

6.12

ACCIDENTES DE CRITICIDAD

FELIX RECIO VELASCO

GUILLERMO SANCHEZ DE LEON

ENUSA

INTRODUCCION

Las operaciones con material fisiónable fuera de los reactores nucleares tienen el riesgo de que, en determinadas condiciones, puedan originar condiciones críticas o supercríticas (K -efectiva ≥ 1) indeseadas, circunstancia conocida como "accidente de criticidad".

En esta ponencia nos vamos a referir a los accidentes de criticidad ocurridos hasta la fecha: sus consecuencias, el aprendizaje obtenido de ellos, cómo evitarlos y cómo reducir sus consecuencias. De forma específica nos referiremos a los medios de prevención, evacuación, medida y detección empleados en la Fábrica de Combustibles de Oxido de Uranio de Juzbado (Salamanca).

EXPERIENCIA HISTORICA

La bibliografía (ver ref. 1,2 y 3) registra hasta la fecha diez accidentes de criticidad. El primero ocurrió en los Alamos el 5 de Agosto de 1.945 cuando un experimentador recubrió, por error, con un reflector una esfera de plutonio de 6.2 Kg. El experimentador observó un "flash azul", recibiendo una dosis de 8 Gy, como consecuencia de la cual murió 28 días más tarde.

El segundo accidente ocurrió de forma parecida el 21 de Mayo de 1.946, también en los Alamos, cuando un científico hacía una demostración ante seis observadores de un método para realizar un experimento crítico para lo que utilizaba una esfera de plutonio que, por accidente, quedó recubierta por dos semiesferas de berilio. El científico recibió una dosis, muy alta, que le produjo la muerte nueve días después.

Estos accidentes hicieron ver la necesidad de realizar algunas de estas operaciones a distancia, construir blindajes adecuados y establecer procedimientos que impidiesen o redujesen estos accidentes.

Desde entonces se han registrado ocho accidentes de criticidad que están bien documentados. Todos han ocurrido con soluciones acuosas en equipos asociados a procesos químicos no habiéndose registrado ninguno en procesos mecánicos, almacenamiento o transporte. Cinco se produjeron con uranio altamente enriquecido y tres con plutonio. Cuatro de las excursiones supercríticas ocurrieron en equipos blindados diseñados para procesar combustible irradiado de forma que el personal estaba protegido contra la radiación directa. Varios de los accidentes ocurrieron al transvasarse por error soluciones altamente enriquecidas a depósitos que habían sido diseñados para ser seguros a enriquecimientos inferiores.

Las consecuencias de estos ocho accidentes han sido dos muertos, 19 personas altamente irradiadas; ningún equipo resultó dañado ni hubo emisiones significativas de material fisiónable, no corriendo ningún peligro los miembros del público ya que las dosis registradas fuera de las instalaciones fueron despreciables.

Las características de los ocho accidentes aparecen recogidas de forma resumida en la TABLA I. Como se puede observar, la mayoría de los accidentes sucedieron en el periodo que va de 1.958 a 1.961 debido al aumento de uranio altamente enriquecido y plutonio y al empleo instalaciones antiguas diseñadas para procesar cantidades inferiores a las que se vieron obligados a producir en esa época. Estos sucesos sirvieron para modernizar diversas plantas y conceder mayor importancia a la aplicación de requisitos de seguridad nuclear.

Una característica importante de la mayoría de estos accidentes es que la primera excursión supercrítica estuvo seguida de varias, en tiempos relativamente largos que van de varios minutos a varias horas, hasta que el sistema adquirió un estado definitivamente subcrítico. Uno de los aprendizajes que se obtuvo de este hecho fue la conveniencia de instalar sistemas de detección, que si bien no eliminan la dosis debida a la excursión inicial, si evitan que el personal se vea expuesto a las siguientes excursiones críticas, pues la primera excursión activa las alarmas permitiendo una evacuación rápida de las áreas afectadas. La eficacia de estos sistemas se ha visto confirmada en varios accidentes de criticidad en los que, gracias a la activación de las alarmas, se han conseguido reducir considerablemente la dosis.

También se ha mejorado la dosimetría personal dotando a las personas que trabajan en áreas con riesgo de criticidad de dosímetros basados en la activación neutrónica que permiten una estimación rápida de las dosis recibidas.

CONSECUENCIAS RADIOLOGICAS

Las consecuencias radiológicas de estos ocho accidentes han sido la muerte de dos personas que estaban a menos de un metro de donde ocurrió la excursión crítica y sobreexposiciones de personas que estaban a menos de quince metros. En la figura 1 se muestran las exposiciones recibidas en función de la distancia, normalizadas para una "excursión de referencia" de 10^{17} fisio-nes y un tiempo de exposición de 15 segundos, donde se puede observar que en un radio de tres metros es muy probable que los efectos sean letales. El centro de la banda corresponde a LD 50/30, es decir, riesgo de dosis, donde se esperan efectos letales en el 50% de la población en un plazo inferior a 30 días. Hasta una distancia de 20 metros las exposiciones esperadas son mayores de 0.25 Gy (25 rad).

