención a prueba de escape de gas acorde con los criterios occidentales*.

La redundancia de las bombas de enfriamiento para casos de emergencia, generadores diesel, y algunos otros componentes activos de seguridad es de $4 \times 100\%$; y la de los componentes pasivos es de por lo menos $2 \times 100\%$. El nivel de automatización es considerablemente mayor que el de las centrales "madres" soviéticas. Los diseñadores soviéticos tienen una actitud más bien conservadora con respecto a los parámetros y las tensiones de los procesos. Esto condujo a cierta "exageración" de muchos componentes en comparación con los requisitos de rendimiento adoptados por fabricantes occidentales. En consecuencia, los transitorios son más lentos y el equipo está sometido a menos tensión.

Prácticas de explotación

Los límites de los parámetros de seguridad, los requisitos de ensayos periódicos y los intervalos de reparación de componentes permisibles están definidos en un documento de especificaciones técnicas que se modifica y amplía continuamente sobre la base de la experiencia acumulada. El principio rector es que la central sea capaz de resistir cualquier suceso inicial combinado con cualquier fallo único. El tiempo asignado para la reparación de componentes está limitado a tres días, o se cerraría la central.

La labor de reparación y mantenimiento está sujeta a requisitos de calidad estrictos. Las piezas de repuesto deben cumplir las mismas normas que las piezas originales, y deben aplicarse todos los procedimientos de garantía de la calidad (QA) pertinentes. De conformidad con los programas aprobados se llevan a cabo numerosos ensayos e inspecciones en el servicio.

Modificaciones

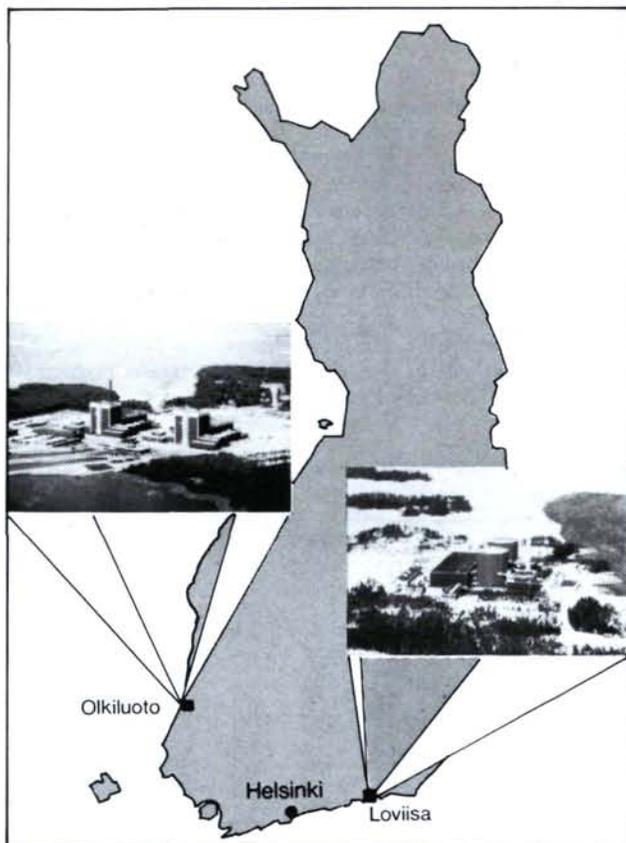
Las principales razones para introducir modificaciones importantes en lo que respecta a la seguridad han sido la experiencia de explotación, la experiencia adquirida con el simulador de capacitación en el empleo, la experiencia de explotación adquirida con otros reactores de agua a presión (PWRs), el accidente de Three Mile Island (TMI), las informaciones nuevas sobre materiales y componentes, los cambios en los requisitos de concesión de permisos, y los resultados de los experimentos realizados por la compañía.

La región del núcleo de la vasija de presión del reactor se fragiliza durante la explotación debido al rápido flujo de neutrones. Se han realizado al respecto amplios análisis e inspecciones en el servicio. Para lentificar la fragilización, los elementos de combustible más exteriores se reemplazaron por elementos simulados, sin disminuir el nivel total de la potencia térmica del reactor. Los posibles choques térmicos a causa de la refrigeración del núcleo en caso de emergencia se redujeron elevando la temperatura del agua de enfriamiento.

Como consecuencia del accidente de TMI se hicieron algunas modificaciones, entre ellas, la instalación de instrumentos y equipo relacionados con la concentración de hidrógeno, la vigilancia radiológica y algunas otras esferas.

Asimismo, se cambiaron algunos componentes y se revisaron los procedimientos de ensayo a fin de lograr una mejor fiabilidad en condiciones normales y de accidente. Gracias a numerosas modificaciones se ha mejorado también la protección contra incendios.

