

**IV Conferencia Panamericana de END
Buenos Aires - 22 al 27 de Octubre del 2007.**

Método simplificado para la comprobación de la integridad estructural de la contención de un reactor nuclear de agua a presión a terremotos de gran intensidad.

M. Sc. Ing. Juan G. Rodríguez Cardona
Especialista en Técnica Nuclear, Metrología y Normalización
Dirección Técnica - Unión Eléctrica
Ciudad de la Habana, Cuba, CP - 10300
Tel. (537) 877 – 5111 y 877 – 5031 ext. 20106
Fax. (537) 877 - 5041
Email: juanitorc@oc.une.cu

Resumen

Los terremotos pueden ocasionar afectaciones severas en las estructuras de cualquier instalación, impactos de consideración al medio ambiente, pérdidas de vidas humanas y consecuencias económicas negativas, por esto se hace vital la realización de evaluaciones de comprobación de la seguridad e integridad estructural de la Contención de los Reactores Nucleares, en edificaciones de los recintos de residuos peligrosos y en otras instalaciones importantes y riesgosas, a lo cual se refiere el Trabajo Técnico que se presenta. El Trabajo propone un método simplificado de aplicación que en poco tiempo nos puede brindar un resultado sobre el posible comportamiento y el nivel de seguridad estructural esperado, así como la conformidad de estas edificaciones ubicadas, diseñadas y construidas en una región de terremotos fuertes, lo cual puede emplearse para fundamentar la seguridad en las autorizaciones o licencias para el emplazamiento, diseño y construcción o para realizar evaluaciones de conformidad o validaciones de análisis complejos, así como también puede aplicarse a edificaciones civiles. La aplicación de la metodología simplificada demuestra que se logran resultados aceptables en cuanto a la tendencia de la integridad y seguridad estructural que se pudiera esperar para edificaciones de reactores nucleares de diferentes configuraciones geométricas ubicados en regiones sísmicas donde pudieran ocurrir terremotos extremos.

1. Introducción.

Los terremotos de gran intensidad son fenómenos naturales severos que pueden causar con su impacto grandes daños materiales y pérdidas de vidas humanas tanto en las áreas poblacionales como en las instalaciones de alto riesgo (reactores nucleares, recintos que confinan residuos peligrosos, industrias petroleras, etc.), por eso es de importancia realizar las evaluaciones de integridad y seguridad estructural que nos permitan conocer el comportamiento y el nivel de seguridad de las estructuras y determinar las medidas de prevención para evitar el desarrollo de un accidente severo. El Trabajo plantea y desarrolla un método sencillo aplicado en la Central Nuclear (CN) Juraguá de Cuba que se utilizaría para fundamentar la seguridad de la edificación del reactor a terremotos de gran intensidad y extremos realizando un análisis de riesgo sísmico simplificado y una evaluación de integridad y seguridad estructural que aportaría el comportamiento y el nivel de seguridad y se comparan resultados con otra CN e indicadores normativos.

2. Desarrollo.

Con la ocurrencia de eventos sísmicos de consideración en distintas regiones del mundo, que unido al accidente nuclear ocurrido en la CN de Chernobyl hicieron que en 1991 el Comité de Seguridad Sísmica Internacional reunido en Tokio recomendara al Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA) que se revisaran las Metodologías existentes de evaluaciones sísmicas aplicadas en las CN ubicadas en regiones sísmicas y se re-evaluaran los emplazamientos, las estructuras y los equipos de estas instalaciones con la finalidad de adoptar medidas para que no tuviera lugar el desarrollo de un accidente de Nivel 5 (accidente equivalente al ocurrido en la CN "Islas de las 3 Millas") según la escala internacional de sucesos nucleares. (1)

En la 2da Conferencia Internacional "BELGATOM" celebrada en Bruselas, Bélgica en 1995 se expuso y se ratificó la necesidad de la re-evaluación de los emplazamiento de CN ubicadas en regiones sísmicas dado los terremotos ocurridos mundialmente, las incertidumbres y nivel de estimación adoptado en los estudios sísmicos efectuados inicialmente hace 15 ó más años atrás en los emplazamientos de CN, los nuevos cambios de normas y el avance vertiginoso en el conocimiento geosismotectónico de la corteza terrestre y en las técnicas de análisis de ingeniería soportados en el desarrollo computacional. (2)

