

Diseño conceptual de estructuras de contención para centrales nucleares

Design criteria of containment buildings for nuclear power plants

Miquel Crusells Girona. Ingeniero de Caminos, Canales y Puertos. Especialidad en Análisis y Proyectos de Estructuras. Ingeniero Industrial. Especialidad en Ingeniería Nuclear. Grupo de Análisis Probabilístico de Seguridad. Westinghouse Electric Spain, SAU. Central Nuclear Vandellós II. L'Hospitalet de l'Infant (España). miquel.crusells@enginyers.net

Resumen: Dado el alto porcentaje de energía nuclear que utilizan algunos países como Francia o Estados Unidos, y el riesgo que conlleva su mala concepción, es muy relevante diseñar las centrales nucleares de forma segura y respetuosa con el medio ambiente. Esta seguridad, además de venir marcada por numerosos sistemas de seguridad, radica en un elemento singular de la central: el edificio de contención. A continuación se presentan sus principales características y susceptibilidades frente a accidentes.

Palabras Clave: Ingeniería nuclear; Edificio de contención; Hormigón armado; Hormigón pretensado

Abstract: Due to the high proportion of nuclear energy used in countries such as France or USA and the risks entailed by incorrect design, it is extremely important to design nuclear power plants in a safe and environmentally acceptable manner. In addition to the numerous safety systems required, nuclear safety depends on the structural integrity of its containment building. This report describes the main design features of this building and how it can be affected by accidents.

Keywords: Nuclear engineering; Containment building; Reinforced concrete; Prestressed concrete

La energía nuclear: una oportunidad para los ingenieros

Recientemente la energía nuclear ha ido ganando protagonismo en el debate energético de muchos países; España, con ocho grupos nucleares situados en seis emplazamientos, no es una excepción. Además, el reciente accidente en la central nuclear de Fukushima ha realizado ferozmente el debate. Por ello, las posturas al respecto son muy diversas. Independientemente de éstas, la energía nuclear, ligada a la ingeniería nuclear, es una oportunidad muy remarcable para los ingenieros. A la hora de diseñar, construir, actualizar o clausurar una central nuclear, un almacén temporal o un almacén geológico profundo es necesaria una gran cantidad de técnicos de multitud de disciplinas.

Una parte muy importante de esta tecnicidad es la vertiente estructural; ésta se manifiesta no sólo en el diseño de las estructuras a desarrollar, con importantes peculiaridades, sino también en el análisis tensional de componentes internos, como pueden ser las diferentes tuberías o el propio barrilete de la vasija del

Nuclear energy: an opportunity for engineers

Nuclear energy has recently come to the fore in the energy debate in many countries and Spain, with eight nuclear reactors set in six locations, is no exception to the rule. Furthermore, the recent accident at the Fukushima nuclear power plant has urgently reopened the debate, and given rise to wide ranging opinions. Notwithstanding these varying opinions, nuclear energy and nuclear engineering poses a remarkable opportunity for engineers. When designing, building, modernising or closing a nuclear power plant, a temporary storage facility or deep geological repository, a large number of technicians are required from a wide range of technical disciplines.

Much of this technical expertise is related to the structural component and is made apparent not only in the design of the structures, with their important peculiarities, but also in the stress analysis of internal components, as is the case of the different pipelines or the core barrel of the reactor vessel itself. Within this vast range of structural engineering, and as shown by

reactor. Dentro de este mar de ingeniería estructural, y como se ha ratificado en el accidente japonés, destaca por su vinculación a la seguridad el edificio de contención, ya sea por las características resistentes que se le requieren como por otros aspectos relevantes como las fugas de su atmósfera interior.

La concepción de un edificio de contención

Generalmente, la estructura más reconocible en un emplazamiento nuclear es el edificio de contención, junto con la torre de refrigeración de tiro natural si la hubiere. La singularidad del edificio de contención radica en el albergue de la vasija del reactor, que contiene el núcleo, además de todo el circuito primario y sus componentes en el caso de centrales de agua a presión (PWR), y a diferencia de las centrales de agua en ebullición (BWR), cuyo circuito primario emerge de contención hacia el edificio de turbinas.

Estas condiciones de vinculación con el reactor confieren al edificio de contención dos funciones de seguridad muy relevantes: la integridad estructural, tanto frente a agresiones externas como frente a agresiones internas, y la estanqueidad. Además, muy relacionadas con estas funciones de seguridad, existen condiciones de vinculación de carácter geométrico con el sistema primario, como pueden ser la disposición de los lazos de refrigeración del reactor en relación a los diferentes muros antimisiles o las elevaciones de los distintos elementos, requeridas en diferentes escenarios como puede ser la circulación natural del circuito primario.

Existen muy diversas soluciones estructurales para una estructura de contención, que suelen depender del tipo de reactor a salvaguardar (BWR o PWR) y del año de su proyecto, pudiéndose observar una evolución en ellas. A pesar de ello, ha sido habitual atribuir las dos funciones de seguridad presentadas a elementos independientes de la estructura. Así, la estanqueidad suele atribuirse a un elemento metálico, debidamente soldado según el código normativo aplicado, conocido como *liner*, mientras que la integridad estructural se atribuye a una estructura completa, externa al *liner*, cuyos materiales pueden ser acero, hormigón armado u hormigón pretensado.

El *liner* suele materializarse con una chapa de acero al carbono de espesor difícilmente superior a 10 mm (habitualmente entre 6 y 8 mm), y de límite elástico al-

the accident in Japan, the containment building takes on utmost importance with regards to safety, both on account of the strength capacity required of the same and with respect to other relevant aspects such as leaks from its interior.

The design of a containment building

The most recognisable structures of a nuclear power plant are generally the containment building and the natural draught cooling tower, where these latter exist. The particularity of the containment building lies in the housing of the reactor vessel, that contains the core as well as all the primary circuit and its components in the case of pressurized water reactors (PWR), as opposed to boiling water reactors (BWR) where the primary circuit runs from the containment to the turbine building.

On account of this relation with the reactor, the containment building has two very relevant safety functions: structural integrity against both external and internal events and leak-tightness. With respect to these safety functions, there are similarly a whole series of conditions of a geometric nature related to the primary system, such as the arrangement of the reactor coolant loops with respect to the different missile shields or the elevations of the different elements required according to the situation as might be the case of the natural circulation in the primary circuit.

There are many different structural solutions for a contention structure which usually depend on the type of reactor contained (BWR or PWR) and when they were designed, as these structures have undergone considerable development over the years. In spite of this, it has been standard practice to allocate the said two safety functions to independent components within the structure. In this respect, leak-tightness is normally assured by a steel element that is duly welded according to the applicable standards, and known as a liner, while the structural integrity is attributed to a complete structure, outside the liner, formed of materials such as steel, reinforced concrete or prestressed concrete.