Además de los datos obtenidos de los accidentes reales se dispone de una serie de conclusiones sobre la importancia de diversos parámetros en los accidentes de Criticidad que se han obtenido de una serie de experimentos realizados por el "Service d'Etudes de Criticité del Cominissariat á l'Energie Atomique" dentro del programa denominado "Consequences Radiologique d'un Accident de Criticité" (CRAC) (ref. 4). Los experimentos consistieron en ir introduciendo soluciones de uranato nitroso con un enriquecimiento del 93 wt% U-235, en un recipiente de gran diámetro a diversos niveles hasta que excedían la altura crítica. Estos experimentos permiten prever las consecuencias en accidentes de criticidad en instalaciones en las que se manejan soluciones de uranio enriquecido. Se emplearon dos tipos de recipientes en forma cilíndrica, como el representado en la figura 2 de 300 y 800 mm. de diámetro respectivamente. El recipiente se colocaba

en un lugar herméticamente cerrado de forma que permitiera retener cualquier gas o líquido procedente de la reacción como el que muestra la figura 3 (en la que también se representan los lugares de ubicación de los detectores). En el recipiente se inyectaba, a velocidad constante, la solución de uranato nitroso de forma que, paulatinamente, se aumentaba la reactividad. Una vez alcanzado el volumen supercrítico se produce un aumento de la energía provocando expansión térmica y formación de gases radiactivos. Este pulso inicial desaparece, para de nuevo aparecer un nuevo pico de energía de menor tamaño que el anterior, el proceso se repite varias veces. En todos los experimentos se continuó añadiendo soluciones mientras duraba el primer pico y en varios de ellos se siguió añadiendo durante varios picos, en otros casos se dispuso además de una fuente de neutrones.

Los resultados obtenidos en los distintos casos se representan en las figuras 4, 5 y 6. Los parámetros de los distintos experimentos se representan en la tabla II. La variación de la reactividad en función de la potencia específica se muestra en la figura 7.

PREVENCION DE LA CRITICIDAD EN LA FABRICA DE JUZBADO

Nunca ha habido accidentes de criticidad en fábricas de combustible para reactores de agua ligera y es lógico que así sea pues en estas instalaciones los enriquecimientos utilizados son inferiores al 4.15% de ^{235}U , en estas condiciones para que se produzcan situaciones críticas se requiere moderación por agua (la presencia de otros moderadores en grandes cantidades no es creíble) y grandes masas de material fisiónable. Por ejemplo, la masa requerida, en condiciones homogéneas, para un enriquecimiento del 4.15% ^{235}U y una humedad en el polvo del 0.5% en peso de H_2O , que son las condiciones límites para admitir el polvo en la Fábrica de Juzbado, es infinita. Aun admitiendo que la proporción del agua en el polvo aumentase más de cuatro veces se requeriría una masa de 50 Tm y esto suponiendo las condiciones más restrictivas para una configuración homogénea que es considerar que el polvo forma una esfera que esta completamente reflejada .

Si consideramos distribuciones heterogéneas las masas requeridas disminuyen pero las formas de estas configuraciones son muy improbables que ocurran, aún accidentalmente. No obstante, lo anterior no debe llevarnos a la conclusión de que una instalación de este tipo es intrínsecamente segura desde el punto de vista del control de la criticidad, sino que es necesario aplicar una serie de requisitos en el diseño de equipos y del proceso que garanticen que se va a mantener la configuración subcrítica aún en condiciones de accidente. Las ideas básicas empleadas para garantizar el control de la criticidad en el proceso y equipos han sido los siguientes: (ver referencia 5).

- Principio de doble contingencia.- Los equipos incorporarán factores de seguridad para requerir, al menos, dos cambios improbables independientes y concurrentes en las condiciones del proceso antes de que sea posible un accidente de criticidad.
- En las interacciones entre equipos se han supuesto condiciones de óptima moderación para lo que se ha ido variando la concentración de agua en el ambiente por encima de las condiciones de saturación.
- El método preferible para asegurar el control de la criticidad ha sido el de geometría segura recurriendo a métodos administrativos en aquellos casos en los que no era posible aplicar el primer método.

Los cálculos se han efectuado fundamentalmente utilizando el conjunto de programas SCALE/KENO que permite la representación de estructuras tridimensionales y la obtención de K-efectivas con una precisión superior al 2% (ver referencia 6), valor suficiente para este tipo de cálculos, ya que esta indeterminación del valor de la K-ef se añade como seguro a los valores de la K-ef. La conclusión principal del estudio de criticidad del proceso de fabricación es que, con las instalaciones y procesos actuales, son difícilmente imaginables accidentes de este tipo aún en condiciones de grave error humano.

La probabilidad de criticidad en Fábricas de Combustibles para reactores de agua ligera, está estimado entre 10^{-5} a 10^{-8} , considerando que los lugares con mayor riesgo de criticidad son las áreas de conversión vía húmeda, operación que en esta Fábri-

ca no se realiza.

ANALISIS DE LOS ACCIDENTES DE CRITICIDAD POSTULADOS PARA LA FABRICA DE JUZBADO

A pesar de lo dicho en el punto anterior se ha realizado una evaluación de las consecuencias de un accidente de criticidad en la Fábrica de Juzbado.