Se han realizado revisiones de seguridad sísmica en centrales nucleares de algunos países y las re-evaluaciones realizadas arrojaron la indicación de otro input sísmico de diseño diferente al que se había previsto, por ejemplo, en la CN Pashk de Hungría de 0.05 g considerado inicialmente pasó a ser 0.35 g y en la CN Kozloduy de Bulgaria de 0.20 g a 0.25 g. (3)

A nivel Mundial se aplican metodologías y modelos de aplicación complejos y con gran tiempo de análisis para realizar las evaluaciones de ingeniería de seguridad para el impacto de eventos

severos, por ejemplo, Análisis Probabilístico de Seguridad (APS) para eventos sísmicos, programa MAAP, otros.

1

2.1 Sobre la Central Nuclear que se construía en la República de Cuba. (4)(5)

La Región del Caribe es una región sísmica y la misma está formada por el Arco de las Antillas Mayores y Menores, el Golfo de México, el istmo centro americano y el propio Mar Caribe, siendo Cuba parte integrante del Arco de las Antillas Mayores.

La República de Cuba se encuentra situada en la parte Norte del Anillo Sísmico del Caribe y se previó y llegó casi a terminar la construcción de una Central Nuclear denominada Juraguá, pero este proyecto fue cancelado oficialmente en el año 2000 por dificultades económicas y financieras que confrontó el país. Dicha central fue ubicada en el área centro-sur del país y estaba influenciada por la proximidad de varias fallas peligrosas (Caimán distante al sur a 300 Km., Sureña Cubana a 120 Km., Cienfuegos a 5-25 Km. y Principal Cubana a 120 Km.)

En la etapa de selección del sitio de esta central los estudios simológicos realizados dieron como resultado que para el diseño de la central se asignara para las edificaciones de primera categoría sísmica (Reactor, Edificio Especial, Casa de Bombas) una aceleración de diseño de 0.25 g considerando un terremoto máximo de 8 grados de intensidad según la escala MSK-64 y una probabilidad de ocurrencia de 1 vez en 10 000 años, para esto además de los resultados investigativos realizados, se asumió como referencia comparativa los acelerogramas de terremotos ocurridos en la región de California, USA (Helena Montana de 1955, San Luis Obispo de 1952, San José de 1955, Golden Gate Park de 1957, Kern Country de 1952) (6). Por otra parte la central nuclear se encuentra en un suelo rocoso con fenómenos cárnicos (cavernosidad y porosidad) y se ubicó sobre un bloque geológico homogéneo donde no se esperan deformaciones residuales hasta el sismo máximo de cálculo.

La Central de Juraguá se diseñó para instalar en ella reactores nucleares de agua a presión de tecnología rusa tipo VVER 440 modelo B 230. El Edificio del Reactor es una edificación cilíndrica con una construcción perimetral conexas formada también por paredes cilíndricas. Este Edificio contiene la llamada Contención del Reactor con un diámetro de 45 m., espesor de pared de 1.5 m. y llega hasta la altura de la cota + 44.00 m, y la misma es cerrada en su parte superior por una estructura semiesférica de un radio de 22.5 m. Para asegurar un alto nivel de estanqueidad requerido las paredes de hormigón están recubiertas interiormente por una chapa metálica de 8 mm de espesor de acero al carbono con una capa de aluminizado para la protección anticorrosiva o de acero inoxidable en las zonas de contacto con el agua.

2.2 Evaluación de Integridad y Seguridad Estructural del Edificio y la Contención del Reactor Nuclear de la CN Juraguá al efecto de terremotos de gran intensidad.

2.2.1 Metodología conceptual adoptada para el desarrollo de la evaluación.

Partiendo de las recomendaciones internacionales sobre la necesidad de realizar la re-evaluación sísmica de los sitios y estructuras de las centrales nucleares ubicadas en regiones sismotectónicas, así como considerando el suelo rocoso cársico inyectado, que no existían

2

evaluaciones de seguridad estructural del Edificio y Contención del Reactor para las condiciones del impacto de terremotos con parámetros fuera de la base de diseño y que no se disponía tampoco de modelos específicos a aplicar para las evaluaciones y análisis de tendencia del comportamiento estructural para tales eventos sísmicos, es que nos dimos a la tarea de acometer el trabajo mediante la *Creación y aplicación de una Metodología que fuera sencilla, económica y que posibilitara obtener resultados en breve plazo veraces, comparables y conformes con las Normativas e indicaciones de las Organizaciones Internacionales y del Órgano Regulador Nacional, así como que permitiría:*