The liner is usually formed in carbon steel plate that is rarely over 10 mm thick (normally between 6 and 8 mm), and with an elastic limit of around 200

Tabla 1. Tipologías de edificios de contención de centrales nucleares PWR con año de primera criticidad/
Table 1. Type of containment constructions for PWR reactors with year of first criticality

Gran contención seca Large dry containment	Cilindro estructural de acero Steel cylinder	Cilindro de acero estructural en edificio de hormigón armado barrera Steel cylinder with reinforced concrete shield building	Kewaunee (1974) Davis Besse (1978) Waterford 3 (1985)
	Cilindro estructural de hormigón armado con liner de acero Reinforced concrete cylinder with steel liner	Cilindro de hormigón armado con liner de acero Reinforced concrete cylinder with steel liner	Comanche Peak 1&2 (1990,1993) Diablo Canyon 1&2 (1985, 1986) Salem 1&2 (1977, 1981)
		Cilindro de hormigón armado con liner de acero y contención secundaria Reinforced concrete cylinder with steel liner and secondary containment	Seabrook 1 (1990)
	Cilindro de hormigón pretensado con liner de acero Post-tensioned concrete cylinder with steel liner	Cilindro de hormigón pretensado vertical (1D) con liner de acero 1-D vertical post-tensioned concrete cylinder with steel liner	Ginna (1970) HB Robinson (1971)
		Cilindro de hormigón pretensado diagonal con liner de acero Diagonal post-tensioned concrete cylinder with steel liner	Fort Calhoun (1973)
		Cilindro de hormigón pretensado 3D con liner de acero 3-D post-tensioned concrete cylinder with steel liner	Palo Verde 1&2&3 (1988) Vogtle 1&2 (1987, 1989) Wolf Creek (1985) Vandellós II (1988) Ascó I&II (1984, 1986) Almaraz I&II (1983, 1984)
		Cilindro de hormigón pretensado 3D con liner de acero y contención secundaria 3-D post-tensioned concrete cylinder with steel liner and secondary containment	Millstone 2 (1975)
Contención primaria con presión interior sub atmosférica Subatmospheric primary containment		Cilindro de hormigón armado con liner metálico Reinforced concrete cylinder with steel liner	North Anna 1&2 (1978, 1980) Beaver Valley 1&2 (1976, 1987) Millstone 3 (1986)
Contención primaria con condensadores de hielo Ice condenser primary containment		Cilindro de acero estructural en edificio de hormigón armado barrera Steel cylinder with reinforced concrete shield building	Sequoyah 1&2 (1981, 1982) McGuire 1&2 (1981, 1984)
		Cilindro de hormigón armado con liner de acero Reinforced concrete cylinder with steel liner	DC Cook 1&2 (1975, 1978)

rededor de los 200 MPa. Aún no tener una función estructural, este elemento suele ser la base donde soldar algunos soportes o componentes requeridos en el interior de la contención, debido a este motivo el liner suele incorporar rigidizadores longitudinales, que reducen la susceptibilidad a abolladura local por flexión, y anclajes al hormigón, cuya función es transmitir la mayor parte de los esfuerzos al elemento estructural.

MPa. While the liner does not have a structural function, it normally serves as a base on which to weld certain supports or components required in the interior of the containment and for this reason the liner tends to incorporate longitudinal stiffeners that reduce the possibility of localised flexural buckling, together with anchors into the concrete to transfer the majority of the stress to the structural element.

Tabla 2. Tipologías de edificios de contención de centrales nucleares BWR con año de primera criticidad/
Table 2. Type of containment constructions for BWR reactors with year of first criticality

Contención primaria de acero estructural <i>Steel primary containment</i>	Mark I (acero para el pozo seco y húmedo) <i>Mark I (steel drywell and wetwell)</i>	Dresden 2&3 (1970, 1971) Browns Ferry 1&2&3 (1973, 1974, 1976) Fermi 2 (1988) Fukushima I (1971) Santa María de Garoña (1971)
	Mark II (acero para el pozo seco y húmedo) <i>Mark II (steel drywell and wetwell)</i>	Columbia (1984)
	Mark III (pozo seco de hormigón armado y pozo húmedo de acero) <i>Mark III (reinforced concrete drywell and steel wetwell)</i>	Perry 1 (1987) Riverbend 1 (1986) Cofrentes (1985)
Contención primaria de hormigón armado con liner de acero <i>Reinforced concrete primary containment with steel liner</i>	Mark I (hormigón armado para el pozo seco y húmedo) <i>Mark I (reinforced concrete drywell and wetwell)</i>	Brunswick 1&2 (1975)
	Mark II (hormigón armado para el pozo seco y húmedo) <i>Mark II (reinforced concrete drywell and wetwell)</i>	Limerick 1&2 (1986, 1990) Nine Mile Point 2 (1987)
	Mark III (hormigón armado para el pozo seco y húmedo) <i>Mark III (reinforced concrete drywell and wetwell)</i>	Clinton 1 (1987) Grand Gulf 1 (1985)
Contención primaria de hormigón pretensado con liner de acero <i>Post-tensioned concrete primary containment with steel liner</i>	Mark II (hormigón armado para el pozo seco y hormigón pretensado para el pozo húmedo) <i>Mark II (reinforced concrete drywell and post-tensioned concrete wetwell)</i>	LaSalle 1&2 (1984)

El elemento estructural suele tener un rango más amplio de soluciones. Tradicionalmente se ha atribuido un elemento estructural metálico en las contenciones primarias de los reactores BWR de primeras generaciones (Mark I y II de pozo seco y húmedo de acero, de finales de 1960 e inicios de 1970), mientras que ha sido menos utilizado en reactores PWR, cuyos elementos estructurales suelen ser bien de hormigón armado bien de hormigón pretensado (con tendones dispuestos en una, dos o tres familias). Además, los últimos modelos de contención para PWR en operación (años 1980) han incorporado otras características para aumentar la seguridad, como puede ser una atmósfera interior a presión subatmosférica, que hace físicamente imposible las fugas siempre que esta presión sea mantenida, o la inclusión de condensadores de hielo para el vapor que pueda liberarse en caso de accidente. A modo de ejemplos, las tablas 1 y 2, algunos datos de las cuales se extraen del

The structural element tends to have a far wider range of solutions. A steel structure was habitually employed in the containments of the first generation BWRs (Mark 1 and II steel drywell and wetwell, from the end of the 60's and the start of the 70's), though this was less common in the PWR reactors which have tended towards containments formed either in reinforced or prestressed concrete (with cables in groups of one, two or three). Additionally, the latest containment models for PWR reactors in operation (1980's) have incorporated other characteristics to increase safety, such as maintaining the internal pressure at sub-atmospheric or negative pressure, which makes it physically impossible for leaks to occur when this pressure is maintained, or the inclusion of ice-condensers for the vapour that may be released in the case of an accident. By way of example, tables 1 and 2 contain show various types of containment employed in different reactors, part

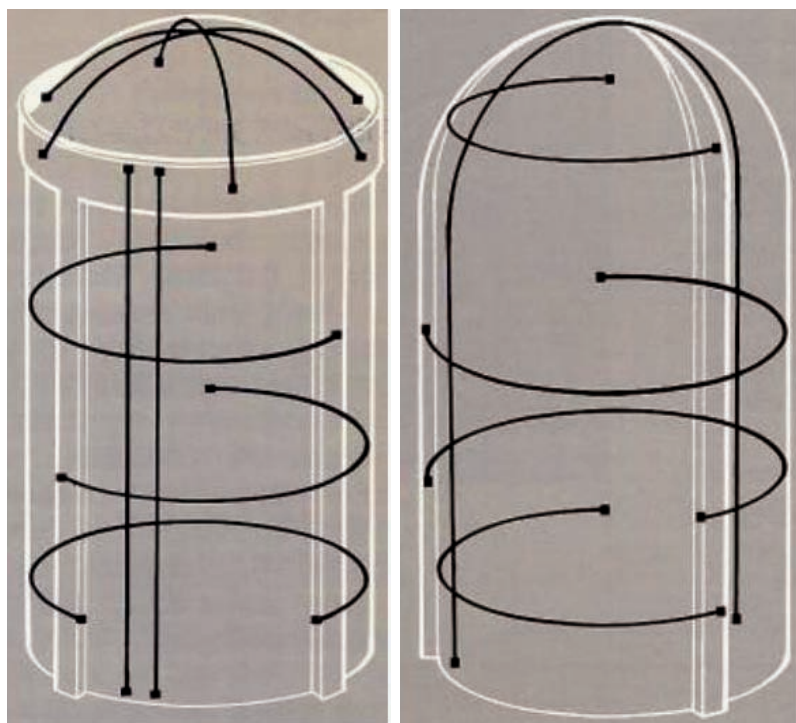


Fig. 1. A la izquierda, estructura de hormigón pretensado correspondiente a los grupos I y II de la central nuclear de Ascó. A la derecha, estructura de hormigón pretensado correspondiente a la central nuclear Vandellós II (Ambas estructuras correspondientes a la clasificación de "Gran contención seca")./On the left, prestressed concrete structure corresponding to groups I and II of the Asco nuclear power plant. On the right, prestressed concrete structure corresponding to the Vandellós nuclear power plant (Both structures coming under the classification of "Large dry containment").

