

**“ CALIFICACIÓN DE EQUIPOS PARA USO NUCLEAR.
REVISIÓN DE MÉTODOS DE ENSAYO Y DISEÑO CONCEPTUAL
DE UNA INSTALACIÓN.”**

**CARRERA: ESPECIALIZACIÓN EN REACTORES NUCLEARES
Y SU CICLO DE COMBUSTIBLE**

Alumno: Martin Marchena

Director: Anahi Ottaviani

Co-director: Juan Ranalli

Abril de 2013



UNSAM
UNIVERSIDAD
NACIONAL DE
SAN MARTÍN

Tabla de contenido

1	Introducción	4
2	Normativa.....	5
2.1	Evolución histórica	5
2.2	Normativa por países	6
3	Requerimientos y Ensayos	8
3.1	Requerimientos de calificación.	8
3.2	Calificación de equipos en plantas previamente operativas.	9
3.2.1	Implementación de un programa de calificación.....	9
3.2.2	Mantenimiento y preservación de la calificación.	15
3.3	Componentes típicos sujetos a calificación.....	15
3.4	Simulación del envejecimiento	16
3.5	Ensayos sísmicos	19
3.6	Ensayos de simulación de accidentes	19
4	Estado de los procesos de calificación en Argentina	22
4.1	Marco regulatorio y Antecedentes	22
4.2	Accidentes considerados en el diseño para la calificación de equipos.....	24
4.2.1	Centrales tipo CANDU	24
4.2.2	Centrales tipo Atucha.....	25
4.3	Equipamiento disponible en el país	27
4.3.1	Equipamiento para Ensayos sísmicos.....	27
4.3.2	Equipamiento para Envejecimiento térmico.....	28
4.3.3	Equipamiento para Envejecimiento por radiación.....	28
4.3.4	Equipamiento para Simulación de Accidentes.....	28
5	Desarrollo de un laboratorio de Simulación de accidentes.	29
5.1	Motivación	29
5.2	Emplazamiento.....	29

5.3	Criterios generales de diseño.....	30
5.4	Descripción de la instalación.....	30
5.4.1	Diagrama de procesos simplificado.....	31
5.4.2	Diagrama de piping e instrumentación.....	32
5.4.3	Modo de operación.....	32
5.5	Componentes.....	33
5.5.1	Dimensionamiento: cálculos preliminares.....	33
5.5.2	Lista de equipos.....	37
5.5.3	Diseño mecánico de los recipientes de presión.....	38
5.5.4	Instrumentación y control.....	42
5.5.5	Lay out y Obra civil.....	43
5.6	Costeo.....	46
6	Conclusiones y trabajo futuro.....	48
7	Referencias.....	50
8	Anexos.....	52
8.1	Anexo I: nomenclatura de equipos.....	52
8.2	Anexo II. Diagrama de Piping e Instrumentos.....	55
8.3	Anexo III: lay out y obra civil.....	56
8.4	Anexo IV: Caldera eléctrica comercial de 180 kw.....	57
8.5	Anexo V: Clases de cañerías.....	58
8.6	Anexo VI: Abreviaturas y Acronimos.....	60

1 Introducción

Los reactores nucleares comerciales son diseñados bajo los criterios de defensa en profundidad y barreras múltiples. Parte de este proceso implica la localización del reactor y de buena parte de los sistemas frontales de seguridad en el interior de una contención hermética. Las contenciones son diseñadas con válvulas de aislación típicamente redundantes para todas las penetraciones de piping que se sellan en el caso de un accidente severo. En el caso de producirse dicho accidente, el ambiente interior de la contención sufre una liberación significativa de vapor, que llevaría a un aumento significativo de la presión y temperatura, así como una liberación de inventario radiactivo que implicaría la presencia de elevados campos de radiación durante y después del accidente. A estos efectos se le debe sumar el posible daño producido por la liberación de fluidos químicamente agresivos como por ejemplo ácido bórico, o las cargas sísmicas en el caso de que el accidente tenga como origen un terremoto. Todo esto resulta en condiciones ambientales extremas para los componentes alojados en el interior de la contención.

El objetivo principal de la calificación de equipos, según las definiciones del OIEA (Ref. 1 y 2) es demostrar razonablemente que los componentes para los cuales se ha establecido una vida calificada pueden llevar a cabo su función de seguridad sin experimentar fallas antes, durante y después de un accidente base de diseño a pesar de las condiciones ambientales a las que esté sometido. Aunque en general se considera que un accidente con pérdida de refrigerante es el escenario más severo, usualmente se analizan también otros accidentes posibles con el objetivo de determinar ciertos parámetros requeridos en el diseño y construcción de los equipos. En este contexto, el análisis de potenciales eventos sísmicos es relevante para el dimensionamiento o la verificación de los soportes y los ensayos de inundación interna son necesarios para establecer y validar los requerimientos de aislación eléctrica, entre otros.

Llevar a cabo la calificación ambiental requiere a grandes rasgos dos etapas:

- Envejecimiento acelerado de los especímenes a testear
- Ensayo del desempeño del espécimen bajo condiciones simuladas de accidente.

En un ensayo de tipo se somete al espécimen a un envejecimiento acelerado a fin de simular los efectos de la degradación en servicio. A continuación se procede al ensayo funcional del equipamiento envejecido a las condiciones en las que estaría solicitado en un accidente.

Si el accidente que se desea simular es un sismo, se procede al ensayo en una mesa sísmica y el proceso recibe el nombre de calificación sísmica.

Si se desea simular condiciones ambientales que difieren de las de operación se procede al ensayo en una cámara en donde se reproducen éstas condiciones ambientales de presión, temperatura, humedad, etc , a la que se vería sometido el espécimen en caso de accidente. El

proceso se denomina Calificación Ambiental. Los ciclos típicos que se simulan son LOCA (rotura con pérdida de refrigerante), HELB (rotura de línea de vapor de alta energía) e inundación interna (Ref. 3).

En este trabajo se desarrollarán los aspectos fundamentales de los procesos de calificación, la normativa y el enfoque adoptado en los diferentes países, se realiza una revisión del equipamiento necesario para llevar a cabo dicho proceso. Se analiza la situación de las plantas en argentina y se realiza un relevamiento de las capacidades disponibles en la CNEA y en otras instituciones científico-técnicas del país como ser universidades, INTI, etc. Por último se presenta el diseño conceptual y algunos avances de la ingeniería básica de un laboratorio de calificación que se proyecta construir en el predio CAREM Lima, como parte del futuro Centro de Servicios a las Centrales Nucleares que está desarrollando la CNEA. El autor de este trabajo se encuentra actualmente a cargo del desarrollo de la ingeniería de este proyecto como parte de sus tareas en la Gerencia de Coordinación de Proyectos a la que pertenece.