- ❖ Aportar criterios adicionales para la fundamentación de la seguridad sísmica del sitio y del diseño de la CN Juraguá con vista a la Licencia para la puesta en servicio.
- ❖ Posibilitar la realización de una re-evaluación simplificada del riesgo sísmico de la central apoyada en el empleo de métodos diferentes a los ya aplicados durante la fase de investigaciones para la selección del sitio, considerando la base de datos de registros sísmológicos adoptada más las informaciones obtenidas complementariamente hasta la fecha pero tomando los valores reconocidos de sismos a partir de 4 grados de magnitud según la escala de Richter.
- ❖ Conocer los terremotos de gran intensidad y extremos (magnitud, intensidad, probabilidad de ocurrencia, períodos de retorno, cantidad probable que puedan surgir) que pudiesen tener lugar aunque sean de baja probabilidad de ocurrencia.
- ❖ Obtener de nuevo la aceleración (movimiento del terreno) para el terremoto de diseño y los de gran intensidad.
- ❖ Lograr realizar una Evaluación global de la Integridad y Seguridad Estructural del Edificio del Reactor mostrando el comportamiento y el nivel de seguridad estructural más probable que se pudiera constatar considerando la aplicación de modelos simplificados o simulados para la realización de los análisis de ingeniería.

Nuestra Metodología creada se basa en el empleo de metodologías, técnicas de análisis y programas de cálculo validados que han estado al alcance y son de uso mas bien convencional, un modelo simplificado simulador de la edificación, métodos con experiencia práctica, etc. todo lo cual nos hace llegar también a resultados que comparando con el diseño, los requerimientos normativos y con las construcciones de otras CN podemos conocer, pronosticar y aproximarnos bastante a la situación real del comportamiento de la edificación, su nivel de seguridad esperado y el pronóstico de las consecuencias probables hasta los parámetros fuera de la base de diseño.

El Análisis de Riesgo Sísmico del emplazamiento de una instalación fue el trabajo de partida para la realización del análisis de integridad comportamiento y de seguridad estructural de dicha instalación, pues con el mismo se podrían conocer inicialmente las magnitudes e intensidades de los terremotos máximos posibles, incluyendo el potencial más probable y sus probabilidades de surgimiento y períodos de retorno en años, así como las

características del movimiento del terreno del emplazamiento (aceleraciones, espectros de respuesta, desplazamientos, etc.) (7) (8)

3

En primera instancia adoptamos para el análisis emplear un **Enfoque Probabilístico**, pues es el más apropiado cuando la información sísmológica base es insuficiente y además porque su finalidad es determinar el nivel de movimiento del terreno que ofrezca una probabilidad aceptablemente baja de que el mismo quede rebasado durante la vida útil de la central en relación a lo previsto para el diseño de la misma o para el período deseado de evaluación. Un **Enfoque Determinista** recurre a la asunción directa de una magnitud máxima para el terremoto a tomar en cuenta sobre la base de los registros sísmológicos ocurridos y la situación sismotectónica de la región, así como de terremotos de referencia de otras regiones en país o de otros países consideradas como de similares características, por lo que no permite pronosticar y conocer si es posible la ocurrencia aunque sea con baja probabilidad de terremotos o de movimientos del terreno (aceleraciones) que puedan exceder la base asumida. (7) (8)

En particular consideramos la aplicación concreta del **Enfoque Probabilístico Simple** dado que nuestra concepción era la de una evaluación de integridad y seguridad estructural global y no pormenorizada de la instalación, partiendo de un método sencillo (registros sísmológicos históricos e instrumentales) que lleve poco volumen de trabajo y de tiempo, siendo todo lo contrario para un **Enfoque Probabilístico Complejo** para el cual se requeriría un gran tiempo de trabajo. (7)(8)

El Enfoque Probabilístico Simple toma la dirección de aceptar como adecuado las muestras de los terremotos experimentados en la región y aplicar el modelo tradicional entre el número de terremotos y la magnitud.