NUREG/CR-6906 (3) de la U.S. Nuclear Regulatory Commission, muestran las diferentes tipologías construidas en algunos reactores.

A pesar de la historia de las contenciones metálicas, actualmente prácticamente todas las centrales en construcción de III+ generación (EPR, AP1000...) tienen una estructura de contención de hormigón pretensado con liner de acero para garantizar la estanqueidad. El hormigón utilizado desde la década de 1980 para las centrales nucleares ha sido de resistencia característica alrededor de los 40 MPa, con armaduras de acero de 400 MPa de límite elástico, de diámetros que pueden llegar hasta los Ø57. El acero de pretensado suele tener una resistencia última convencional en estos casos, de alrededor de los 1800 MPa, con una tensión en servicio sobre el 75% de su capacidad última, para intentar reducir su relajación así como para tener resistencia de reserva en caso de sobrepresión debida a un accidente.

Igualmente a modo de ejemplos, la figura 1 muestra el elemento estructural de las tipologías de estructura de contención para las centrales nucleares espa-

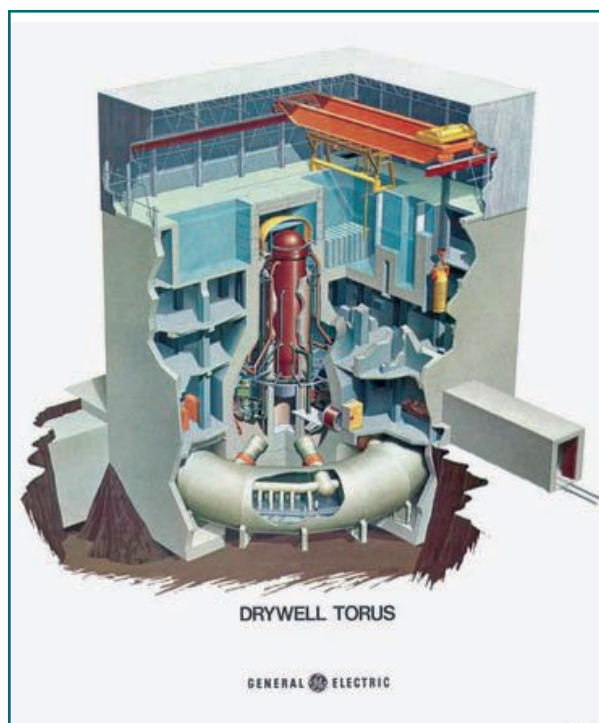


Fig. 2. Estructura de contención tipo Mark I de General Electric/General Electric Mark I type containment structure.

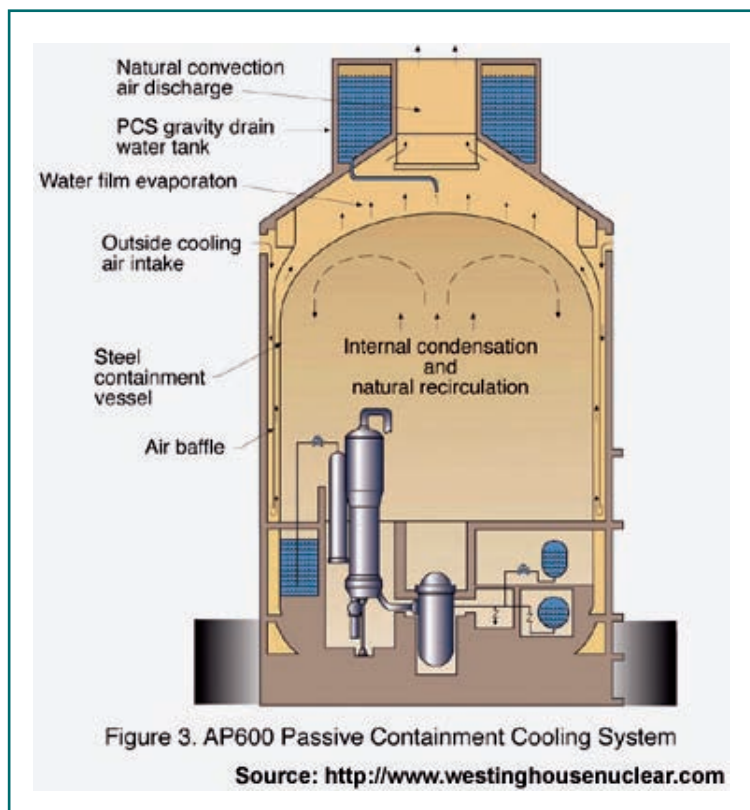


Figura 3. Perfil y filosofía de la estructura de contención del AP600 y AP1000 de Westinghouse/ Profile of containment system in the predecessor to the Westinghouse AP600 and AP1000.

ñolas de Ascó I y II, y Vandellós II; mientras que la figura 2 muestra la estructura de contención tipo Mark I, de centrales como la de Santa María de Garoña o Fukushima. Como aproximación a los nuevos diseños de estructuras de contención para centrales de generación III+, la figura 3 muestra un perfil de la contención del AP600 o AP1000 de Westinghouse, incluyendo su filosofía de fenomenología pasiva, construida a partir de materiales que, salvando alguna peculiaridades, distan poco de los utilizados en las estructuras actuales, de generación II.

Definición de acciones a considerar en estructuras de contención de centrales nucleares

Probablemente, el paso más delicado a la hora de diseñar una estructura de contención para una central nuclear sea la definición de acciones a considerar en su cálculo. Como en cualquier otra estructura, pueden establecerse dos situaciones de cálculo: el estado en servicio, entendido tanto en operación a potencia como en transitorios frecuentes de subida y bajada de carga o en periodo de recarga del combustible, y el estado accidental, correspondiente al Accidente Base de Diseño (DBA), entendido como el accidente cuyas condiciones son las más desfavorables que se pueden producir (4). La práctica totalidad de estructuras de contención de las centrales nucleares que hay hoy en día en operación, exceptuando algunos países con controversia política, responden al código normativo de la *American Society of Mechanical Engineers* (ASME) en su sección IIIa (*Rules for construction of nuclear facility components*) y división 2ª (*Code for concrete containments*). Sin embargo, a pesar de obvias diferencias con lo que hace referencia a factores de ponderación de cargas o tensiones límite en cada estado, la filosofía del código no dista mucho de la instrucción de hormigón estructural española EHE-08 o el Eurocódigo 2.

De esta forma, las acciones a considerar en estado de servicio, correspondiente al Estado Límite de Servicio de la instrucción EHE-08, deben ser, como mínimo:

- Cargas muertas debidas a componentes apoyados directamente en el hormigón o a través del liner y sus anclajes.
- Cargas de pretensado, si las hubiere.

of the data for which being provided by the NUREG/CR-6906 (3) published by the U.S. Nuclear Regulatory Commission.