2 Normativa

2.1 Evolución histórica

Las primeras regulaciones referentes a la necesidad de calificar a los equipos, fundamentalmente eléctricos y electromecánicos, que se utilizan en una central nuclear y pueden ser sometidos a ambientes severos, se origina en Estados Unidos a principio de los años 70. En Estados Unidos la autoridad regulatoria norteamericana (NRC) estableció en el apéndice A del código 10CFR-50, publicado por primera vez en 1971: “los componentes importantes para la seguridad deben ser diseñados de modo tal que sean compatibles con las condiciones ambientales en operación normal, paradas de mantenimiento, periodos de pruebas o en condiciones accidentales, incluyendo la rotura con pérdida de refrigerante” (Ref.4). Sin embargo este código no provee detalles sobre cómo debe llevarse adelante el proceso de calificación. Ante la necesidad de una normativa más detallada, el Instituto de Ingenieros Eléctricos y Electrónicos (IEEE) emite en 1971 la norma IEEE-323-1971 (Ref 5), la cual, con sus revisiones de 1974, 1987 y 2003 constituyo la base de los procesos de calificación de equipos en gran parte de los países operadores de centrales nucleares, adicionalmente a esta norma se emitieron normas específicas para la calificación de cables, actuadores, y otros componentes. (Ref. 6, 7 y 8).

Durante el accidente de Three Mile Island se comprobó que varios sensores alojados en el interior de la contención fallaron debido a las condiciones ambientales, impidiendo que información crucial para el manejo del accidente fuera observada en la sala de control (Ref 9 y 10). Esto llevo a que la NRC solicitara a los operadores norteamericanos una lista de los componentes eléctricos y electromecánicos que cumplieran funciones de seguridad y que estuvieran expuestos a condiciones ambientales severas durante un accidente, y que estos componentes estuvieran sometidos a un proceso de validación periódica de su vida calificada

(Ref. 11). Con este requerimiento regulatorio se introduce el concepto de la “Master List” de equipos de calificación ambiental, que posteriormente se extiende a la mayoría de los países operadores de centrales nucleares.

En 1984 se emite la primer norma internacional en calificación de equipos desarrollada por la Comisión Electrotécnica Internacional (IEC por sus siglas en ingles), la IEC-780 (Ref.12). En 1989 la misma comisión emite la primer norma internacional en calificación sísmica la IEC-980 (Ref. 13). Entre 1982 y 1984 se emiten las normas KTA alemanas referentes a los ensayos de tipo para la calificación de componentes eléctricos activos (Ref.14 y Ref. 15)

Durante las décadas de 1980 y 1990 se emiten en el resto de los países operadores de centrales nucleares distintas normas regulatorias, y se desarrollan de manera sistemática los laboratorios de simulación de accidentes. En la sección siguiente se presenta una tabla con el resumen de la normativa emitida y adoptada por los principales países proveedores de centrales nucleares.

Un aspecto interesante en el desarrollo de la normativa de calificación de equipos, es que las primeras normas (en particular IEEE323-1974 y 1983) especificaban perfiles de accidente genéricos para un dado tipo de reactor (PWR, BWR, HTGR, etc), mientras que las revisiones posteriores establecen que los ciclos a utilizar deben ser específicos de cada planta y dejan la responsabilidad de determinar el perfil de accidente al responsable de calificación de la planta.

2.2 Normativa por países

En la siguiente tabla se presenta un resumen de la normativa emitida y adoptada por los principales países proveedores de centrales nucleares. No se consideran en esta tabla los documentos del Organismo Internacional de Energía Atómica ya que los mismos no son normas mandatorias sino guías de buenas prácticas.

IEC (internacionales)	INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Qualification of Electrical Items of the Safety System for Nuclear Power Generating Stations, IEC-780, Geneva (1984).
	INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Recommended Practice for Seismic Qualification of Electrical Equipment of the Safety Systems for Nuclear Generating Stations, IEC-980, Geneva (1989).
Estados Unidos	CODE OF FEDERAL REGULATIONS, Environmental Qualification of Electric Equipment for Nuclear Power Plants, 10CFR50.49, Federal Register, Vol. 47, No. 13 (Jan. 1983).
	UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Regulatory Guide 1.89, Rev. 1, Environmental Qualification of Certain Electric Equipment Important to Safety for Nuclear Power Plants, US NRC, Washington, DC (1984).
	INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONIC ENGINEERS, Standard for Qualifying Class 1E Electric Equipment for Nuclear Power Generating Stations, IEEE-323-2004, IEEE, New York, N.Y.2004
	INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONIC ENGINEERS, Design

	Qualification of Safety Systems Equipment Used in Nuclear Generating Stations, IEEE-627-1980, IEEE, New York, N.Y. (1979).
	INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONIC ENGINEERS, Standard for Electrical Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations, IEEE-317, New York, N.Y. (1972).
	INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONIC ENGINEERS, Standard for Type Testing of Class 1E Electric Cables, Field splices and Connections for Nuclear Power Generating Stations, IEEE-383, New York, N.Y. (1974).
	INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONIC ENGINEERS, Standard for Qualification for Actuators for Power Operated Valve Assemblies with Safety-Related Functions for Nuclear Power Generating Stations, IEEE-317, New York, N.Y. (1972).
	INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONIC ENGINEERS, Standard for Qualification of Continuous Duty 1E Motors for Nuclear Power Generating Stations, IEEE-334, New York, N.Y. (1994).
Francia	ASSOCIATION FRANÇAISE POUR LES REGLES DE CONCEPTION ET DECONSTRUCTION DES MATERIELS DES CHAUDIERES ELECTRONUCLEAIRES, Design and Construction Rules for Electrical Equipment of Nuclear Islands,RCC-E
	ASSOCIATION FRANÇAISE POUR LES REGLES DE CONCEPTION ET DE CONSTRUCTION DES MATERIELS DES CHAUDIERES ELECTRONUCLEAIRES, Design and Construction Rules for Mechanical Equipment of Nuclear Islands,RCC-M.
Alemania	BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ, Kerntechnischer Ausschuss, KTA 3502,Accident Condition Instrumentation
	BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ, Kerntechnischer Ausschuss, KTA 3503,Type Tests for Electrical Modules
	BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ, Kerntechnischer Ausschuss, KTA 3505, Type Tests for Transmitters and Transducers
	BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ, Kerntechnischer Ausschuss, KTA 3501,Design Features for the Reactor Protection System
Canadá	N290.13-05 (R2010) - Environmental Qualification of Equipment for CANDU Nuclear Power Plants

Tabla 1: Normativa de calificación por países.