2.2.2 Metodología empleada para la evaluación.

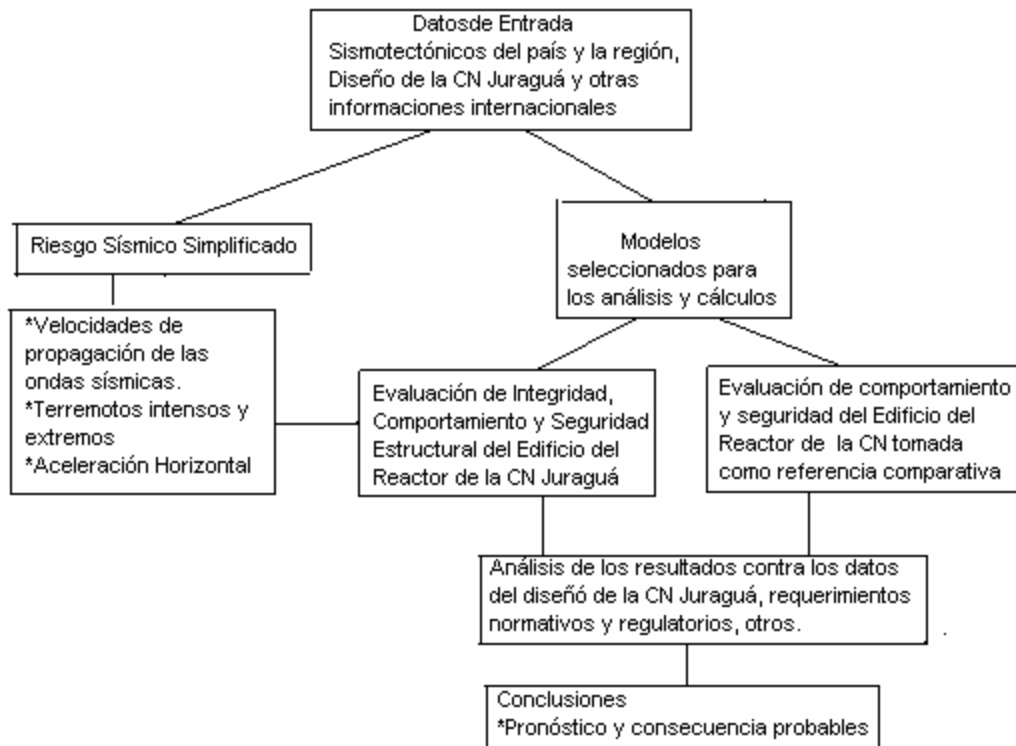
1. Consideración de todas las informaciones y registros sísmológicos reconocidos hasta la fecha pero tomando solamente los valores de sismos a partir de 4 grados de magnitud según la escala de Richter, así como los datos del diseño y construcción ejecutada de la edificación del reactor nuclear y referencias de terremotos ocurridos en otros países de la región y del diseño de otras centrales.
2. Selección de los métodos y técnicas simplificadas para la aplicación en los análisis y cálculos de ingeniería, así como la determinación de los modelos simuladores para el edificio del reactor.
3. Realización del Análisis de Riesgo Sísmico basado en un Enfoque Probabilístico Simple con el objetivo de la determinación de magnitudes e intensidades y aceleraciones máximas probables para los sismos de gran intensidad que pudieran ocurrir.
4. Evaluación global de integridad y seguridad estructural del Edificio del Reactor de la CN considerando:
 - ✓ Suelo rocoso.
 - ✓ Edificación cilíndrica con cúpula hemisférica
 - ✓ Modelos de masas concentradas en 5 nodos.

- ✓ Espectros de respuesta normalizados de acuerdo a normas internacionales.
- ✓ Aplicación de software tradicional, reconocido y validado para análisis de ingeniería.

4

5. Análisis del comportamiento estructural
6. Determinación del Nivel de Seguridad Estructural esperado.
7. Comparación de los datos obtenidos con el diseño y evaluaciones de seguridad estructural realizados en otras CN en condiciones similares y con requerimientos y recomendaciones normativas internacionales.
8. Conclusiones sobre los resultados logrados exponiendo el pronóstico, escenarios y consecuencias probables.
9. Recomendaciones.