In spite of the history of steel containments, practically all generation III+ reactors today (EPR, AP1000....) have a post-tensioned concrete containment structure with a steel line to guarantee leak-tightness. The concrete employed in nuclear plants since the 80's has a characteristic strength of 40 MPa, with steel reinforcement of up to $\varnothing$ 57 diameter with an elastic limit of 400 MPa. The prestressing steel tends to have a conventional ultimate strength in these cases of around 1800 MPa, with a working stress of around 75% its ultimate capacity, so as to reduce its relaxation and to have sufficient reserve strength to cover any overloading due to an accident.

Similarly, and by way of example, figure 1 shows the structural element of the containment for the Spanish nuclear power plants Ascó I and II and Vandellós II; while figure 2 shows the Mark I type containment structure of plants such as those at Santa Maria de Garoña or Fukushima. As an approximation of the new designs of containment structures for III+ generation plants, figure 3 shows a profile of the Westinghouse AP600 or AP1000 containment, including its philosophy of passive safety design, employing materials that vary little from those used in current generation II structures.

Definition of design loading to be considered in nuclear plant containment structures

One of the most delicate stages when designing a containment structure for a nuclear plant is probably the definition of the design loading. As in any other structure, two different design situations may be established: the service state, when taking this as under full operation as well as the frequent, transitory increases and drops in load, or in the fuel reloading period; and the accidental state, corresponding to the Design Basis Accident (DBA), when taking this as the worst-case accident scenario that may occur (4). Practically all nuclear plant containment structures in operation today, with the exception of certain countries operating under controversial policy, meet the standards of the American Society of Mechanical Engineers

- Cargas resultantes del accionamiento de componentes (típicamente contactos con bancadas de válvulas).
- Sobrecargas de uso debidas a la operación a potencia o al estado operacional en recarga (grúa polar, posibles subpresiones en la losa de cimentación o reacciones de tuberías en codos).
- Sobrepresiones debidas a la operación a potencia (presión subatmosférica si fuese el caso o variaciones de presión debidas a las temperaturas de operación).
- Efecto térmico debido a la temperatura de operación.

Típicamente, la verificación de este estado, como está asumido en el proyecto de otras estructuras, responde a la confirmación de la correcta funcionalidad de la estructura en cada uno de los estados operacionales de la planta (EOP) establecidos. Por ello, normalmente se asumen factores de ponderación iguales a 1,0, sin considerar efecto accidental alguno, y el valor de cálculo de las acciones coincide con su valor característico. En efecto, esta premisa asume que, en caso de accidente, la funcionalidad no es un problema a tener en cuenta, puesto que el único fin es llevar la planta a parada segura tan rápidamente como sea posible evitando cualquier liberación incontrolada de radioactividad al exterior.

El estado accidental tenido en cuenta en el cálculo es el que se asimila en los códigos europeos como Estado Límite Último, puesto que se calcula la estructura atendiendo a su resistencia. En este caso, las acciones a considerar en el cálculo estructural se hacen más radicales, contemplando:

- Cargas debidas al sismo de diseño que mantiene la planta en operación (OBE) y al sismo de diseño que lleva la planta a parada segura (SSE).
- Cargas debidas al viento de diseño que mantiene la planta en operación.
- Cargas debidas a tornados y a vientos huracanados, si los hubiere, que llevan la planta a parada segura, incluyendo los posibles misiles que se puedan generar como consecuencia de ellos o cambios súbitos de presión.
- Cargas resultantes de la inundación interna de diseño.
- Máxima sobrepresión en contención producida por el Accidente Base de Diseño ((1) y (2)).

(ASME) Code, established under section IIIa (Rules for construction of nuclear facility components) and Division 2 (Code for concrete containments). However, in spite of obvious difference made with respect to the loading or limit stress weighting factors in each state, the philosophy of the code is not far different from the Spanish structural concrete code EHE-08 or the Eurocode 2.

In this way the loading to be taken into account in service state, and corresponding to the limit service state of the EHE-08, should include, at the very least:

- Dead loads due to components supported directly by the concrete or by the liner and its anchors.
- Prestressing loads, if any.
- Loads resulting from the activation of components (typically contacts with groups of valves)
- Live loads due to full power operation or reloading operations (polar crane, possible subpressures in the foundation slab or reactions at pipe elbows).
- Surge pressure due to power operation (subatmospheric pressure if existing or pressure variation due to operational temperatures).
- Thermal effect due to operational temperature.

On account of being assumed in the design of other structures, the verification of this state generally refers to the confirmation of the correct working of the structure under each operational state established for the plant. For this reason, weighting factors equal to 1.0 are normally assumed, without considering any accidental effect, and the design value of the loads coincides with their characteristic value. This premise effectively assumes that, in the case of accident, reliability is not a major issue as the only objective is to safely shut down the plant as quickly as possible to prevent the uncontrolled release of radioactivity to the outside.

The accidental state considered in the design is one similar to that established in European codes as the ultimate limit state, as the structure is calculated to failure. In this case, the loading to be considered in the structural design becomes more radical, and considers:

- Sobrecargas de uso debidas al Accidente Base de Diseño (reacciones de tuberías o efectos locales en la estructura de contención).
- Efecto térmico debido a la máxima temperatura alcanzable en el Accidente Base de Diseño.

El código ASME establece diferentes combinaciones de acciones correspondientes a varias situaciones accidentales, estableciendo diferentes criterios de aceptación y diferentes factores de ponderación para cada una de ellas. Típicamente, los factores de mayoración de las acciones establecidos en ASME III, división 2 para situaciones accidentales suelen variar entre 1,25 y 1,5, disminuyendo en las situaciones accidentales menos frecuentes.

Además de todas estas combinaciones de acciones, habrá que considerar también cuáles de las acciones de cálculo son de carácter dinámico o de impacto, puesto que éstas se tendrán que mayorar debidamente para tener en cuenta su efecto perjudicial sobre la estructura.

Cálculo estructural y criterios de aceptación

Debido a consideraciones históricas del desarrollo de la informática, es evidente que en el momento de diseño de la mayoría de las centrales nucleares del mundo las posibilidades del tan asumido cálculo mediante el Método de los Elementos Finitos eran totalmente o prácticamente inexistentes. Así pues, esto conlleva que el cálculo estructural para el que se licenciaron las centrales en sus inicios no estaba basado en más que la formulación clásica de teoría de estructuras. Este hecho, que puede conllevar diferencias significativas en cuanto a resultados, se fue normalizando a medida que se iban desarrollando los métodos numéricos, hasta que, recientemente, la U.S. Nuclear Regulatory Commission ha plasmado en un documento oficial el cálculo estructural a aplicar en la evaluación de la integridad frente a presión interna (*Guía regulatoria 1.216 Containment structural integrity evaluation for internal pressure loadings above design-basis pressure (5)*).

Es esencial darse cuenta de que la presión de cálculo en el diseño de la estructura de contención es significativamente inferior a la presión última que resistiría la estructura en caso de accidente. Puede decirse que la presión de diseño puede llegar a ser la mitad de la presión última que puede resistir la estructura en los ca-

- *Design operating basis earthquake (OBE) and design safe shutdown earthquake (SSE).*
- *Design operating wind loads.*
- *Loads due to tornadoes and hurricane winds, if any, up to safe shutdown, including potential missiles that may be generated as a result of the same or sudden changes in pressure.*
- *Loads from design internal flooding.*
- *Maximum over-pressure in the containment produced by the Design Basis Accident (1) and (2).*
- *Live loads due to the Design Basis Accident (reaction of pipes or localised effects in the containment structure).*
- *Thermal effect due to maximum temperature reached during the Design Basis Accident.*

The ASME establishes different loading combinations corresponding to different accident scenarios, and establishing different acceptance criteria and weighting factors for each one. The increased load factors established in the ASME III, Division 2 for accident situations typically varies between 1.25 and 1.5, and decreases for the less frequent accident situations.