El primer problema al que uno se enfrenta es al postular el accidente de forma concreta, pues no existe el equivalente a un accidente base de diseño. En otras instalaciones como la nuestra se considera que el accidente ocurre en la fase de conversión que es en las que se puede encontrar el uranio en solución, condición que como hemos visto es necesaria para que un accidente de este tipo sea creíble. En esta instalación no se ha postulado un accidente concreto sino que se ha analizado como accidente base el tipificado como tal en la Regulatory-Guide 3.34 "Assumption used for evaluating the potencial radiological consequences of accidental nuclear criticality in a uranium fuel fabrication plant". Rev. 1 Julio 79, que son los siguientes. (Ver referencia 7):

- 10^{18} fisiones

- Inventario de productos de fisión: se recoge en la Tabla III.

- Liberación a la atmósfera exterior a la nave de fabricación del 100% de los gases nobles y del 25% de los radioiodos.

- La evaluación de dosis recibidas como consecuencia de la radiación directa gamma y neutrónica se realiza a partir de las siguientes ecuaciones semiempíricas:

$$(1) D_{\gamma} = 2.1 \times 10^{-18} \times N \times d^{-2} \times e^{-3 \times 4 d}$$

$$(2) D_N = 7.0 \times 10^{-18} \times N \times d^{-2} \times e^{-5 \times 2 d}$$

donde

D_{γ} = dosis gamma en rem

D_N = dosis neutrónica en rem

d = distancia en Km

Dosis por radiación directa..

La dosis obtenida en los límites del emplazamiento, sin considerar el blindaje de los muros sería 0.2 mSv debida a la radiación gamma y 0,3 mSv debido a los neutrones.

Dosis externa por exposición a la nube.

La dosis gamma externa total, debida a la nube, por un individuo situado en los límites de emplazamiento sería 4.63 mSv, el cálculo se ha efectuado utilizando un modelo de nube semiinfinita como sigue:

$$(3) D_{\gamma}^{TC} = 0,25 \times \sum_i (E_i^{\gamma} \int x_i dt)$$

donde

D_{γ}^{TC} = dosis gamma en rem

E_i^{γ}
= energía media gamma para el nucleidos expresado en MeV.

$\int x_i dt$ = concentración integrada en (Ci seg m⁻³) en el punto de evaluación de la dosis mientras dura el accidente.

La dosis beta superficial a la piel debida a la nube por un individuo situado en los límites del emplazamiento sería 5.73 mSv se ha calculado como sigue:

$$D_B = 0,23 \sum x_i (E_i^{-\beta} dt)$$

D_B = dosis beta superficial en rem

E_i^e = energía media beta del nucleido.

Dosis por irradiación interna

La dosis por irradiación interna es 15.7 mSv en los límites del emplazamiento se calculado para el órgano crítico (tiroides) producido debido a la inhalación de radioiodos.

$$D_t = VR \sum (FC_i \int X_i dt) \quad VR = 3.47 \times 10^{-4} \text{ m}^3/\text{s} \text{ (tasa de respiración)}$$

$\int X_i dt$ = concentraciones integradas

FC_i = factores de conversión a dosis por inhalación

Las concentraciones integradas $\int X_i dt$ (Ci s m⁻³) se calculan mediante la expresión

$$(6) \int X_i dt = \left(\frac{X}{Q}\right) A_i \exp\left[-\lambda_i \left(\frac{d}{V}\right)\right] Q V$$

donde:

$X \frac{X}{Q}$ = factor de dilución en el punto donde se evalúan

las dosis Q (seg/m^3)

A_1 = actividad total del nucleido i liberado a la atmósfera

X_1 = cte de desintegración del nucleido i

d = distancia al punto de emisión (m)

v = velocidad del viento (se utiliza $1\text{m}/\text{seg}$)

Las dosis calculadas en los límites del emplazamiento, a pesar de ser pequeñas son muy superiores a las ocurridas en accidentes reales, lo que era de esperar dados los conserdurismos introducidos. En cualquier caso, son inferiores al nivel inferior de intervención establecido en el Plan Básico para Emergencias Nucleares (ver referencia 8), por lo que no está justificado, desde el punto de vista radiológico, tomar medidas en el exterior sobre la población y por consiguiente no es necesario disponer de un plan de emergencia exterior en este tipo de instalaciones. Según se observa en la Tabla V no se pasaría de situación 1.

SISTEMA DE DETECCION

Ya hemos dicho anteriormente, que una vez sucedido un accidente de criticidad, se pueden reducir en gran medida sus consecuencias disponiendo de un buen sistema de detección que activen las alarmas inmediatamente se produzca la primera excursión nuclear para permitir una rápida evacuación del área en la que se haya producido ésta. Estos sistemas no pueden evitar la dosis directa recibida producida por la primera excursión nuclear, sin

embargo, ya vimos que en sistemas fuertemente moderados, como los que se requieren para producir situaciones críticas con bajos enriquecimientos, esta primera excursión va seguida de varias que se pueden prolongar durante bastantes segundos e incluso horas cuyas consecuencias sobre el personal sí pueden eliminarse o reducirse.