* Los seis generadores de vapor horizontales hacían que el diámetro de la contención fuera relativamente grande; también se señaló que algunos componentes no soportarían las condiciones de accidente en una contención normal "seca", y que volver a diseñarlos llevaría demasiado tiempo, por lo que se seleccionó el sistema de contención de condensador de hielo. La presión de la contención prevista en el diseño es de 1,7 bar, basada en una rotura de dos extremos de la tubería primaria principal.



Seguridad radiológica

Las dosis de radiación han sido relativamente bajas, sobre la base de las comparaciones internacionales. Las dosis colectivas anuales para el personal han sido de aproximadamente 1 sievert-hombre para cada unidad nuclear. La dosis colectiva anual a que ha estado expuesta la población en un radio de 100 kilómetros ha sido de alrededor de 0,01 sievert-hombre. La fiabilidad de los componentes de la central nuclear (sólo se ha obstruido un tubo del generador de vapor) y la hermeticidad de las vainas de combustible (sólo seis escapes durante 15 años reactor) han contribuido al excelente historial radiológico.

Simulador de capacitación

En Loviisa hay un simulador de tamaño casi natural que imita el comportamiento de la central en las modalidades normales de funcionamiento y durante diversos transitorios, e incluso en caso de accidente con pérdida de refrigerante (LOCA) de poca importancia.

La capacitación inicial de los explotadores dura de seis a ocho semanas y la actualización anual de conocimientos es de 10 días. El simulador también se emplea para comprobar la validez de las mejoras introducidas en los medios auxiliares de explotación y en la instrumentación; formular y verificar las instrucciones de explotación de la central; crear mejores modelos de simulación; estudiar la reducción de las alarmas en los transitorios de la central; verificar las modificaciones de la central y definir los criterios de éxito aplicables a los análisis probabilistas de riesgos (APR); así como para diversos tipos de trabajos de investigación.

Análisis de seguridad

En numerosos análisis se ha estudiado el comportamiento de la central en varias sucesiones de LOCA. La integridad de la vasija de presión del reactor en transitorios relacionados con la refrigeración de emergencia ha sido objeto de amplios estudios tocantes al material, la resistencia y el proceso. Se está llevando a cabo un APR con el objetivo de determinar los factores de riesgo más significativos y obtener además una valiosa información acerca del comportamiento de la central durante varios accidentes supuestos.

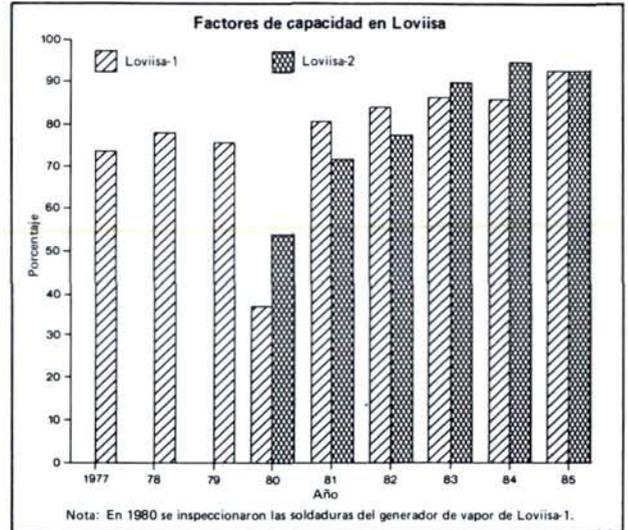
Red de vigilancia radiológica de Finlandia

La red de vigilancia radiológica de Finlandia consta de cerca de 270 estaciones de medición radiológica dirigidas por el Ministerio del Interior y las Fuerzas de Defensa de Finlandia. Usualmente, las estaciones de medición radiológica miden el nivel de radiación cada dos días; las estaciones del Ministerio del Interior y las de las Fuerzas de Defensa lo hacen en días alternos. Los resultados se comunican al Centro de Seguridad Radiológica y Nuclear de Finlandia por conducto del Departamento de Salvamento del Ministerio del Interior o de la Oficina de Defensa NBC del Cuartel General.

El Instituto de Meteorología de Finlandia también tiene una red de 10 estaciones para la medición de aerosoles. Por medio de esta red, cuyas estaciones están equipadas con contadores Geiger, se pueden detectar más bajos niveles de radiación generados por radionucleidos artificiales que con la red descrita anteriormente.