In addition to all these load combinations, it is also necessary to consider the dynamic or impact design loads among these, as these will have to be duly increased to take into account their detrimental effect on the structure.

Structural design and acceptance criteria

On account of the rapid development of information technology it is obvious that the majority of the world's nuclear power plants were designed at a time when Finite Element Methods were either totally or practically non-existent. This then means that the structural design of these early plants was based purely on the traditional concepts of the theory of structures. This aspect, which could well have led to significant differences in terms of results, have become more and more standardised as numerical methods have further developed, and up to the point where the U.S. Nuclear Regulatory Commission has recently published an official guide on integrity evaluation for internal pressure (Guide, 1.216 Containment structural integrity evaluation for internal pressure loadings above design-basis pressure (5)).

tos más extremos. Obviamente este hecho se justifica con los factores de mayoración de las acciones, junto a cálculos de la época con metodologías fuertemente conservadoras. Además, estrechamente ligada a la presión de diseño existe el volumen libre del edificio de contención: cuanto mayor sea este volumen, mayor cantidad de vapor se requerirá para aumentar la presión, con lo que más segura será la estructura. El gráfico de la figura 4, cuyos datos se han extraído del NUREG/CR-6906 (3), muestra las presiones de diseño y los volúmenes libres de contención típicos para diferentes tipologías de estructuras de contención, vistos en las tablas 1 y 2.

Para calcular la presión de fallo de la estructura de contención suele recurrirse a una metodología probabilista que se sustenta en un análisis de Monte Carlo. En éste, se suponen las propiedades resistentes de la estructura como variables aleatorias, de valor medio conocido e igual a su valor característico, del lado de la seguridad. Caracterizadas estas distribuciones, se genera una muestra tan grande como sea factible computar (sobre unos 100 casos en los estudios actualmente vigentes), y cada una es calculada mediante un modelo de elementos finitos. Esto da paso a un histograma de presiones de fallo obtenidas de cada uno de los cálculos, que se asocia a una distribución estadística, y de la que se obtiene por integración la *curva de fragilidad* (2); ésta da la probabilidad de fallo de la estructura para una presión dada. Conservadoramente, suele adoptarse como capacidad última de la estructura aquella presión representada por un 2% de probabilidad de fallo.

Por lo que respecta a los criterios de aceptación, el código ASME es bastante restrictivo en las tensiones máximas que pueden solicitar el material. Por ejemplo, la máxima tensión a la que puede verse sometido el hormigón en servicio debe ser menor al 60% de su resistencia característica. En caso de situaciones accidentales, este criterio se amplía hasta el 85% de la resistencia característica del hormigón. Ello hace que la estructura de contención tenga un estado tensional muy laxo en servicio, cosa que evita en gran medida el envejecimiento de los materiales.

Tipologías de accidente

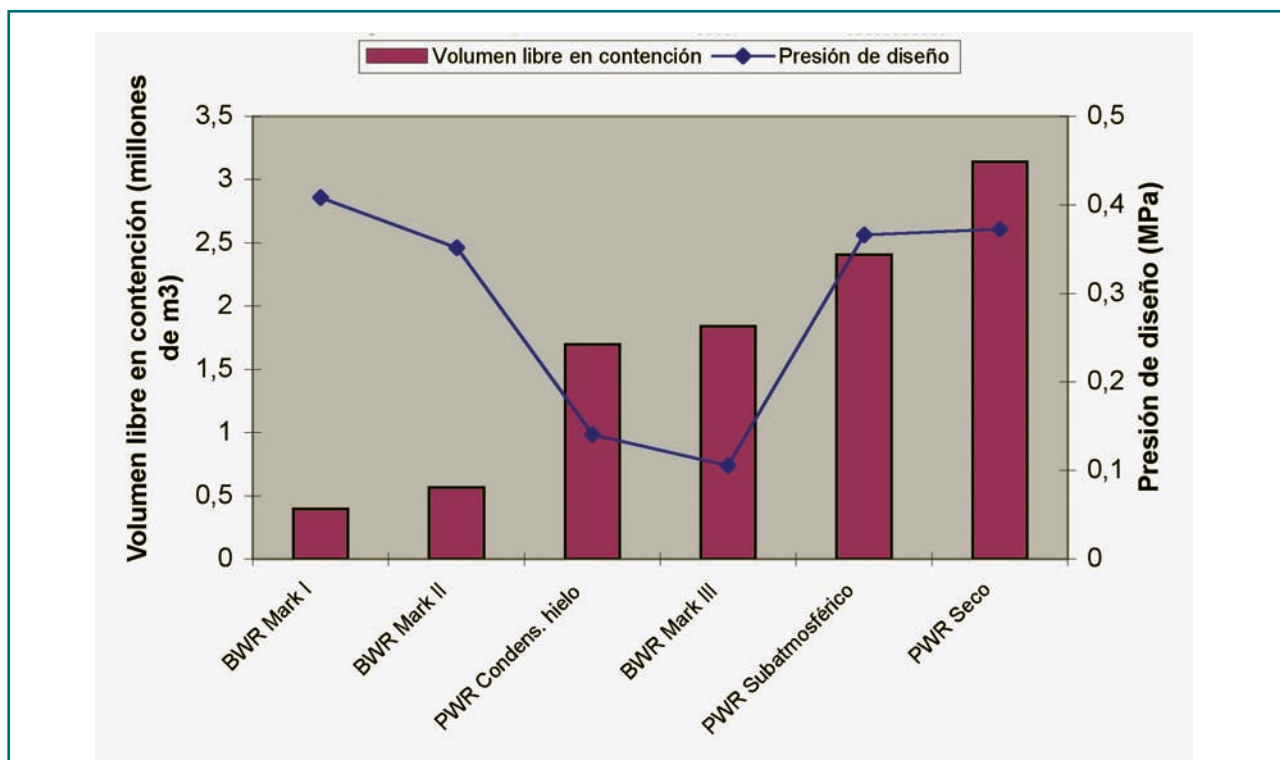
Vistos estos criterios de aceptación, realmente se pone a prueba la estructura de contención en los peores accidentes postulables. Desde el punto de vista

It is essential to understand that the design pressure in the design of a containment structure is significantly lower than the ultimate pressure that may be resisted by the structure in the case of accident. The design pressure may reach up to half the ultimate pressure that may be resisted by the structure in the most extreme cases. This factor is obviously justified by the increased load factors, together with calculation used at the time with very conservative methodologies. In addition to which, the design pressure is closely related to the available free volume of the containment building, as the larger the volume, the greater the amount of steam required to increase the pressure, and the safer the structure. The graph in figure 4, provided from the NUREG/CR-6906 (3), shows typical containment design pressures and volumes for the different types of containment structure seen in tables 1 and 2.

*In order to calculate the failure pressure of the containment structure it is standard practice to resort to a probabilistic method based on Monte Carlo analysis. In this analysis the strength properties of the structure are taken as random variables, with a known mean value equal to its characteristic value, that err on the side of safety. On characterising these distributions, the largest possible sample that may be calculated is then created (around 100 cases in current studies) and each of these is then calculated by a finite element model. This then gives rise to a histogram of failure pressures obtained by each of the calculations which may be associated to a statistical distribution which on integration provides the *fragility curve* (2); which then gives the probability of failure of the structure for a given pressure. The ultimate capacity of the structure tends to be, in conservative terms, the pressure represented by a 2% failure probability.*

In terms of acceptance criteria, the ASME code is fairly restrictive with regard to the maximum stresses that may be supported. By way of example, the maximum working stress in the concrete has to be less than 60% its characteristic strength. In the case of accident situations, this criteria is increased up to 85% the characteristic strength of the concrete. This means that the containment structure has a very lax working stress state, which largely offsets the ageing of the materials.