En efecto, hemos visto que las dosis directas esperadas más allá de 15 m., sin considerar efectos de blindaje, en los accidentes hasta ahora ocurridos habían sido inferiores a 0,25 Sv. Los cálculos realizados, como se ha descrito anteriormente, dan dosis mayores debidas a los conservadurismos introducidos. Con el método de cálculo antes descrito se obtiene 1 Sv a 28 m. y 0,25 Sv a 53, es decir la probabilidad de recibir una dosis letal disminuye rápidamente con la distancia. Además de este efecto de la exposición debida a la inhalación de producto de fisión que puede llegar a suponer la mitad de las dosis total recibida. Por ejemplo, suponiendo una evacuación en 30 segundos, se obtendrían dosis por inmersión en la nube de 10 mSv a todo el cuerpo, 62 mSv a la piel y 46 mSv al tiroides, esta dosis aumentaría rápidamente con el tiempo de permanencia.

El sistema de detección disponible en la Fábrica de Juzbado posee las siguientes características:

- Alerta rápida.- Las alarmas se activan en menos de 0.5 segundos después de la primera excursión crítica.
- Amplia cobertura.- Los detectores cubren todas las áreas en las que se opera con material fisiónable.

- Fiabilidad.- Cada área de cobertura dispone de tres detectores (tripleta) idénticos requiriéndose que se supere el nivel de alarma fijado en, al menos dos. Con esto se reduce la probabilidad de falsas alarmas.

El funcionamiento del sistema es como sigue:

Al recibir un nivel de radiación gamma en una tripleta de detectores, éstos emiten separadamente las cuentas detectadas a un módulo de adquisición de datos que procesa la señal recibida, comprobando, entre otras cosas, si ésta supera el nivel fijado de alta alarma. Si, en al menos dos detectores, de un mismo módulo de adquisición de datos se registra alta alarma se produce una activación inmediata de las alarmas ópticas, y acústicas en toda la nave de fabricación (un sistema similar se posee en el almacén de UF_6). Además de la función de detección, el sistema ofrece otras posibilidades, como son las de registro de los valores de radiación detectadas por un periodo de hasta 24 días.

DOSIMETRIA

Todo el personal que trabaja en áreas con riesgo de criticidad dispone de un dosímetro de criticidad compuesto por un conjunto de láminas de diversos componenetes que son activados neutrónicamente. Las características de estos componentes se recogen en la Tabla IV.

La lectura del dosímetro de indio con una cámara de ionización permitiría una evaluación rápida de las dosis. Basta simplemente con colocar el dosímetro sobre la cámara de ionización y utilizar una tabla que relaciona las cuentas por minuto registrados

con la dosis recibida.

Esta medida es grosera pero serviría para efectuar una primera clasificación del personal según la dosis recibida. Con posterioridad se realizaría una determinación más precisa de la dosis.

A parte de dosímetros personales se dispone de una dosimetría de zona que utilizan dosímetros similares. Esta dosimetría tiene por objeto la determinación del término fuente, en especial a lo que se refiere al aspecto neutrónico y de la relación de neutrones-gamma.

La distribución de estos dosímetros se han realizado siguiendo los siguientes criterios:

- Proximidad a los puntos con mayor riesgo de criticidad que permitan definir más exactamente el término fuente.
- Puntos más habituales de permanencia de personal.
- Facilidad de recuperación después del accidente.

Además de los dosímetros, la determinación de la dosis puede realizarse en las personas muy afectadas por la activación neutrónica del propio cuerpo.

CONCLUSIONES

- Es muy improbable la existencia de accidentes de criticidad en fábricas de combustibles para reactores de agua ligera, no habiendo sucedido, hasta la fecha, ninguno en este tipo de instalaciones.
- Para que ocurra un accidente de criticidad con bajos enriquecimientos es necesario que el material fisiónable esté fuertemente moderado (soluciones).
- El riesgo de criticidad en las operaciones con material fisiónable disminuye drásticamente con la aplicación de criterios de diseño que tengan en cuenta esta posibilidad.
- Un sistema de detección y alarma en las áreas con riesgo de criticidad disminuye las consecuencias del mismo sobre las personas que están en las proximidades.
- Los accidentes ocurridos, los experimentos realizados y los cálculos de condiciones de accidente, muestran que la dosis fuera de la instalación es muy pequeña, no estando justificado, desde el punto de vista radiológico, tomar medidas sobre el público en general.

REFERENCIAS

- 1 W.R. Stratton. "A Review of Criticality Accidents" LA-3611 (1967)
- 2 R.L. Seale "Consequences of Criticality Accidents" TID-26286 (1974)
- 3 R.A. Knief "Criticality Accidents" ANS (1985)
- 4 P. L charch  A Review of the Experiments Performed to Determine the Radiological Consequences of a Criticality Accidents, USAEC Report Y-CDC-12 (1987)
- 5 Juan Serrano. "Seguridad Nuclear para la prevenci n de la criticidad!" Aplicaci n a la F brica de Juzbado. Revista SNE n  45
- 6 Pedro Ortego. "Validaci n de la versi n CDC de SCALE/KENO". Ponencia presentada en la XI reuni n de la SNE (1986)
- 7 Estudio de Seguridad de la F brica de Juzbado Rev. 3 Mayo 1986
- 8 Emergency Planning and Preparedness for Nuclear Facilities. International Atomic Energy Agency, Vienna, 1986