Organigrama



2.2.3 Resultados de la aplicación de la Metodología de re-evaluación sísmica en la CN Juraguá.

Análisis de Riesgo Sísmico Simplificado

En el estudio sismológico de actualización efectuado en el período de 1990-94 por el Centro Nacional de investigaciones Sismológicas de la república de Cuba se obtuvo como resultado una aceleración de 0.192 g para el terremoto base de diseño con intensidad de 8 grados. Para el

5

estudio se contó fundamentalmente con una red nacional de estaciones sismológicas ampliada, una base de datos de registros sismológicos que consideró los terremotos ocurridos hasta 1990, la aplicación de una metodología probabilística con un árbol de 5 ramas de análisis, la experiencia propia acumulada por nuestros especialistas en el país. (7)

El análisis realizado por la Metodología empleada mostró:

1. Magnitudes máximas (Mmax) de los terremotos para una región de 200 Km. de radio.
 - Se consideró para el análisis un período de hasta 200 años (período de vida útil de la central, clausura, tiempo de almacenamiento temporal de los desechos radiactivos).

Magnitudes Máximas	Probabilidades de surgimiento por años						
	50	75	100	125	150	175	200
4.2	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
4.7	0.999	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
5.2	0.912	0.974	0.992	0.998	0.999	1.000	1.000
5.7	0.570	0.718	0.815	0.879	0.921	0.948	0.966
6.2	0.255	0.357	0.445	0.521	0.586	0.643	0.692
6.7	0.097	0.142	0.185	0.226	0.265	0.301	0.336
7.2	0.035	0.052	0.069	0.085	0.101	0.117	0.133

2. Determinación de las Intensidades (Io) y las Magnitudes máximas (Mmax). (5)(6)

Relación o Ley de Atenuación propia para el área de análisis.

$I_o = 1.17 M + 0.1$ - Asumida en las investigaciones sismológicas en 1978. (5)

Intensidad del terremoto en el epicentro para M mayor de 5.7 grados.

$I_o = 1.5 M - 3.63 \text{ Log } R - 0.0087 R + 2.5$ – Adoptada para la actualización en 1990 – 1994.

Intensidad en función de la distancia al epicentro.

Magnitudes máximas Mmax.	Intensidades máximas (Io)		
	Io en 1978.	Io en 1994.	Grados – Escala MSK
5.2	6.184	5.589	VI
5.7	6.769	6.338	VI
6.2	7.354	7.088	VII

6.7	7.939	7.838	VIII
7.2	8.524	8.588	IX

6

3. Probabilidad de ocurrencia de los terremotos.

Tomando como base estudios de terremotos realizados en la región de California en EUA, región de referencia comparativa asumida para la tomas de datos sísmicos para el diseño de la CEN Juraguá, se considera para la determinación de la probabilidad de ocurrencia de los terremotos la siguiente expresión:

$$EN = Y/370 (8x^2 - 4.69x^3 + 7.52x^4) \quad (10)$$

Donde: Y - Número de años a considerar en el análisis

M - la Magnitud del terremoto y $x = 8.7 - M - 8.7$ - Terremoto que no se espera ser Excedido.

Magnitud máxima	50 años	100 años	200 años
6.7	15	31	62
7.2	5	11	22

4. Determinación de la Aceleración Máxima Horizontal en el Sitio por varias Metodologías.

A - Según Trífunac y Brady - $\log a_{\text{horizontal}} = 0.3 (I) - 0.14$ (12)

B.- Según G. Grunthal - $\log a = -0.87 + 0.207 M - \log R - 0.00117 R$ (11)

C. Según experiencia del Japón: $a = 10^{0.61M - (1.66 + 3.6/R + (0.167 - 1.83/R)/T)}$ (14)

Mmax (grados)	Distancia al epicentro R (Km.)	Evaluación inicial del Sitio - Diseño (1977) Aceleración	Experiencia Práctica del Japón (1978) Aceleración	Trífunac y Brady (1975) Aceleración	EUA, G. Grunthal. (1995) Aceleración
M _{máx.} = 6.5	18	0.25			
M _{max.} = 6.7	7		0.18		0.54
	10		0.12		0.38
	15		0.07		0.25
	20		0.05	0.17	0.14

Mmax. = 7.2	7		0.36		0.69
	10		0.24		0.39
	15		0.14		0.33
	20		0.10	0.26	0.25

7

❖ El estudio arrojó que la mayoría de los terremotos surgen con epicentros entre 10 a 20 Km de profundidad para lo cual las Aceleraciones Horizontales Máximas oscilarán entre 0.10 a 0.39 g