En caso de necesidad, el Centro de Seguridad Radiológica y Nuclear (STUK) envía patrullas de medición, a las que se puede dotar de equipos completos para medir las tasas de dosis y de gammaespectrómetros portátiles. Las centrales nucleares de Olkiluoto y Loviisa también poseen equipos de medición muy completos.

— Información extraída de un informe del Centro de Seguridad Radiológica y Nuclear de Finlandia.



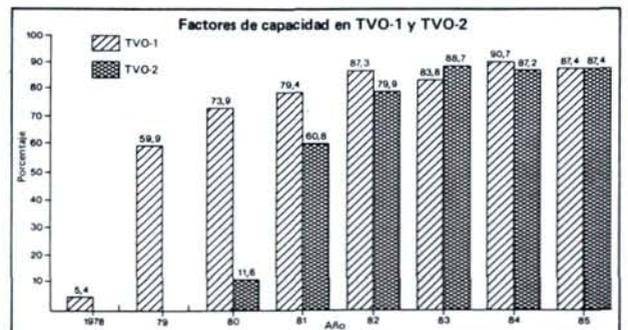
Central nuclear de Olkiluoto

La estación nuclear de dos unidades de Olkiluoto, situada en la costa occidental de Finlandia, pertenece a la Compañía de Energía Industrial Ltd (TVO). Las unidades de la central son reactores de agua en ebullición (BWR) de 710 MW(e) suministrados por Asea-Atom de Suecia. La primera unidad, la TVO-1, fue conectada a la red nacional en septiembre de 1978, y la TVO-2, en febrero de 1980.

Originalmente la potencia nominal de cada unidad era de 660 MW(e), pero, como existía suficiente margen técnico y de seguridad, fue posible aumentarla en 8%. Desde principios de 1985 las autoridades nacionales de seguridad otorgaron el permiso de explotación a la elevada potencia nominal de 710 MW(e).

Explotación

En los últimos años ambas unidades han podido mantener un factor de carga constante muy superior al 80%. Hasta 1981 ambas unidades presentaron problemas técnicos en el grupo generador, lo cual se refleja especialmente en el factor de carga de la TVO-2. El generador contiene agua para enfriar el estator y el rotor, lo que resultaba ser una característica difícil de satisfacer desde el punto de vista técnico en una máquina cuya velocidad de rotación es de 3000 rpm. Se modificó el diseño del rotor y se fabricaron nuevos rotores para ambas unidades. Desde 1981, los nuevos rotores han dado resultados satisfactorios, puesto que no se han presentado problemas operacionales comparables.



Experiencia en relación con las paradas forzosas

Ambas unidades se explotan en ciclos de combustible de 12 meses, y las paradas para reabastecimiento de combustible se hacen a principios del verano, época en que afloja la demanda de energía y se cuenta con un amplio suministro de agua para las centrales hidroeléctricas. Muy pronto se comprendió la importancia de reducir la duración de las paradas para lograr un buen rendimiento de la central. (Véanse en el gráfico anexo las tendencias de los tiempos de parada.) Se estima que el tiempo mínimo que permite realizar el reabastecimiento normal de combustible y las inspecciones habituales periódicas, así como las actividades de mantenimiento, es de 12 días. La estrategia que desde hace tiempo se ha adoptado para planificar las paradas tiende a concentrar las reparaciones mayores en una parada más prolongada, que tiene lugar cada dos años. Esto permite hacer paradas muy cortas en años alternos.