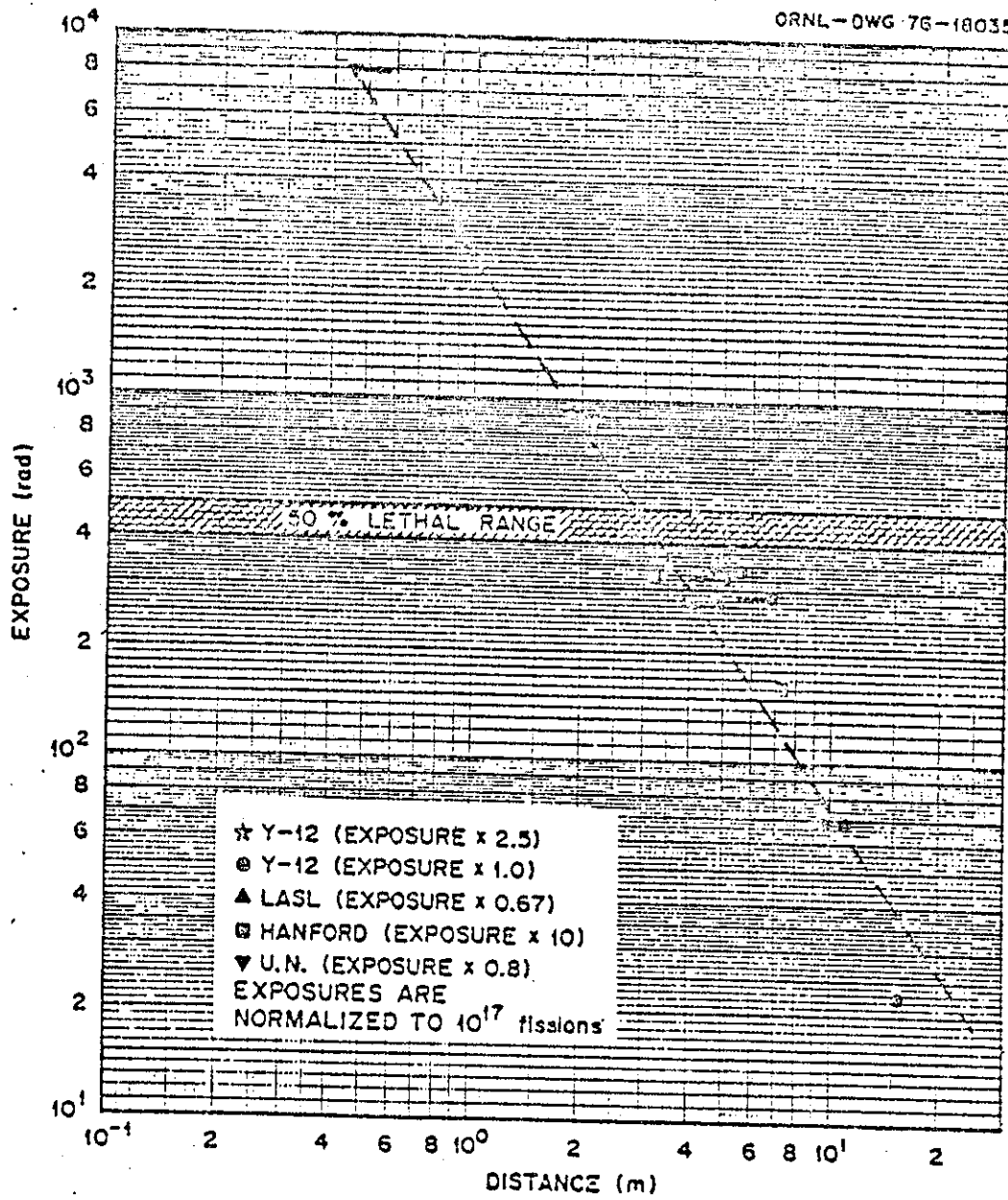


Fig. 1 Approximate correlation of exposure with distance from a solution excursion of 10^{17} fissions. Arrows appear where it is believed that available estimates are displaced from the probable values.