Fig. 4.
Presiones de
diseño y
volúmenes libres
en contención
típicos para
diferentes
tipologías de
estructura de
contención/
Typical design
pressures and
containment
volumes for the
different types
of containment
structure.



nuclear, los accidentes en una instalación de este tipo pueden ser clasificados en dos tipos: accidentes de reactividad o accidentes termohidráulicos.

Los primeros, en cuyo tipo se encuadra el accidente de Chernobyl (1986), corresponden a una multiplicación descontrolada de la población de neutrones, que lleva a una potencia desmesurada que hace estallar el reactor (situación asimilable a una bomba atómica). Este tipo de accidentes es imposible en los reactores nucleares actuales en operación, puesto que éstos se diseñan intrínsecamente seguros, cosa que significa que el factor de multiplicación neutrónica efectivo en caso de accidente tiene que ser forzosamente menor a la unidad, haciendo decrecer la población de neutrones. Este apropiado diseño se consigue con una actuación conjunta de fenómenos físicos como el que representa el consumo del combustible, el efecto Doppler en las resonancias y la expansión térmica del moderador (coeficiente del moderador).

Los accidentes termohidráulicos son el producto de la incapacidad de refrigerar el núcleo del reactor tras haber sido éste llevado a parada segura. Este tipo de accidente es el que se produjo en el año 1979 en la central nuclear de Three Mile Island o el pasado mes de marzo en la central nuclear de Fukushima. Una vez se ha reducido hasta práctica-

Types of accident

In view of these acceptance criteria, the containment structure is truly put to test under the worst postulated accidents. From a nuclear standpoint, the accidents at an installation of this sort may be classified in two types: reactivity accidents or thermohydraulic accidents.

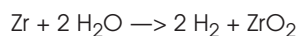
The first type, which include the Chernobyl accident (1986), correspond to uncontrolled neutron multiplication, which generates a huge force and leads to the explosion of the reactor (a situation similar to that of an atomic bomb). This type of accident is impossible in nuclear reactors in operation today, as these are designed to be intrinsically safe, and implies that the effective neutron multiplication factor in the case of an accident has to be necessarily lower than the unit, thereby decreasing the neutron population. The appropriate design is achieved through the combined action of physical phenomena such as that represented by the consumption of fuel, the Doppler effect in the resonances and the thermal expansion of the moderator (moderator coefficient).

Thermohydraulic accidents are the result of the incapacity to cool the reactor core after this has

mente cero el número de fisiones en el reactor, siguen produciéndose en éste reacciones de desintegración de los productos de fisión, que generan el calor conocido como *calor residual*. Este calor residual disminuye rápidamente, pero es muy importante instantes después de la parada del reactor. En efecto, el calor residual tras el disparo del reactor suele ser del 6% de su potencia térmica nominal que, en una central nuclear de 1000 MW de potencia eléctrica, es de 180 MW (aproximadamente la mitad de la potencia eléctrica que suministra la presa de Mequinenza). Toda esta cantidad de calor, de no ser refrigerada, puede elevar la temperatura del núcleo del reactor por encima de su temperatura de fusión, cosa que lleva a degradar el combustible y a la fusión del núcleo (haciendo referencia al cambio de estado de agregación, que puede confundirse con el concepto de fusión nuclear, que no guarda ninguna relación con el accidente descrito).

El daño al combustible es lo que se pretende evitar a toda costa en un accidente nuclear, puesto que complica enormemente la gestión de éste. En primer lugar, la fusión parcial o total del núcleo lleva a una geometría del núcleo difícilmente refrigerable, que hace que su temperatura aumente progresivamente. Si parte de este *debris* (mezcla de barras de control y combustible fundidos en la vasija) llega al fondo de la vasija del reactor, ésta puede calentarse significativamente y alcanzar la rotura por fluencia, con lo que el *corium* (mezcla de barras de control y combustible fundidos fuera de la vasija) caería sobre la losa de hormigón.

Como agravante, cuando la temperatura del núcleo aumenta, se hace significativa la reacción de oxidación del circonio de las vainas de combustible, produciéndose hidrógeno, que eleva la presión en la vasija y fragiliza las vainas.

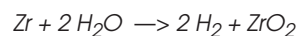


Si ésta aumenta de forma importante, puede no haber otro remedio que un venteo a la atmósfera de contención con la premisa de que el hidrógeno en contacto con el oxígeno puede generar una reacción explosiva. La capacidad de explosión del hidrógeno depende de su concentración, de la concentración de vapor (u otros gases inertes introducidos a propósito, como el nitrógeno) y de la concentración de aire según un diagrama ternario en el que el aumento de la concentración de hidrógeno, el aumento de la concentración de

been shut down. This type of accident is the one that occurred in 1979 at the Three Mile Island nuclear generating station or the one last March at the Fukushima nuclear power plant. Once the number of fissions in the reactor have been reduced practically to zero, disintegration reactions of the fission fragments continue to occur which generate a heat known as the residual heat. This residual heat reduces rapidly, but is very important immediately after a reactor trip. In this respect, the residual heat after the shut down off the reactor is usually around 6% its nominal thermal capacity which, in a 1000 MW capacity nuclear power plant, is 180 MW (approximately half the electrical output supplied by the Mequinenza dam). If not cooled, all this heat can raise the temperature of the reactor core above its melting temperature, which would then lead to the degradation of the fuel and core melting (in reference to the change of state of aggregation, which may be confused with the concept of nuclear fusion, that has nothing to do with the accident in question).

In a nuclear accident, any damage to the fuel has to be avoided at all costs, as this complicates its handling enormously. The partial or total core meltdown leads to a core geometry which is difficult to cool and leads to a progressive rise in temperature. If part of this debris (combination of control rods and fuel melted in the vessel) reaches the bottom of the reactor vessel, this may heat up significantly and lead to failure due to creep and where the corium (a mixture of control rods and fuel melted outside the vessel) will fall on to the concrete base.

As a further complication, when the temperature of the core increases, this gives rise to an oxidation-reduction reaction of the zirconium in the fuel rods, which then produces hydrogen and raises the pressure in the vessel and embrittles the rods.



If this increases considerably, there may be no other option than to vent the containment atmosphere as the hydrogen in contact with the oxygen may cause an explosive reaction. The strength of the hydrogen explosion will depend on its concentration, on the build up of steam (or other non-combustible fuels intentionally introduced, such

aire y la disminución de la concentración de vapor tienden a aumentar la probabilidad de detonación.

Estas explosiones pueden llevar a sobrepresiones instantáneas relativamente elevadas, que pueden poner en riesgo la integridad de la estructura. Además, el corium en contacto con el hormigón genera reacciones de desintegración química de éste, que pueden llevar a filtraciones del material radiactivo hacia el subsuelo. Por todas estas consideraciones, suelen denominarse los accidentes con daño al combustible como *accidentes severos*.

Desafíos de la estructura de contención

Esencialmente la fenomenología básica descrita para los accidentes severos desafía la estructura de contención en tres aspectos: la rotura por efecto dinámico de las detonaciones, la rotura por sobrepresión en la atmósfera de contención y la rotura por la interacción corium – hormigón. En definitiva, estas tres consideraciones son las que caracterizan el diseño conceptual de la estructura, entendido como la fenomenología a la que esta estructura debe hacer frente.