- Aceleración Máxima Horizontal de diseño de la CN Juraguá según investigaciones sismológicas de 1976 – 78. (2)(6) - 0.25 g
- Aceleración Máxima Horizontal obtenida en 1990 – 94 - 0.192 g
- Aceleración Máxima Horizontal según los registros de sísmicos intensos (Informe 1990–1994 - Ahora Mmax = 6.5, Epicentros a 18 Km.) - 0.188 g

5. Resultados de la Evaluación del Comportamiento Estructural del Edificio del Reactor de la CN Juraguá. (5)(6)(17)(18)(20)(21)(22)(23)

Se emplean modelos seleccionados en base a masas concentradas en 5 nodos, Programa STARDINE versión 4.0 y otros para la realización de los análisis correspondientes, obteniéndose los resultados que a continuación se relacionan.

a) Desplazamientos Horizontales y Verticales Máximos que se pueden esperar (mm).

Niveles del Edif. (m)	ZPA = 0.25 g		ZPA = 0.30 g		ZPA = 0.35 g		ZPA = 0.41 g	
	Hor.	Vert.	Hor.	Vert.	Hor.	Vert.	Hor.	Vert.
+ 69.90	8.2	2.1	9.8	2.5	11.5	3.0	13.4	3.5
+44. 35	7.6	2.0	9.1	2.4	10.6	2.8	12.5	3.3
+ 28.00	6.6	1.8	7.9	2.2	9.2	2.5	10.8	3.0
+.10.50	4.2	1.3	5.0	1.6	5.8	1.8	6.8	2.2
0.00	2.3	0.9	2.7	1.1	3.1	1.3	3.7	1.5
- 7.95	0.7	0.6	0.8	0.7	1.0	0.8	1.1	0.9

b) Frecuencia del Edificio del Reactor (cps).

CN JURAGUA Edif. Reactor	Aceleración de diseño – 0.25 g Edif. Considerándolo Empotrado		Aceleración de diseño – 0.25 g Edif. considerando el terreno	
	Hor.	Vert.	Hor.	Vert.
1	5.4	11.6	4.9	9.1
2	14.2	30.3	12.7	22.7
3	19.4	41.5	17.7	34.8
4	27.7	59.6	22.9	43.9

5	32.2	68.7	26.4	60.3
6	-	-	33.1	72.7

6. Resultados del cálculo para la determinación del Nivel de Integridad y Seguridad Estructural del Edificio del Reactor para la zona comprendida entre las cotas + 28.00 a + 44.35 m donde se ubican las instalaciones tecnológicas fundamentales.

Aceleración Horizontal actuando en el cimiento	Nivel de Seguridad Estructural esperado
0.25 g	1.74
0.30 g	1.45
0.35 g	1.10
0.41 g	0.94

Los resultados obtenidos muestran que podemos catalogar de segura estructuralmente a esta zona del edificio evaluada hasta el efecto de un terremoto extremo con aceleración horizontal máxima de 0.39 actuando en el cimiento del edificio. Superior a este valor se comenzaría a dañar la edificación perdiendo integridad, pudiendo conllevar a la posibilidad de daños severos a las estructuras constructivas y tecnológicas dentro de la Contención y del Área Perimetral del Edificio del Reactor.

2.2.4 Resultados de la aplicación de la Metodología de re-evaluación sísmica en otro tipo de Edificio del Reactor.

Con el objetivo de comparar y mostrar la aplicabilidad de la Metodología propuesta para otras edificaciones similares o no geométricamente y en condiciones de suelos duros como el del sitio de la CN Juraguá y estar ubicadas en regiones sísmicas, tomamos como referencia para el análisis:

- ❖ Edificio del Reactor de la CN Laguna Verde de México. (15)(16)(17)(18)(20)(21)(22)(23)
 - ✓ Edificio con una geometría de sección rectangular y con una altura similar del edificio.
 - ✓ Aceleración Horizontal máxima de diseño – 0.26 g.
 - ✓ Suelo duro resistente con una Vs superior a 1060 m/s compuesta por piedras andersite, aluivón y basalto.
 - ✓ Región sísmica donde se esperan la ocurrencia probable de terremotos de gran fuertes.
 - ✓ CN ubicada en la costa del Golfo de México en el Mar Caribe.