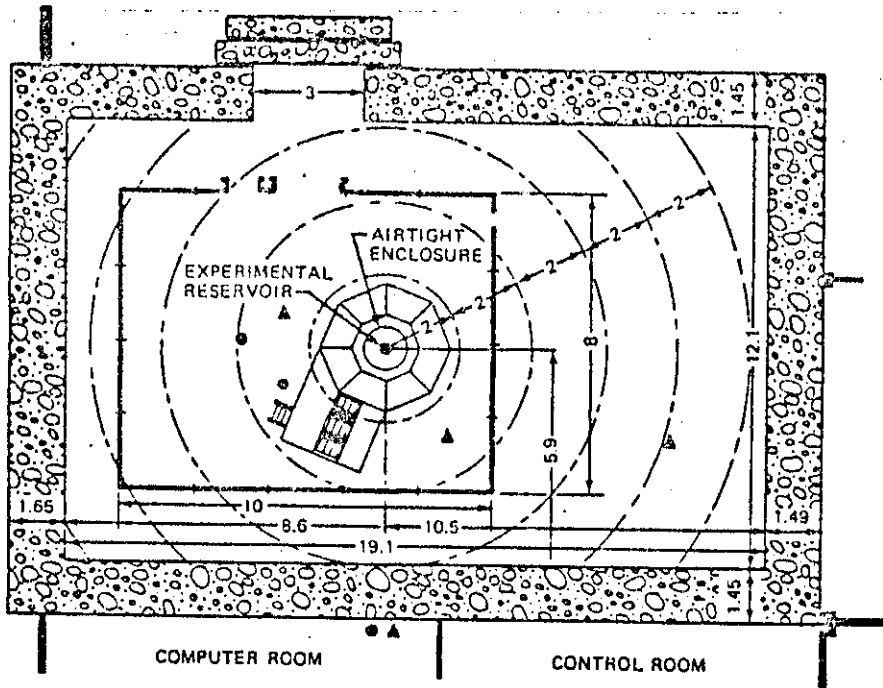


Fig. 2 Experimental arrangement of CRAC experiments in shielded cell. ▲, gamma-ray ionization chamber. ●, neutron ionization chamber. Dimensions are in meters.

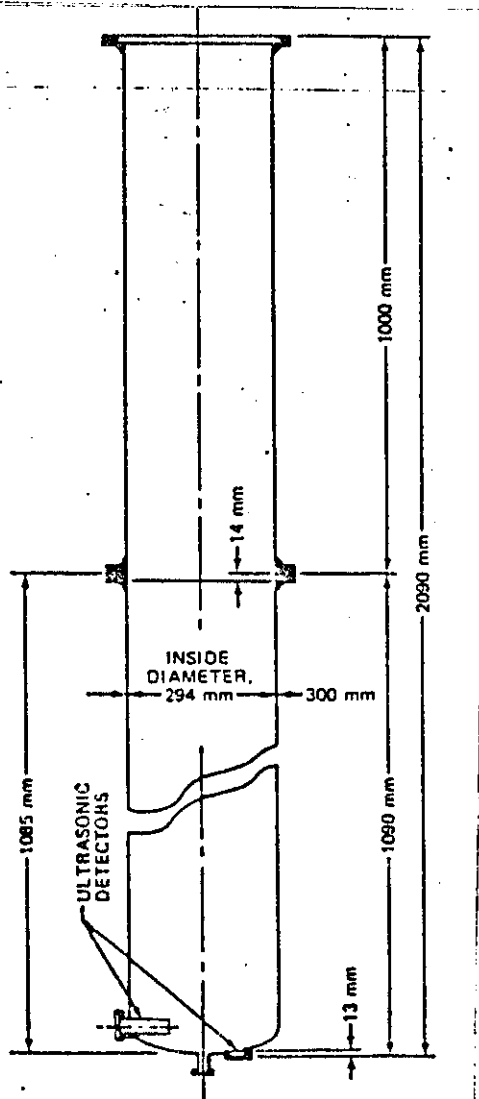


Fig. 3 Sketch of the 300-mm-diameter vessel used in early CRAC experiments.

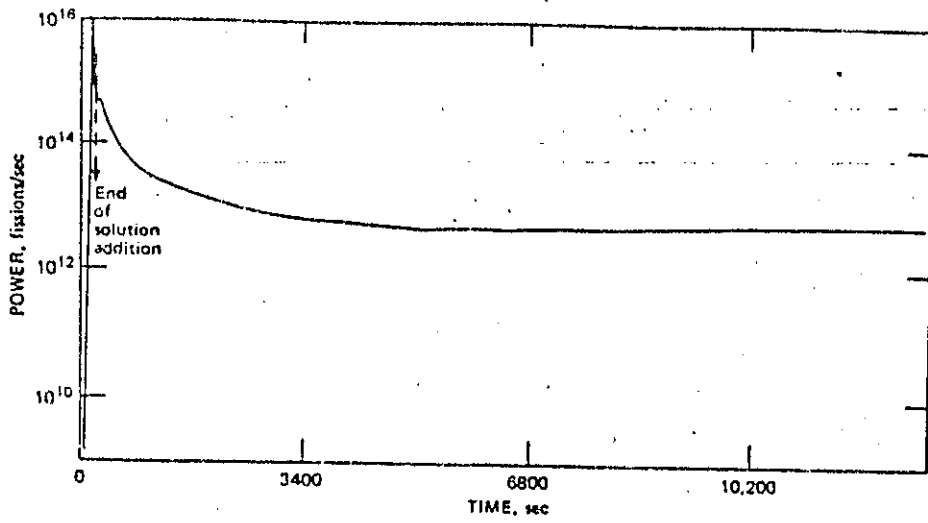


Fig. 4 Power trace for the CRAC 04 experiment. This experiment involved low reactivity-addition rates and was dominated by a single large pulse.