La rotura por efecto dinámico de las detonaciones suele ser de poca importancia en los análisis probabilísticos de seguridad (sobre el 5-10% de los casos con daño al núcleo en el APS de nivel 2) de las plantas puesto que se requiere una liberación muy grande de energía, sólo alcanzable en las detonaciones de hidrógeno más severas y a largo plazo (a partir de las 24-48 horas). Las detonaciones de hidrógeno que suelen producirse en este tipo de accidentes suelen llevar a sobrepresiones locales de alrededor de los 0,2 MPa, como las registradas en el accidente de Three Mile Island. Tanto es así que algunas centrales nucleares disponen de ignitores para provocar detonaciones de hidrógeno controladas que eviten, así, estas explosiones de mayor severidad. De hecho, ha podido observarse en el reciente accidente de Fukushima que las detonaciones de hidrógeno no han dañado significativamente las estructuras de contención primarias.

Un efecto que puede provocar una mayor preocupación es la rotura por sobrepresión de la estructura. Esta es debida a la acumulación de vapor dentro de la estructura de contención debida bien al venteo de la vasija del reactor o bien a su fallo de integridad. La figura 5, según datos de la referencia (6), muestra la evolución típica de un accidente termohidráulico con fusión

as nitrogen) and the build up of air according to a ternary diagram and where the build up in the concentration of hydrogen, the increase in air concentration and the reduction on the steam concentration tend to increase the probability of detonation.

These explosions may lead to instantaneous and relatively high over-pressures that may threaten the integrity of the structure. Furthermore, the corium in contact with the concrete causes reaction and the chemical disintegration of the same which may lead to leaks of radioactive material into the subsoil. On account of all these considerations, accidents involving fuel damage tend to be referred to as severe accidents.

Challenges of the containment structure

The chain of events described for severe accidents gives rise to three essential threats to the containment structure: failure by the dynamic effect of the detonations; failure by overpressure in the containment atmosphere; and failure by corium-concrete interaction. These three considerations essentially characterise the conceptual design of the structure and are considered as the chain of events that the structure should be able to resist.

Failure by the dynamic effect of detonations tends to be of little importance in probabilistic safety analysis (around 5-10% of cases with core damage at level 2 PSA) of power plants as this requires a very large release of energy, which is only reached in the most severe hydrogen detonations and over a long period (as from 24-48 hours). The hydrogen detonations that usually cause this type of accident tend to lead to local overpressures of around 0.2 Mpa, such as those recorded in the Three Mile Island accident. In this way some nuclear plants are fitted with ignition devices to cause controlled hydrogen detonations that subsequently prevent explosions of greater severity. In fact, it has been possible to observe in the recent accident at Fukushima that the hydrogen detonations did not significantly damage the primary containment structures.

An effect which may cause greater concern is the failure by overpressure of the structure. This is caused by the accumulation of steam within the

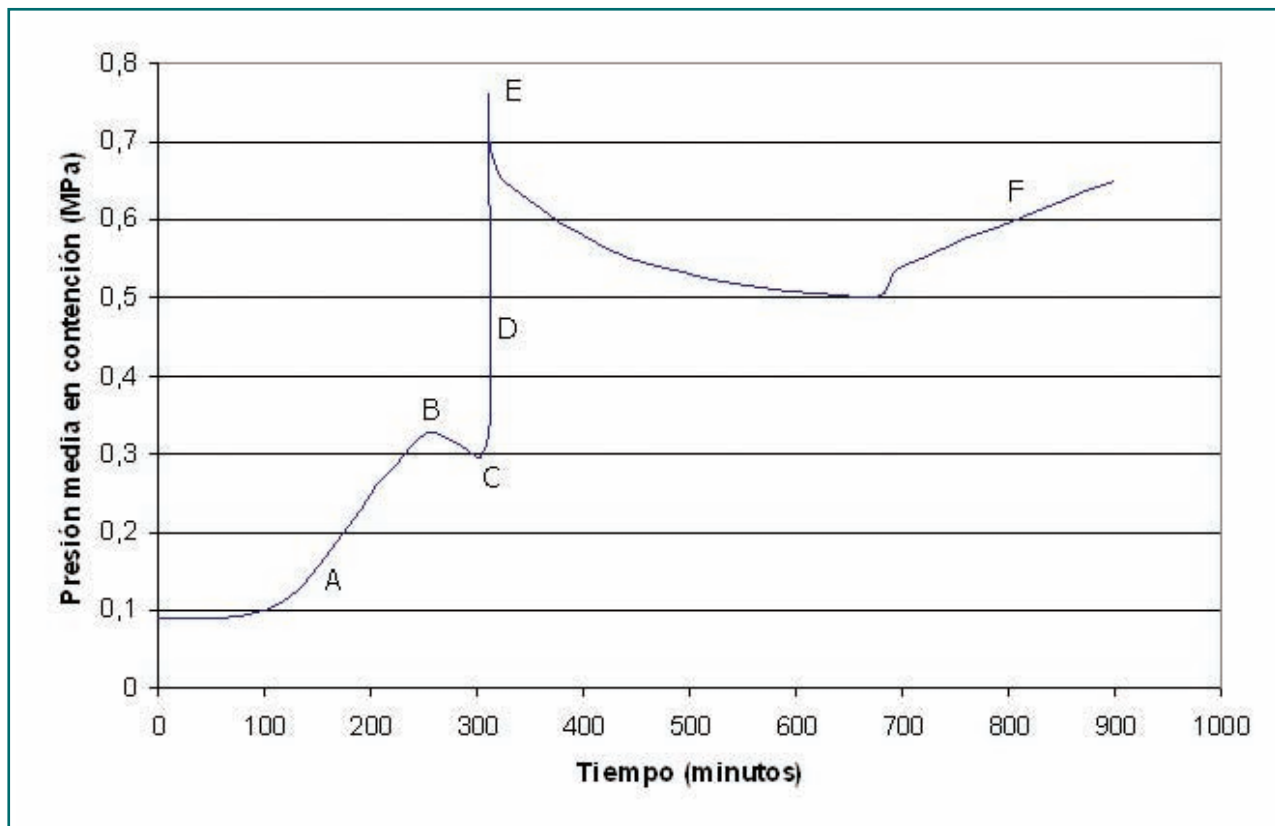


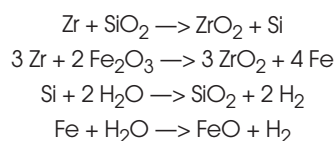
Fig. 5. Evolución de la presión media en la atmósfera de contención en un accidente termohidráulico en una estructura de contención PWR seca/
Development of the average pressure in the containment during a thermohydraulic accident in a dry PWR containment structure.

del núcleo y fallo de la vasija en una estructura de contención seca para un reactor PWR. En este gráfico se plasma el aumento de presión en la atmósfera de contención debido a todos los intercambios de energía que se suceden en el accidente (energía que desprende el núcleo, que aumenta la temperatura del recinto, alivio de vapor, generación de hidrógeno u otros gases incondensables, etc.). En efecto, la presión empieza a aumentar cuando se secan los generadores de vapor (A) y el ambiente empieza a incrementar su importancia como sumidero de calor. El secado de los generadores de vapor va descubriendo en núcleo hasta que éste queda totalmente descubierto (B), momento en el que empieza a degradarse. El debris acaba por caer al fondo de la vasija (C) haciendo incrementar su temperatura y llevándola a su fallo por fluencia (D), con lo que todo el material radioactivo cae en la cavidad del reactor, empezando la reacción corium – hormigón, que hace decrecer la presión inicialmente (E). A medida que hierve el agua y el corium va penetrando en la losa, se eleva ligeramente la presión por liberación de gases como el monóxido de carbono (F), hasta que el material radioactivo acaba por atravesar la losa (o la

containment structure either as a result of the venting of the reactor vessel or due to a loss of integrity. Figure 5, based on data from reference (6), shows the typical evolution of a thermohydraulic accident with core meltdown and vessel failure in a dry containment structure for a PWR reactor. This graph shows the increase in pressure in the containment atmosphere due to all the energy exchanges occurring during the accident (energy released by the core, that raises the temperature of the enclosure, alleviation of steam, generation of hydrogen and other non-condensable gases, etc.). The pressure effectively begins to build up on the drying of the steam generators (A) and the atmosphere starts to act as a heat sink. The drying of the steam generators starts to expose the core, until this is totally exposed (B) and when it then begins to disintegrate. The debris then falls to the bottom of the vessel (C) causing an increase in temperature leading to failure due to creep (D), and where all the radioactive material then falls into the cavity of the reactor, starting up a corium-concrete reaction which initially decreases the pressure (E). As the water boils and the corium penetrates into the slab,

estructura falla por sobrepresión) y se considera como fallido el confinamiento.