Resultados para la frecuencia Natural del Edificio del Reactor.

CN LV	Resultados de la frecuencia (cps)					
Nodo	Análisis del diseño del edificio considerando el suelo aplicando a este el método de elementos finitos y de masas concentradas para el edificio con 15 Nodos			Evaluación de Seguridad aceptada por el Órgano Regulador considerando o solo 2 Nodos.	Aplicación de la Metodología Propuesta considerando 5 Nodos	
	Hor. E - W	Hor. N - S	Vert.	Hor.	Hor.	Vert.
1	3.01	2.88	8.81		3.05	8.90
2	6.62	8.31	21.8		7.0	22.0
3	10.64	10.49	39.6	13.064	11.0	41.0
4	22.35	13.70	59.1		23.0	61.0
5	28.00	20.90	84.8		29.0	90.0
6	34.00	27.25	142.0	34.20	35.5	143

Aceleraciones y desplazamientos para el Edificio y la Contención del Reactor.

CN LV	Aceleración Máxima (g)			Desplazamientos máximos (mm)			
	Diseño del Edificio	Evaluación según la Metodología propuesta		Diseño del Edificio		Evaluación según la Metodología propuesta	
Niveles (m)	Hor.	Para el Órgano Regulado MX	Metodología propuesta	Hor.	Vert.	Hor.	Vert.
+ 67.65	0.70		0.68	2.03	0.20	1.90	0.18

+57.45	0.60		0.59	0.38	0.18	0.25	0.15
+49.90	0.50	0.48	0.485	0.127	0.005	0.11	0.002
+33.00	0.33		0.32	0.015	0.002	0.014	0.001
+18.70	0.29		0.27	0.010	0.001	0.011	0.000
+ 0.65	0.26	0.26	0.26	0.0006	0.000	0.006	0.000

3. Conclusiones.

- Se constató que dadas las fallas tectónicas peligrosas próximas al sitio pudieran ocurrir Terremotos de gran Magnitud (mayor de 5.7 grados) o Intensidad (mayor de 8 grados) fuera de la base de diseño o extremos en términos de 50 a 125 años aunque con baja probabilidad, pero puede impactar en el cimiento del Edificio del Reactor, Aceleraciones Horizontales Máximas elevadas que superan la base de diseño (0.25 g), pues se obtiene en el orden de 0.30 g y mayores, lo cual puede atentar severamente contra la integridad estructural de la edificación y por ende causar posibles daños (Ejemplo: rajaduras y desplomes probables de muros, fallos de anclajes y caídas de equipos
- Para un Terremoto Extremo con espectro de respuesta de 0.41 g con los valores de Cortante, Momento y fuerzas Axiales correspondientes es que se obtendría un desplazamiento máximo del centro geométrico del Edificio que supera ligeramente el milímetro (1.10 mm), siendo el valor de 1 mm el límite geodésico admitido en la instalación del Reactor en cuanto a coaxialidad de su eje. En el nivel de la Sala del Reactor (cota + 28.00 m) se pudiera alcanzar un desplazamiento de 10.8 mm. Estos desplazamientos pueden ser compensados perfectamente por los hidroamortiguadores y limitadores de movimiento que se tenían previstos en la instalación del reactor, no se pasaría a una situación de accidente.
- Sobre la base de los resultados obtenidos pudimos pronosticar que el Edificio y Contención del Reactor hasta Terremotos Extremos con espectro de respuesta de diseño de hasta 0.40g poseerá un Comportamiento Estructural ACEPTABLE (Se mantiene la integridad de la Contención) que permitirá lograr un Nivel de Seguridad Estructural SATISFACTORIO sin el surgimiento de posibles Accidentes Severos, es decir se evitará alcanzar el nivel 5 de accidentes según la escala internacional de sucesos nucleares.
- La Metodología puede ser aplicada para el Análisis de Integridad y Seguridad Estructural en Edificaciones cilíndricas y en otras Edificaciones de diversas configuraciones, ejemplo rectangular o cuadrada realizando conversiones a áreas circulares o cilíndricas.