CONSEQUENCES OF CRITICALITY ACCIDENTS/21

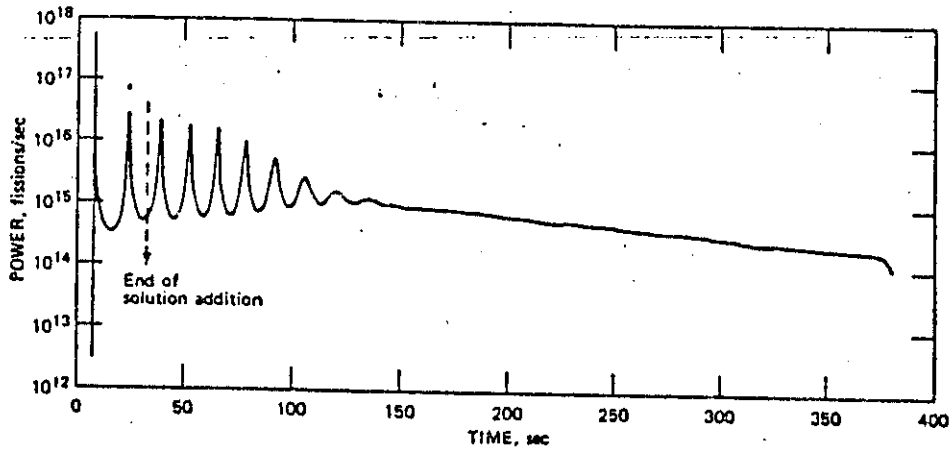


Fig. 5 Power trace for the CRAC 13 experiment. Solution was added through the completion of the second power pulse with eventual quiescence due to heating of the volume.

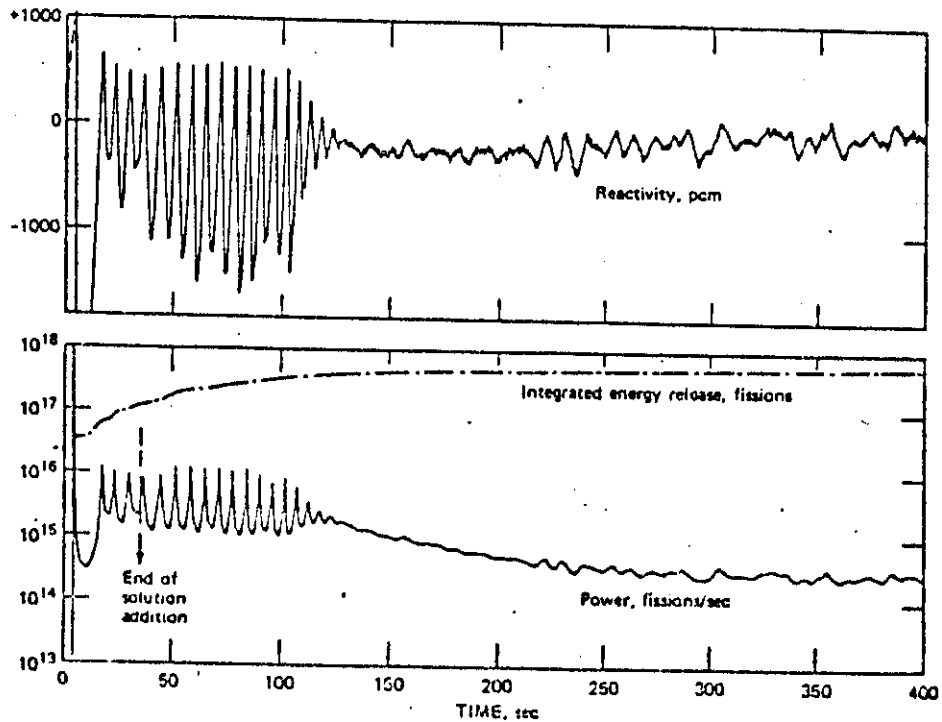


Fig. 6 Power and reactivity trace for CRAC 23. Reactivity was determined by on-line solution of the kinetics equations.

TABLA I
Criticality Accidents In Processing Plants*

Date	Plant	Total Fissions	Fissions	Doses (Rads)	Cause
6/16/58	Y-12	1.3×10^{18}	7×10^{16}	365, 339, 327, 270, 236, 69, 69, and 23	^{235}U solution washed into drum
12/30/58	LASL	1.5×10^{17}	1.5×10^{17}	4-100 (fatal), 135, and 35	Plutonium concentrated in solvent layer
10/16/59	ICPP	4×10^{19}	10^{17}	50 and 32 (primarily beta)	^{235}U solution siphoned into tank
1/25/61	ICPP	6×10^{17}	6×10^{17}	None	^{235}U solution forced into cylinder by air
4/7/62	Hanford Recuplex	8.2×10^{17}	10^{16}	87, 33, and 16	Plutonium solution in sump sucked into tank
7/24/64	Wood River Junction	1.3×10^{17}	10^{17}	10 000 (fatal) Two 60 to 100	^{235}U solution poured into tank
8/24/70	Windscale	10^{15}	10^{15}	Negligible	Plutonium concentrated in trapped solution
10/17/78	ICPP	3×10^{18}	Unknown	None	^{235}U buildup due to diluted scrub solution