3 Requerimientos y Ensayos

3.1 Requerimientos de calificación.

Si bien la normativa puede establecer ciertas variaciones en los distintos países, en general un proceso de calificación incluye los siguientes requerimientos sobre el componente a calificar:

1. Temperatura y presión: se debe establecer el ciclo dependiente del tiempo que se producirá durante el accidente tomado como base para la calificación, en el recinto donde se encuentra el componente. El ciclo que debe adoptarse debe ser el más severo de los accidentes postulados y el componente debe permanecer funcional durante y después del mismo.
2. Humedad: se deben considerar los efectos de la humedad durante el accidente.
3. Química: la composición química del fluido usado en los ensayos de simulación debe ser la más agresiva postulada. (Ej, uso de solución con ácido bórico en vez de agua desmineralizada)
4. Radiación: la radiación total sufrida por el componente en el proceso de calificación, debe ser calculada tomando como base la dosis que el componente recibirá durante todo el periodo de operación para el cual se desea calificar, más la dosis recibida durante el accidente.
5. Envejecimiento: El equipo a calificar debe ser acondicionado previamente a los ensayos para simular los años en servicio previos al accidente. Alternativamente es posible ensayar componentes envejecidos realmente en servicio.¹
6. Inmersión: se deben realizar ensayos de inmersión en caso de que el componente se vea afectado por una potencial inundación interna.
7. Cargas sísmicas: se deben tener en cuenta cargas sísmicas en caso de ser aplicable. Los sensores y componentes eléctricos que no sean autosoportados o que no poseen partes móviles en general no son calificados sísmicamente, aunque si se suele requerir calificación de las estructuras de soporte utilizadas.
8. Efectos sinérgicos: Los efectos sinérgicos originados en la combinación de más de una sollicitación pueden ser más severos que la suma de los efectos individuales. Si se cree que puede haber efectos sinérgicos, estos deben ser considerados.
9. Márgenes de seguridad: Se requiere considerar ciertos márgenes con el objetivo de cubrir las incertezas de los ensayos así como las variaciones en los procesos de calificación.

¹ Esto es importante en plantas antiguas que inician o revalidan un proceso de calificación y no cuentan con proveedores actuales de algunos equipos instalados. Ante esta situación es posible sacrificar un componente extraído de la planta y de esta manera validar por un dado período al resto de los componentes actualmente instalados.

La norma IEEE 323 (Ref.3) describe varios posibles métodos de calificación para un componente:

- Ensayo de tipo: implica ensayar un componente real en las condiciones simuladas de accidente.
- Experiencia operativa: se califica un componente basándose en historia operativa documentada de ese componente en otras plantas.
- Calificación por análisis: Utilizando modelos matemáticos para demostrar la calificación de un componente, pudiendo incluir ensayos de tipo previamente realizados por otro operador.
- Calificación por Combinación: se utiliza una combinación de los métodos mencionados previamente.

Estos criterios de calificación son adoptados también por las guías del OIEA (Ref.1)

Durante los 70s y 80s, el método más usado para la calificación de componentes era el ensayo de tipo. Sin embargo, y dado el alto costo de los ensayos, actualmente es común realizar calificaciones por análisis utilizando diferentes modelos que tiene en cuenta las condiciones severas producidas por un accidente. En particular en este trabajo se abordaran los aspectos relacionados con la calificación por ensayo de tipo. Los pasos típicos para la realización de un ensayo de tipo se describen en la sección 3.6.

3.2 Calificación de equipos en plantas previamente operativas.

3.2.1 Implementación de un programa de calificación.

En general, la mayor parte de las plantas nucleares actualmente operativas fueron diseñadas y construidas en las décadas de 1970 y 1980, en muchos casos en una etapa anterior a la emisión de la mayoría de las normas de calificación de equipos. La mayoría de estas plantas fueron puestas en servicio sin un programa de calificación y debieron implementarlo una vez que se encontraban en operación, este es el caso de las centrales nucleares argentinas, por lo que en esta sección y la siguiente se hará el foco en la implementación y preservación de un programa de calificación en una planta previamente operativa. A continuación se describen las etapas del proceso de implementación de un programa de calificación.

Revisión de la información inicial

El establecimiento y/o actualización de un programa de calificación implica una primera etapa de recopilación de información con el objetivo de determinar determinados aspectos relevantes tales como:

- Los eventos iniciales postulados y los accidentes o eventos considerados como base de diseño

- Las condiciones de servicio en las que los componentes a calificar se encuentran operando y en las que deben operar en el caso de accidente (solicitaciones mecánicas, fluido, presiones, alimentación eléctrica, etc)
- Las condiciones ambientales en servicio de los diferentes recintos de la planta, fundamentalmente los parámetros que presentan influencia en el envejecimiento de los materiales, como temperatura, humedad y radiación. Debido a las variaciones en la ventilación así como en las fuentes de radiación y los blindajes, es necesario que esta información se encuentre discriminada por recintos y no se asuman solamente las condiciones generales de la planta.
- Las condiciones ambientales en caso de accidente, fundamentalmente vapor, radiación, temperatura y presión.

Elaboración de una “master list” de calificación

Posteriormente es necesario determinar las funciones de seguridad y los componentes que serán solicitados para cumplir funciones de seguridad para los distintos eventos iniciantes. Este proceso permite determinar cuáles son los componentes que efectivamente requieren una calificación y lleva a la elaboración de la denominada: “master list” de calificación. En el anexo II de la guía de seguridad del OIEA (Ref. 1) se encuentran los pasos necesarios y ejemplos de cómo elaborar una “master list” de una planta en operación.