Por último, es importante destacar el fenómeno de interacción corium – hormigón (6), que lleva al fallo de la cavidad que aloja la vasija del reactor. Este mecanismo de fallo se contempla a largo plazo, mayor a 24-48 horas, dado que tienen que haberse sucedido la degradación del núcleo y el fallo de la vasija. Puesto que el hormigón es una mezcla de silicatos, aluminatos y aluminoferratos de calcio generados por temperatura, es esperable que, al aumentar la temperatura, estos compuestos se disocien en sus constituyentes. Esta degradación es esencialmente la interacción que se produce entre el corium, a muy alta temperatura (pudiendo llegar a los 1800-2000°C), y el hormigón. Las reacciones que suelen plantearse en este fenómeno son básicamente:



Además, prácticamente la totalidad de estas reacciones son de carácter exotérmico, con lo que conllevan, también, un aumento de la temperatura y la presión en la atmósfera de contención.

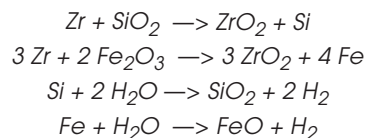
Conclusiones y retos

Del hilo argumental del texto se deriva que las estructuras de contención tienen un papel esencial en la seguridad de una central nuclear, puesto que constituyen la tercera y última barrera física frente a la liberación de productos de fisión al exterior (después de la propia vaina que contiene las pastillas de combustible y la barrera de presión del sistema de refrigeración del reactor).

Los accidentes termohidráulicos, entendidos como la verdadera preocupación en términos de seguridad de una central nuclear, pueden estar causados en su suceso iniciador por multitud de eventos. Puesto que es relativamente bien conocida la evolución de accidentes, descrita previamente, gracias a los simuladores actuales, tiene que diseñarse la central para evitar precisamente estos eventos. Verdaderamente este diseño es el que evitará posibles accidentes como los que se han ido sucediendo a lo largo de la historia.

the pressure is slightly raised through the release of gases such as carbon monoxide (F), until the radioactive material finally passes through the slab (or the structure fails through overpressure) and the containment is considered to have failed.

Finally, it is important to underline the phenomenon of the corium-concrete interaction (6) which leads to the failure of the cavity housing the reactor vessel. This failure mechanism is considered in the long term, over 24-48 hours, as this can only occur once the core has disintegrated and the vessel failed. As the concrete is a mixture of calcium silicates, aluminates and ferro-aluminates generated by temperature, it is to be expected that, on the increase of temperature, these composites will then begin to break up. This degradation is essentially a result of the interaction occurring between the corium, at very high temperature (of up to 1800-2000°C), and the concrete. The reactions that tend to occur in this phenomenon are essentially:



In addition, practically all these reactions are heat releasing and similarly lead to an increase in temperature and pressure in the containment atmosphere.

Conclusions and challenges

From all that indicated above it may be taken that containment structures play an essential role in the safety of a nuclear plant as they form the third and final physical barrier to fission product release (after the fuel rod cladding and the pressure barrier of the reactor cooling system).

Thermohydraulic accidents, which are considered as a real concern for the safety of a nuclear plant, may be caused by an occurrence brought about by a multitude of events. As the development of accidents is reasonably well known, through modern-day simulation, the plant has to be designed precisely to avoid these events. This design will then be the one that will prevent possible accidents such as those that have occurred throughout history.

Es importante destacar que los conocimientos y las capacidades técnicas que pueden desarrollarse actualmente son muy claramente capaces de dotar de seguridad a las centrales nucleares; sin embargo, a qué se quiere hacer frente en el diseño de una central nuclear no es una cuestión tan obvia como puede parecer. Las acciones a considerar planteadas responden a los efectos de los sucesos iniciadores; sin embargo, probabilísticamente, siempre podrá ocurrir un fenómeno superior a las bases de diseño de una central nuclear, y es claro que en un límite tiene que dibujarse la línea. Finalmente, el diseño acaba siendo una solución de compromiso entre el accidente más grave que razonablemente puede ocurrir y el coste que tiene que asumirse para llevar a cabo su diseño.

Aunque se quiera diseñar una central nuclear frente a un tsunami de altura de ola de 15 metros, habrá que ver si realmente merece la pena hacer este esfuerzo si el tsunami mayor que se ha producido en la historia de la tierra ha sido de altura de ola inferior. Aunque la probabilidad de producirse un tsunami de altura de ola 15 metros es distinta de cero... ♦

It is important to underline that while the technical knowledge and capacities available today is more than capable of providing safe nuclear power plants, the actual use of the same in the design of a plant is not quite as obvious as it may seem. The design loadings considered have to respond to the effects of the initiating events even though, in probabilistic terms, a phenomenon may always occur that is greater than the design basis of a nuclear plant, but it is clear that a limit has to be drawn somewhere. The design ends up by being a compromise solution between the most serious accident that may reasonably occur and the cost implied by such a design.

Even if one wishes to design a nuclear plant capable of resisting a 15 metre high tsunami wave, it is necessary to consider whether it is really worthwhile to make all this effort if the greatest tsunami every produced in history was of a lower wave height. Thought the probability of a 15 metre high tsunami occurring is obviously not zero... ♦

Referencias/References:

- (1) CERVERA, Miguel; BARBAT, Alex; HANGANU, Alex; OÑATE, Eugenio; CIRAUQUI, Cruz. "Evaluación de la presión de fallo del edificio de contención de la central nuclear tipo PWR-W tres lazos. Parte I: Metodología". *Revista Internacional de Métodos Numéricos para Cálculo y Diseño en Ingeniería*, 1995, vol. 11, n° 2, p 271-293.
- (2) BARBAT, Alex; CERVERA, Miguel ; CIRAUQUI, Cruz; HANGANU, Alex; OÑATE, Eugenio; "Evaluación de la presión de fallo del edificio de con-

- tención de una central nuclear tipo PWR-W tres lazos. Parte II: Simulación numérica". *Revista Internacional de Métodos Numéricos para Cálculo y Diseño en Ingeniería*, 1995, vol. 11, n° 3, p. 451-475.
- (3) NUREG/CR-6906. *Containment integrity research at Sandia National Laboratories*. Washington, D.C.: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2006.
- (4) REGULATORY GUIDE 1.136. *Design limits, loading combinations, materials, construction, and testing of concrete containments*. Revisión

- 3. Washington, D.C.: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2007.
- (5) REGULATORY GUIDE 1.216. *Containment structural integrity evaluation for internal pressure loadings above design-basis pressure. Revisión 0*. Washington, D.C.: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2010.
- (6) YUL HU, Kang, IN LEE, Jong, SOO KIM, Jin. "Possible containment failure mechanisms in severe core meltdown accidents". *Journal of the Korean Nuclear Society*, 1985, vol. 17, n° 1, p. 53-67.