TABLA II
Range of CRAC Experiment Parameters and Results

Parameter	Experiment No.				
	04	08	13	20.4	23
Concentration, g of ^{235}U /liter	56.9	188	72.5	20.3	85.5
Critical height, cm	193.9	27.25	48.90	27.10	17.00
Solution-addition rate, liters/hr	1699	1622	1429	1489	1377
Rate of reactivity addition, dollars/sec	0.0039	0.746	0.157	0.685	0.310
Minimum doubling time, sec	3.2	0.00069	0.012	0.00118	0.0058
Total yield, 10^{17} fissions	4.0	2.7	5.8	0.61	5.3
Peak power, 10^{17} fissions/sec	0.087	300	5.3	100	12

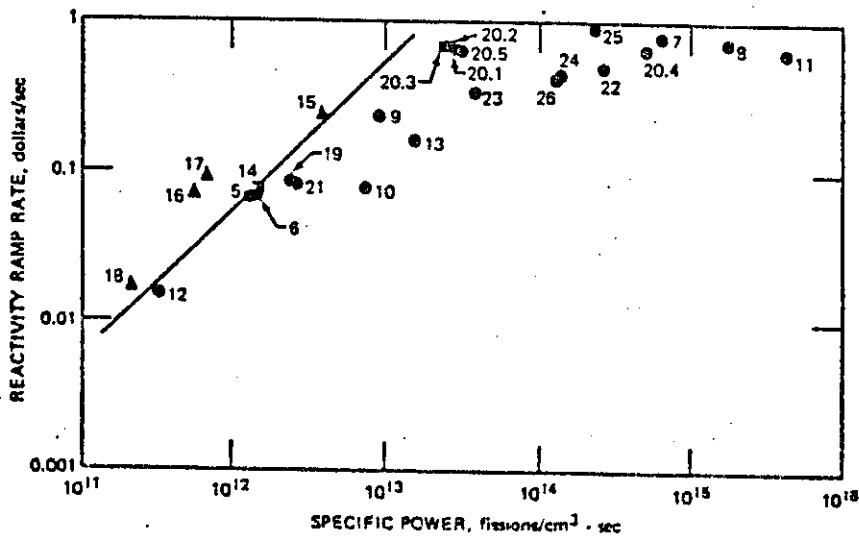


Fig. 7 Specific power for the first pulse and the entire group of CRAC experiments performed with the 300-mm pipe geometry. ●, experiments without source of neutrons. ▲, experiments with external source. ▲, experiments started from delayed critical.

TABLA III
INVENTARIOS DE GASES NOBLES DE FISION Y RADIODOS GENERADOS
DURANTE EL ACCIDENTE DE CRITICIDAD
(Ci)

Nucleido	Nucleido	Nucleido
Kr 83m ... 1.6×10^1	Xe 131m ... 8.2×10^{-3}	I 131 ... 8.7×10^{-1}
Kr 85m ... 1.5×10^1	Xe 133m ... 1.8×10^{-1}	I 132 ... 1.1×10^2
Kr 85 ... 1.6×10^4	Xe 133 ... 2.7	I 133 ... 1.6×10^{-1}
Kr 87 ... 9.9×10^1	Xe 135m ... 2.2×10^2	I 134 ... 4.5×10^2
Kr 88 ... 6.5×10^1	Xe 135 ... 3.6×10^1	I 135 ... 4.7×10^1
Kr 89 ... 4.2×10^3	Xe 137 ... 4.9×10^3	
	Xe 138 ... 1.3×10^3	

TABLA IV

Foil	Typical Foil Purity	Neutron Energy Interval Covered	Nuclear Reaction	Product Half-Life
In	99.995%	0.025 eV to 2 eV	$In^{115}(n,\gamma)In^{116m}$	64 min
(In)Cd	99.995%	0.3 eV to 2 eV	$In^{115}(n,\gamma)In^{116m}$	64 min
Au	99.991%	0.025 eV to 10 eV	$Au^{197}(n,\gamma)Au^{198}$	2.7 days
(Au)Cd	99.991%	0.3 eV to 10 eV	$Au^{197}(n,\gamma)Au^{198}$	2.7 days
(Cu)Cd	99.993%	0.3 eV to 1 MeV	$Cu^{63}(n,\gamma)Cu^{64}$	12.8 hrs
(In)Cd	99.995%	Greater than 1 MeV	$In^{115}(n,n')In^{115m}$	4.5 hrs
S	99.977%	Greater than 2.9 MeV	$S^{32}(n,p)P^{32}$	14.28 days

(Cd) indicates cadmium-covered.

TABLA V. NIVELES DE INTERVENCION

Fase	Situación	Niveles de intervención		Categoría de suceso ^a
		Dosis a cuerpo entero	Dosis a tiroides del niño	
Preemergencia	0			I y II
	1	< 5 mSv (0,5 rem)	< 50 mSv (5 rem)	III
Emergencia	2	> 5 mSv (0,5 rem) < 25 mSv (2,5 rem)	> 50 mSv (5 rem) < 250 mSv (25 rem)	
	3	> 25 mSv (2,5 rem) < 100 mSv (10 rem)	> 250 mSv (25 rem) < 100 mSv (100 rem)	IV
	4	> 100 mSv (10 rem)	> 1000 mSv (100 rem)	

^a La correspondencia entre fases, situaciones y categorías de sucesos es válida en los primeros momentos de la emergencia.