La metodología típica es la siguiente:

1. Se identifican las funciones de seguridad requeridas para mitigar el accidente que produce ambiente agresivo.
2. Una vez identificados los sistemas, se tabulan los componentes activos y los sensores, junto con sus funciones y los tiempos de actuación requeridos durante el accidente.
3. Se revisan los planos mecánicos y eléctricos para identificar elementos de apoyo (por ejemplo, distribución de energía, generadores diesel, agua de refrigeración) y el equipamiento requerido por estos elementos.
4. Se revisan los planos eléctricos para identificar otros aparatos eléctricos ubicados en ambientes agresivos, con funciones de seguridad activas o pasivas. Tales aparatos pueden incluir cables, conectores, relés, pasacables, etc.
5. Revisión de planos para determinar si existen equipos que no sean de seguridad cuya falla eléctrica (pérdida de aislamiento) pueda afectar a un equipo de seguridad.
6. Revisión de procedimientos operativos para identificar cualquier otra función de seguridad que no haya sido identificada durante la revisión de documentos.
7. Revisión de especificaciones de compra para identificar al fabricante, modelo y cualquier otra información útil.
8. En plantas que ya estén en operación, Se realizan recorridas para verificar que la información del equipo es la correcta y si existen partes del circuito eléctrico sometidas a ambiente agresivo que no hayan sido incluidas en los documentos actuales, por ejemplo, cables instalados provisionalmente como modificación temporaria. En caso de detectar modificaciones se adiciona el componente o los subcomponentes susceptibles a la lista maestra.

Esta información se tabula, junto con toda otra información relevante, en una Master List que incluye típicamente:

- número de identificación del equipo;
- tipo de componente (cable, motor, válvula motorizada, etc.);
- fabricante;
- categoría de calificación;
- ubicación dentro de la planta;
- tiempo de operación requerido;
- número de archivo de calificación.

Una vez que se ha desarrollado la etapa de revisión de información, se han determinado las condiciones severas que se producirán durante el accidente y se cuenta con una lista de equipos importantes para la seguridad y expuestos a condiciones severas, es común hacer un análisis de riesgo para los equipos y recintos seleccionados con el objetivo de reducir esta lista preliminar. Un ejemplo típico para la elaboración de un análisis de riesgo se muestra en la Figura 1 y la metodología general para la elaboración de un análisis de riesgo se encuentra reportada en la Ref. 16. A través del análisis de riesgo se pueden determinar alternativas al proceso de calificación reduciendo o moderando los riesgos a los que está expuesto el equipo, por ejemplo situando a los componentes dentro de un blindaje, o realizando un cableado para relocalizar los equipos en una posición remota.

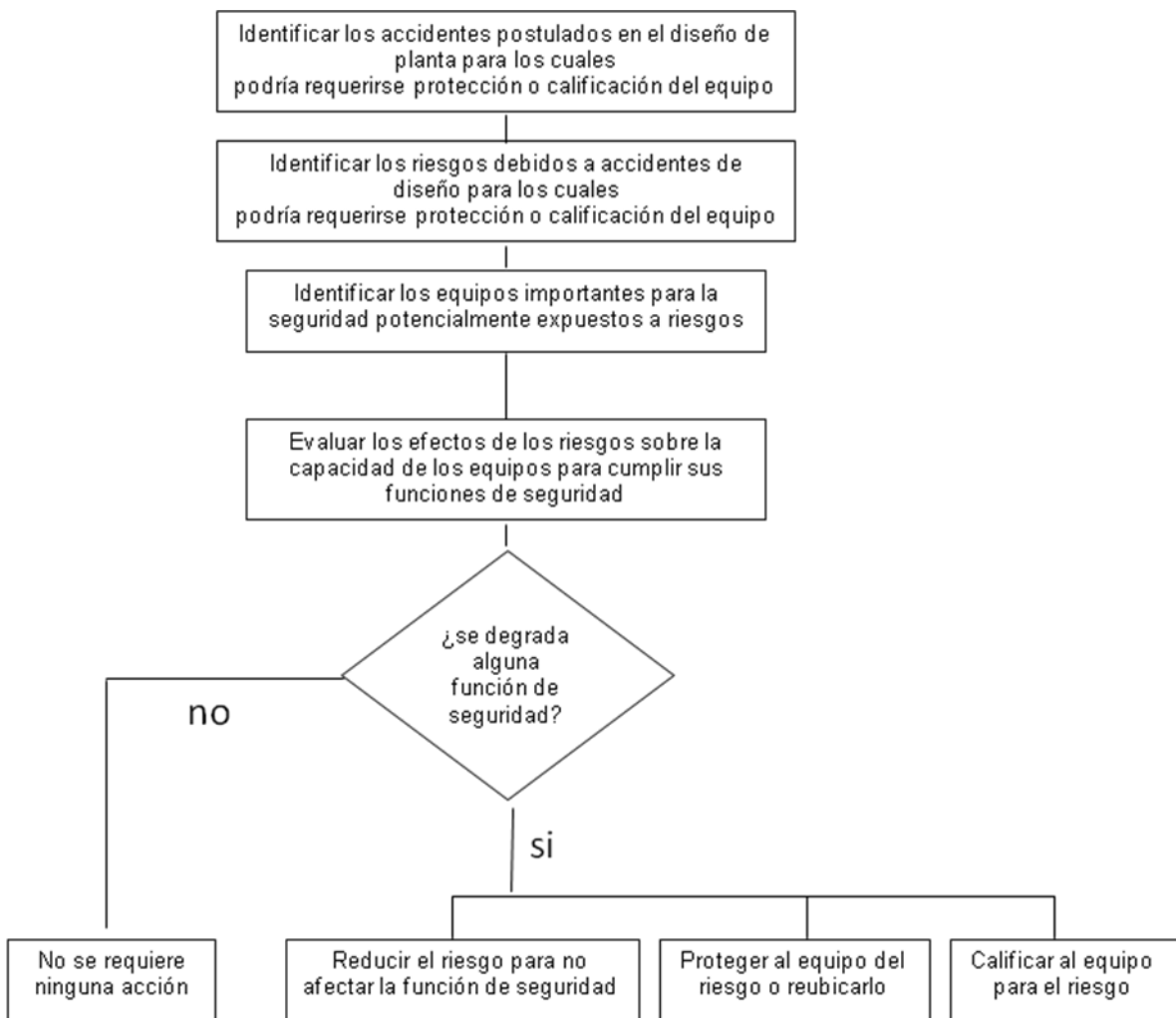


Figura 1: ejemplo de un análisis de riesgo para la implementación de un programa de calificación

Definición de los parámetros de calificación:

Los principales parámetros de calificación son las condiciones ambientales durante la operación normal y durante el accidente, y el tiempo que es necesario que el componente cumpla su misión durante y después del accidente. Así habrá componentes que son calificados para un ambiente severo (harsh environment) mientras que serán calificados para un ambiente ligeramente agresivo (mild environment). Algunos componentes serán calificados para actuar un corto periodo durante el accidente y otros deberán ser calificados para cumplir su función durante un periodo prolongado, de hasta semanas posteriores al accidente.