- Sobre la base de los resultados obtenidos en la aplicación de la Metodología simplificada propuesta al Edificio del Reactor de la CN Laguna Verde se constata que se obtienen valores SATISFACTORIOS para el impacto de terremotos extremos, pues se alcanza un Margen o Límite aceptable (inferior al 10%) para la seguridad estructural hasta para un terremoto con espectro de respuesta de ZPA = 0.43g.(25).
- Los resultados obtenidos utilizando Modelos matemáticos y simuladores simplificados y unido al empleo de software validados permitieron lograr resultados satisfactorios para evaluaciones de integridad y seguridad estructural, cuestión esta que reafirma los criterios planteados por los especialistas ingleses de la H. M Nuclear Installation Inspectorate, Thames House SOUTH, Mill bank, United Kingdom en 1986. (26).

11

Bibliografía.

1. Proyecto Técnico (Diseño) de la Central Nuclear de Juraguá aprobado en 1982 y Proyecto Ejecutivo para la construcción y montaje elaborado desde 1983 a la fecha.
2. Metodología recomendada en 1991 por el Comité de Seguridad Sísmica Internacional y aprobada en 1992 por el OIEA sobre la evaluación sísmicas de las CN.
3. Informe del Proyecto OIEA “BENCHMARK sobre el análisis y pruebas sísmicas de comprobación a las CN” realizadas durante 1993 a 96 en Bulgaria y Hungría., 1977.
4. 2da. Conferencia Internacional BELGATOM, Bruselas, Bélgica, 1995.
5. Informe sísmológico y geológico de la CEN Juraguá, 1978.
6. Informe sísmológico regional actualizado de la CEN Juraguá, CENAIS, 1994.
7. Programa NUSS, Códigos y Guías de seguridad del OIEA - 50-SG-S1 y 50-SG-S2.
8. IAEA – TECDOC – 724, Probabilistic Safety Assessment for seismic events, Oct. 1993.
9. Failure probability evaluation for a reactor building using linear response, Conf. SMIRT, Osazaki, A., Tomomoto, K., Iba, T., Namba, H., Moriyama, K., Brasil, 1995.
10. Estimación de períodos de retorno sísmico en la CN LV, Dr. J. H. Flores Ruiz, ININ, México, 1992.
11. G. Gruntal, 1995, Macro seismic and strong – motion parameters.- Dept. of Kinematics and Dynamic of the earth.
12. Trífunac y Brady, 1975, “Determinación de intensidades de terremotos considerando efectos locales”.
13. Nuclear Reactors and Earthquakes, NTIS (National Technical Information Service), U.S. Department of Commerce, United States Atomic Energy Commission, Division of Technical Information, Revision Julio/1977.
14. Japanese practice for estimating the expected maximum earthquake force at a nuclear power plant site, S. Omote, Y. Ohasaki, T. Kakimi and T. Matsuda, 1978.
15. Reporte de Seguridad (FSART) de la CN LV.
16. Análisis sísmico de las Estructuras de la CN LV, Ing. T. Zazueta y J. Turriza, CFE, 1987.
17. Software para análisis de ingeniería STARDINE Versión 4.0, 1994, USA.

18. Software. Determinación del Factor (Nivel) de Seguridad Estructural de Edificaciones, USA, Ebasco, 1981.
19. Comparison of design and probabilistic analyses of nuclear power plants, Maslenikov O.R, Johson J.J, Campbell R.D, EQE Internacional, San Francisco and Irving, USA presentado en la Conf. International SMIRT, 1995, Brasil.
20. Mathematical models of seismic motion for CN, Russia, Conf. SMIRT, 1995, Brasil.
21. Respuestas de CN LV a la CNSNS sobre el Reporte de Seguridad, México, 1983.
22. Centrales nucleares antisísmicas, A. P. Kirilov y Y. K. Ambriashbili, URSS, 1985.
23. RG 1.60. Regulatory Guide, USA, "Design response spectra for seismic design of NPP".
24. Montaje del equipamiento de Centrales Electronucleares, V. V Quirnis, 1980.
25. Selection of seismic margin criterio for Spanish nuclear power plants, Conf. International SMIRT, Baltus, R., Monette, P., Ravindra, M.K., Youngs, R., 1995, Brazil.
- 26.** Some studies of the response of Pre-stressed Containments for PWR to earthquakes, gas cloud explosions and aircraft crash, T. Currie, R.J. Stubbs, J. Cripps and J. Miles, H.M. Nuclear Installation Inspectorate, London, United Kingdom, 1986.