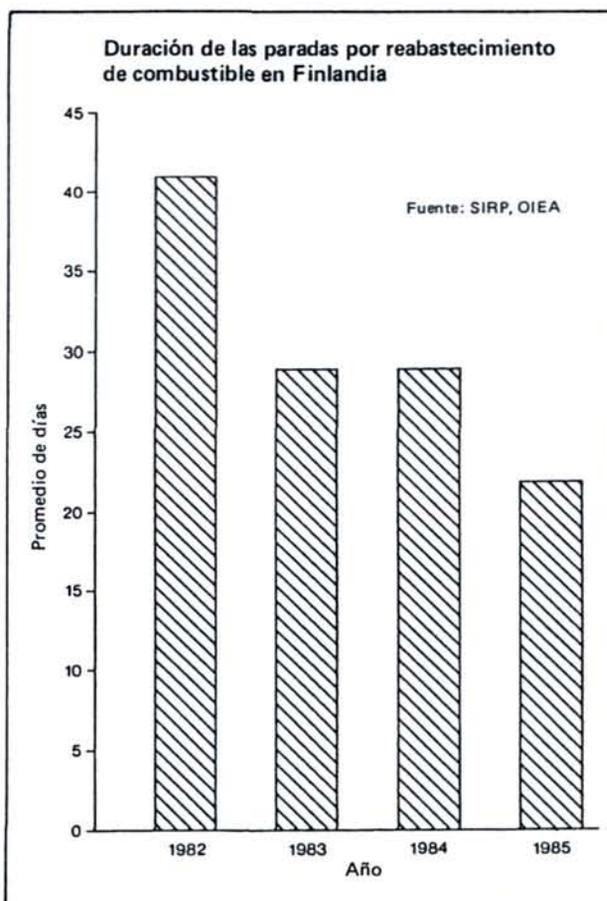
La duración de las paradas de la TVO-2 en 1982 y la de TVO-1 en 1983 se debe en parte a una reparación general que se hizo en el interior de los tanques de los reactores. Se descargó completamente el núcleo del reactor y se sacó del tanque la rejilla que le sirve de apoyo. El motivo de la reparación fue que se habían producido grietas de tensocorrosión en los pernos de cierre de los carriles de guía de la rejilla del núcleo. Los carriles y los pernos fueron reemplazados por otros nuevos. Al igual que en el caso de otros BWR, las grietas de tensocorrosión han sido una preocupación fundamental en las centrales TVO, por lo que anualmente se realizan exámenes muy completos. Debido al bajo contenido de carbono de los aceros utilizados en las tuberías de las plantas construidas por la Asea-Atom, la tensocorrosión no ha ocasionado grandes problemas en los componentes sometidos a presión. No obstante, en los elementos internos del núcleo del reactor y en los detalles de construcción de los haces de combustibles se han realizado algunos cambios en otros materiales menos propensos al agrietamiento por tensocorrosión.

Principios y experiencia de materia de seguridad

Todos los sistemas relacionados con la seguridad de TVO-1 y 2 se desglosan en cuatro subdivisiones, físicamente separadas entre sí. El rendimiento normal de dos de los cuatro subsistemas basta para hacer frente a todos los accidentes posibles. Esta dimensión de 4x50% de los sistemas de seguridad significa que si un tren de sistemas redundantes queda fuera de funcionamiento aún es posible cumplir la función de seguridad, suponiendo que se trate de un solo fallo. Esta característica ha permitido establecer un programa de mantenimiento preventivo de los sistemas relacionados con la seguridad que puede efectuarse sin interrumpir las operaciones de producción. Está previsto que cada subdivisión permanezca fuera de servicio durante tres días al año para recibir mantenimiento preventivo. Este programa ha reducido considerablemente el volumen de trabajo en las paradas por reabastecimiento de combustible, y es uno de los factores que contribuye a la corta duración de las paradas forzosas.

Las especificaciones técnicas de la central requieren la elaboración de un informe especial sobre cualquier infracción o incidente de especial importancia para la seguridad. En los últimos 5 años de explotación se han elaborado como promedio anual uno o dos informes especiales sobre las dos unidades.

Los casos que se notifican en los informes especiales pueden ser de naturaleza muy variada, desde desviaciones formales en la aplicación de las normas de seguridad hasta cuestiones técnicas problemáticas concernientes a los sistemas de seguridad. Sin embargo, no se han producido incidentes con sobreexposición de personas a las radiaciones ni dentro de la central ni en el medio ambiente. Un ejemplo de un caso de consecuencias considerables fue el descubrimiento de una



rotura en el brazo oscilante de la válvula de escape de uno de los cuatro motores diesel de emergencia de la TVO-2. En la inspección realizada a raíz del hallazgo se observaron indicios de grietas en varios brazos oscilantes del mismo motor, por lo que se determinó inspeccionar todos los motores diesel de ambas unidades. Debido a que se encontraron otros brazos agrietados en el mismo sitio, el fabricante consideró necesario diseñar nuevamente los brazos oscilantes y, en consecuencia, se sustituyeron todos.

Historial radiológico

Las dosis colectivas anuales a que está expuesto el personal han sido bajas, al igual que los niveles de radiactividad, debido principalmente a una baja tasa de fallos del combustible. También ha permanecido baja la actividad de los productos sujetos a corrosión, gracias al control estricto del contenido de cobalto del acero utilizado para los componentes que están en contacto con el agua. Asimismo, cabe destacar la contribución de las normas estrictas de protección radiológica en la explotación, como lo demuestra el simple hecho de que no ha sido necesario realizar reparaciones de envergadura en los sistemas más radiactivos de la central.

El bajo nivel de actividad dentro de la planta también se refleja en el medio ambiente. Las dosis de exposición de la población que reside en las cercanías de la central ascienden a unas pocas décimas de microsievert por año. Para una mejor perspectiva, esto significa unas cuantas décimas del uno por ciento del límite permisible, que es de 100 microsievert por año.