La definición de los parámetros de calificación para cada componente en particular, es un análisis laborioso que requiere conocer y evaluar con alto grado de detalle el papel de cada componente durante un accidente, y las necesidades de actuación de componentes activos y de información de sensores de campo que serán requeridos por el operador en el manejo posterior del accidente. En general se utiliza como primera aproximación un único ciclo de presión y temperatura para la totalidad del edificio del reactor y posteriormente y de ser necesario se refina con un cálculo específico por recintos. Este proceso es específico de cada planta, sin embargo, debe tenerse en cuenta que asumir posiciones extremadamente conservativas en los cálculos que se realizan para simular los ciclos de accidente, puede resultar en la imposibilidad de calificar componentes y llevar al reemplazo de los mismos, con consecuencias económicas graves para la planta. Los ciclos postulados para las centrales nucleares argentinas se detallarán en la sección 4.2.

Calificación de componentes mecánicos Vs calificación de componentes eléctricos

En el caso de los equipos mecánicos, la mayoría de los países no requieren un proceso de calificación formal sino una demostración analítica basada en los datos de diseño de que el componente puede desempeñarse en las condiciones accidentales postuladas. Algunos de los puntos que hacen que los equipos mecánicos no requieran un proceso de calificación formal son los siguientes:

- , Las condiciones de accidente están generalmente consideradas y sistematizadas en los códigos de diseño (ASME o similar). En la etapa de diseño se consideran las condiciones accidentales y el envejecimiento y se usan ensayos parciales y métodos analíticos para verificar las funciones de seguridad en las condiciones postuladas. Ejemplos: ensayos de bombas y válvulas, selección de partes no metálicas con alta tolerancia a la radiación.
- En particular en el caso de las válvulas, bombas y cañerías que manejan fluidos a altas presiones y temperaturas, las mismas están diseñadas y expuestas a condiciones de servicio más severas que las condiciones accidentales.
- -Los componentes de construcción enteramente metálicas prácticamente no se ven afectados por las condiciones ambientales resultantes de un LOCA (por ejemplo, radiación).
- -Un equipo mecánico puede seguir siendo operativo incluso después de la degradación de algún componente no metálico (sellos, juntas, etc.).

Eventualmente pueden hacerse ensayos parciales (selectivos) si la falla de algún

subcomponente no metálico pudiera impedir el cumplimiento de la función de seguridad. Algunos ejemplos de estos son: lubricantes, diafragmas de goma en accionamientos neumáticos, O`rings, sellos de carbón, etc.

Los equipos eléctricos y de instrumentación son más sensibles que los mecánicos al ambiente agresivo ya que en general dependen de funciones como la aislación eléctrica que son llevadas a cabo por subcomponentes de construcción polimérica o cerámica, que pueden verse severamente afectados por la presencia de temperatura, humedad y radiación. Por esto, el equipamiento eléctrico constituye el principal objetivo de los programas de calificación.

Calificación de un componente individual en servicio

Si se ha hecho previamente algún ensayo de calificación a un equipo de interés, aunque los mismos no hayan sido realizados con la normativa actual, debe tratarse de establecer si los mismos pueden ser válidos. Para esto deben revisarse los informes existentes para verificar que se ha aplicado un grado de envejecimiento suficiente y que las condiciones accidentales están reflejadas en el ensayo. En caso de incertidumbre debe efectuarse un análisis de los resultados para demostrar que el grado de envejecimiento aplicado fue suficiente. También debe quedar demostrado que el equipo ensayado es idéntico al que está en operación. Para esto es necesario demostrar que el diseño, método de fabricación, funciones, materiales, fabricante, etc, son idénticos. Usualmente se revisa el equipo instalado para determinar los componentes no metálicos. Sobre la base de esta determinación y un análisis para establecer el impacto de la falla de estos componentes no metálicos, se aplica luego el modelo de envejecimiento (térmico y de radiación) para determinar la vida calificada de estos materiales y se contrasta con la que figure en los certificados de calificación.

En caso de que no haya reporte de ensayos de calificación, es aceptable utilizar registros de experiencia operativa para demostrar la calificación. Para esto es posible utilizar demostraciones de la calificación del equipo operando en condiciones similares en otras plantas, o demostrar que las condiciones operativas son iguales o más severas que las condiciones experimentadas durante el accidente, debido a esto este argumento se utiliza solo en casos muy particulares.

En caso de no poder demostrar la calificación debe procederse al reemplazo del componente o a la calificación de un componente idéntico por medio de un ensayo de tipo, esto es: envejecimiento acelerado seguido por un ensayo en condiciones de accidente. Una revisión específica de los métodos de envejecimiento acelerado se realiza en la sección 3.4, una revisión de los ensayos más comunes se realiza en la sección 3.6.

En centrales operativas, el ensayo del equipo instalado no resulta simple de llevar a cabo debido a las dificultades que implica la remoción del mismo y no siempre se cuenta con un equipo idéntico en almacenes. En caso de ser posible el ensayo, debe tenerse en cuenta lo siguiente:

- determinación de la historia operativa y de mantenimiento para establecer el grado de envejecimiento acelerado necesario para alcanzar el fin de vida útil de la planta;

- restricciones a la operación de la central con el componente fuera de servicio, en caso de que las hubiera.
- determinación de la causa raíz si ocurren fallas durante el ensayo; la falla podría ser consecuencia de algún evento desconocido en la historia del equipo, o bien en el proceso de remoción o de traslado, más que un problema propio del equipo.

Si se va a ensayar un equipo retirado de almacenes, será necesario demostrar la historia del almacenamiento (ambiente, historia previa si alguna vez estuvo en operación, mantenimiento y otros factores) y la similitud con el equipo instalado.

En algunos casos puede ser aceptable un ensayo de una parte del componente considerada la más sensible al envejecimiento (juntas, retenes) etc, instalada en un mock up que simule el equipo. En el caso de componentes cuyas partes poliméricas se encuentren bajo un programa de reemplazo periódico, puede aceptarse un ensayo del componente en servicio tal como se encuentra en la planta sin un envejecimiento acelerado adicional, ya que se considera que el estado al final de la vida de la planta será idéntico al actual debido al reemplazo periódico de partes.

En caso que el ensayo no sea posible, las alternativas son:

- demostrar la calificación por medio de análisis y cálculos teóricos (esto es rara vez aceptado)
- Modificar el componente, reemplazando partes más sensibles al envejecimiento (sellos o juntas)
- Reemplazar el componente.

Calificación de un componente nuevo

En el caso de que la decisión sea reemplazar un componente o en caso de que se requiera un componente calificado para un nuevo proyecto, se debe calificar un componente nuevo. En este caso existen dos situaciones diferentes: si se trata de un proveedor habitual de la industria nuclear que ofrece componentes calificados, el operador de la planta se limitará a redactar un requerimiento de calificación basado en las condiciones operativas en las que prestara servicio el componente y el accidente base de diseño de la planta, y requerirá de parte del proveedor los registros de los ensayos de calificación de la manera más detallada posible. Si por el contrario, no se cuenta con un proveedor con experiencia en componentes calificados o se desea desarrollar un proveedor local, el operador deberá llevar adelante y/o supervisar el proceso de calificación, el cual consta de los siguientes pasos:

- Elaboración del plan de pruebas a partir de la especificación de calificación.
- Elaboración de procedimientos técnicos específicos.
- Inspecciones visuales y pruebas de funcionamiento del equipo.
- Envejecimiento térmico acelerado.
- Ciclos mecánicos-eléctricos.
- Exposición a la radiación gamma.
- Prueba de accidente base de diseño (LOCA o HELB).
- Elaboración del reporte de calificación.

3.2.2 Mantenimiento y preservación de la calificación.

El término preservación se refiere a las actividades que deben emprenderse para garantizar que el estado calificado siga siendo válido. En el caso de realizarse una modificación a la instalación, se debe evaluar su impacto sobre los equipos calificados y sobre las condiciones de operación que se postularon como válidas durante la etapa de calificación y debe llevarse adelante un análisis para demostrar que la calificación sigue siendo válida y/o recalificar el equipo. Se debe llevar un control de que las actividades prescritas como esenciales para mantener la calificación, como el reemplazo periódico de partes poliméricas se realizan en tiempo y forma. Se debe mantener un registro permanente y detallado de la experiencia operativa de los componentes con el objetivo de detectar cambios en las condiciones de servicio o en el rendimiento de los equipos. Por todo lo enunciado previamente se debe entender a la calificación de equipos como un proceso continuo, que no termina con los ensayos o la emisión del certificado de calificación de los equipos sino que debe llevarse adelante durante toda la vida de la planta.

3.3 Componentes típicos sujetos a calificación.

En las guías del OIEA (Ref. 1) y del EPRI (Ref.17) se encuentra una lista típica de los componentes que requieren ensayos de calificación, el tipo de prueba a realizar y los parámetros que se monitorean durante el ensayo. a continuación se sintetiza dicha información en la siguiente tabla:

Componente	Ensayos típicos	Parámetros a medir durante el ensayo
Válvulas solenoides	LOCA, HELB, Inundación	Prueba funcional, apertura y cierre, estanqueidad
Válvulas motorizadas	LOCA, HELB, inundación.	Prueba funcional, apertura y cierre, estanqueidad
Motores de bombas y válvulas	LOCA, HELB, Inundación	Prueba funcional, torque, aislación
Cables	LOCA, HELB, Inundación	aislación
Cajas de empalme.	LOCA, HELB, Inundación	Estanqueidad, aislación
Cajas de conexión	LOCA, HELB, Inundación	Estanqueidad, aislación
Borneras	LOCA, HELB, Inundación	Estanqueidad, aislación
Penetraciones eléctricas	Inundación	Estanqueidad, aislación
Conduits y canales de cables.	Inundación, sísmicos	Integridad mecánica, aislación
Sensores de presión	LOCA, HELB, inundación	Prueba funcional
Sensores de temperatura	LOCA, HELB, inundación	Prueba funcional
Transmisores	LOCA, HELB, inundación	Prueba funcional
Sensores de nivel	LOCA, HELB	Prueba funcional
Instrumentos varios	LOCA, HELB, inundación	Prueba funcional
Soportería	Sísmico	Integridad mecánica.

Tabla 2: Equipos típicos que requieren calificación.

3.4 Simulación del envejecimiento

Los programas de calificación exigen que el envejecimiento sea considerado específicamente cuando se establece la calificación de equipos ubicados en ambiente agresivo. Para esto se deben simular en laboratorio los efectos de los distintos agentes de degradación que actuarán durante la vida operativa del equipo, realizar un proceso de envejecimiento acelerado y ensayar un equipo envejecido como si se encontrara en periodo final de su vida útil. Si ese equipo pasa los ensayos de simulación de accidente, se puede certificar que podrá cumplir su función durante todo el periodo simulado en el envejecimiento acelerado.

Para que la vida calificada pueda basarse en las pruebas de envejecimiento acelerado, tiene que haber una correlación razonablemente exacta entre el mecanismo acelerado y las condiciones normales.

La ley de Arrhenius es el modelo más reconocido de envejecimiento térmico acelerado para los materiales poliméricos utilizados como aislantes, este modelo asume que la tasa de degradación decrece con la inversa de la temperatura, en consecuencia puede ser descrita por la siguiente ecuación:

$$(\ln k = \ln A - E_a/RT)$$

Donde A es una constante propia del material, E_a es la energía de activación propia del proceso, R es la constante universal de los gases y T es la temperatura absoluta. Un gráfico de la tasa de degradación vs $1/T$ daría una línea recta cuya pendiente está determinada por la energía de activación. Por medio de este modelo es posible simular un periodo de años de servicio a una temperatura relativamente baja (ej 50°C) en un periodo relativamente corto de semanas a una temperatura más elevada (típicamente 90°C-100°C). Sin embargo al realizar un envejecimiento acelerado debe tenerse en cuenta que la energía de activación no es constante para todas las temperaturas, lo que se muestra en la Figura 2 (Ref.18), esto supone una limitación para el factor de aceleración. Una guía general para el uso del modelo de Arrhenius se encuentra en la guía IEC 216 (Ref.19)

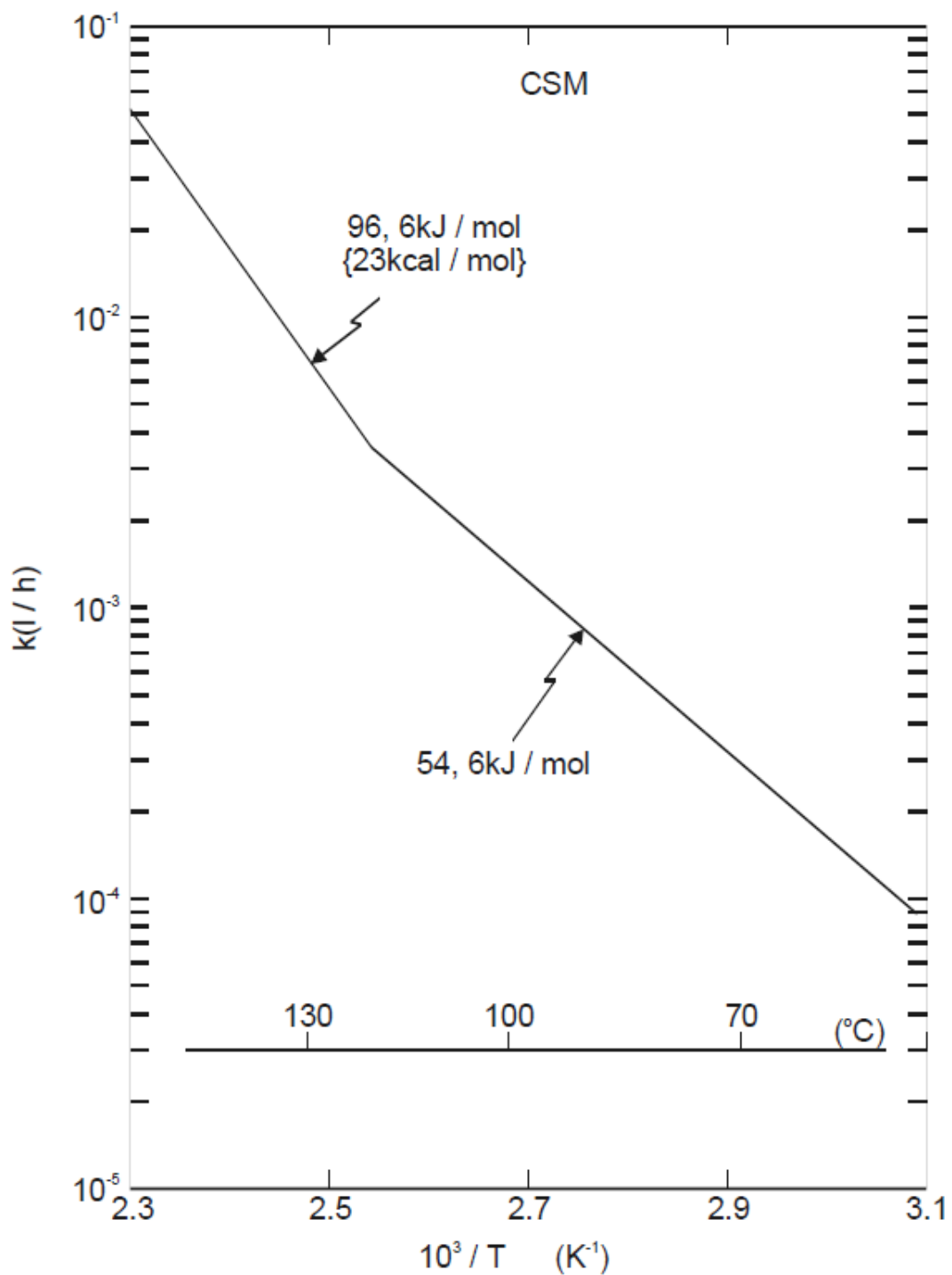


Figura 2: gráfico de tasa de envejecimiento vs $1/T$ para cables de polietileno.

Para el envejecimiento por radiación, históricamente se ha supuesto la igualdad de los daños para dosis equivalentes; sin embargo, esta suposición ha demostrado ser incorrecta para la mayoría de los elastómeros, ya que no tiene en cuenta la tasa de dosis, la que incide en el envejecimiento. Actualmente, para la realización de envejecimientos acelerados se utiliza el llamado diagrama de predominio (Figura 3), en este diagrama se establecen zonas de tasa de dosis y temperatura en las cuales un mecanismo de daño es dominante y los envejecimientos

acelerados por radiación deben hacerse a una tasa tal que el tratamiento y la condición real de servicio se encuentren en la misma zona del diagrama. Una guía para la utilización de este diagrama se encuentra en la Ref.18.

Un enfoque ampliamente utilizado es la llamada ley de potencia para la extrapolación de daño, que permite calcular la dosis equivalente para un mismo daño con diferentes tasas de dosis, la misma se encuentra sistematizada en normativa IEC (Ref.19)

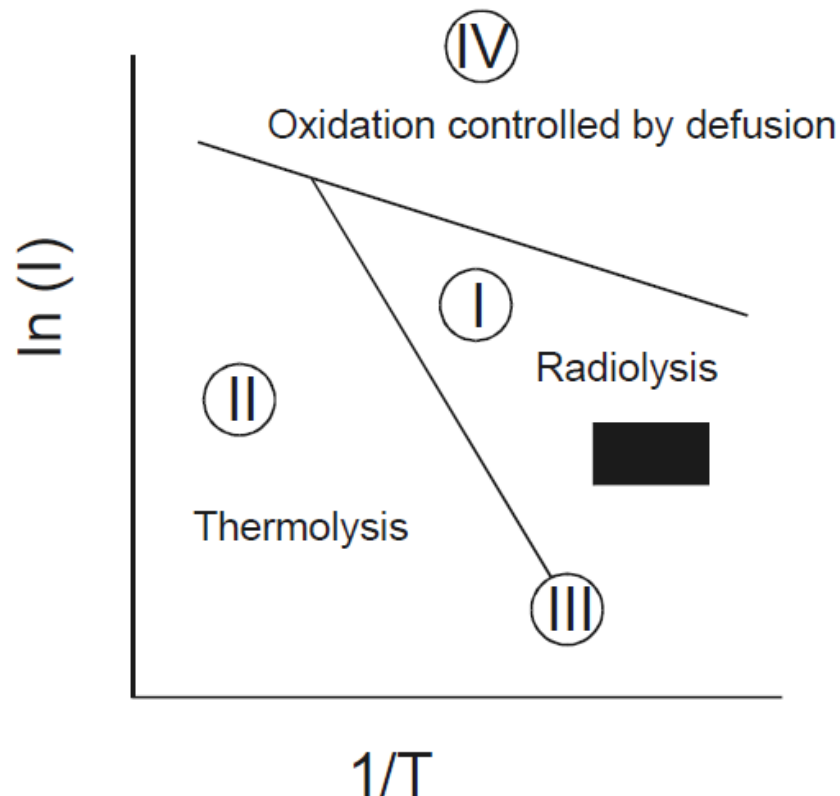


Figura 3 Diagrama de predominio.

Con respecto al servicio cíclico, se calcula el número de ciclos durante la vida del componente y se los realiza en un tiempo mucho más corto.

Puede ser posible acelerar los efectos de otros mecanismos tales como tensión eléctrica, humedad, vibración, corrosión, erosión, desgaste, etc., haciéndolos más intensos en un tiempo más breve; sin embargo, no existen modelos generalmente aceptados que relacionen los efectos acelerados con los que se producen más lentamente durante el funcionamiento normal.

En general, en la práctica, **los valores de vida ambiental calificada para ambiente severo se basan en consideraciones térmicas** ya que este es el mecanismo dominante en las condiciones de servicio de la mayoría de los componentes de una central nuclear.

3.5 Ensayos sísmicos

Los ensayos sísmicos consisten en colocar el componente a calificar en mesas sísmicas o “shakers” y someterlos a condiciones de aceleración y vibración análogas a las que experimentaría durante el evento sísmico. Es común realizar pruebas operacionales del componente durante el ensayo, como por ejemplo actuar una válvula motorizada y registrar la señal de un sensor. Una vez finalizado el ensayo se realiza una inspección visual o por otros métodos para evaluar el daño sufrido por el componente, incluso si el mismo ha pasado con éxito la prueba operacional.

Para la realización de una calificación sísmica es necesario conocer con detalle los eventos sísmicos postulados para la planta. Para fines de diseño y calificación suele suponerse un movimiento sísmico denominado SL-2 para definir los límites de vibración que tiene que ser tolerada por los equipos importantes para la seguridad. El tipo SL-2 es un movimiento del suelo muy intenso que tiene una muy baja probabilidad de ser excedido durante la vida útil de la planta. El valor pico de aceleración puede variar según las condiciones sísmicas del emplazamiento pero se recomienda un nivel mínimo recomendado es de un valor pico de aceleración del suelo de 0,1 g (Ref.20). Es común postular un segundo movimiento sísmico, menos severo, denominado SL-1, el cual se utiliza para definir niveles de vibración que deben ser tolerables sin degradación o daño sobre los equipos relacionados con la seguridad. Sin embargo, debe tenerse en cuenta que los movimientos vibratorios experimentados por el equipo variarán en función de los efectos de filtrado, amortiguación y amplificación introducidos por las estructuras.

Los ensayos sísmicos deben realizarse, al igual que el resto de los ensayos de calificación, con componentes envejecidos aceleradamente para simular la degradación durante su periodo de servicio. En caso de que el ensayo se realice sin envejecimiento previo, se debe demostrar por medio de análisis que los materiales relevantes para la sollicitación sísmica no son susceptibles a la degradación en el periodo a calificar.

3.6 Ensayos de simulación de accidentes

Los requerimientos básicos para los ensayos de tipo fueron descritos en la sección 3.1. Los ensayos de simulación de accidentes que se utilizan para calificar un componente dependen del accidente considerado como base de diseño para cada planta. Así mismo las condiciones de temperatura y presión a emplear durante los ensayos son específicas de cada diseño de reactor y además son dependientes de la localización espacial del componente dentro de la contención. Como regla general, los ensayos de simulación de accidente son de tres tipos:

- Ensayo de LOCA: el mismo consiste en la exposición del componente, previamente envejecido artificialmente de acuerdo a sus condiciones de operación normal, a vapor a alta temperatura, spray químicos que simulen la composición química del fluido primario, y altas dosis de radiación que serían equivalentes a las que se prevén en el accidente. Si bien algunas instalaciones permiten la exposición simultánea a vapor y

radiación, la mayoría de las instalaciones actualmente en servicio no tienen esa capacidad y la dosis de radiación correspondiente a la etapa de accidente, se aplica al final de la etapa de envejecimiento acelerado.

- Ensayo de HELB o MSLB: el mismo consiste en la exposición del componente, previamente envejecido artificialmente de acuerdo a sus condiciones de operación normal, a vapor sobrecalentado alta temperatura, simulando la rotura de una línea principal de vapor.
- Ensayo de inundación: el mismo consiste en la exposición del componente, previamente envejecido artificialmente de acuerdo a sus condiciones de operación normal, a una inmersión en agua durante un determinado periodo. Dependiendo los requerimientos de cada planta puede variar la columna de agua a aplicar así como la presencia de algún agente químico agresivo en el agua.

Dependiendo la normativa que se utilice como referencia, los ensayos de LOCA y HELB se pueden simular en un único ensayo, en la Figura 5 se muestra un ciclo para la calificación combinada de HELB y LOCA, de manera conjunta para PWR y BWR según la norma IEEE 323-1974. En el caso de que la calificación aplique solo a PWR la temperatura máxima debe ser de 300°F (148.9°C) y en el caso de que la calificación aplique solo a BWR debe ser de 280°F (137.8°C) Durante el ensayo es necesario monitorear algún parámetro representativo de la integridad del componente ensayado, en el caso de los componentes eléctricos, el parámetro más común es la resistencia de aislación, en el caso de ensayar motores suele medirse torque de los mismos, y en el caso de instrumentos y válvulas actuadas, lo más común es realizar una prueba funcional, donde se analiza la señal generada por el instrumento o la respuesta de la válvula a una señal externa, analizando el comportamiento del componente durante el ensayo. En la Figura 4 se muestra un arreglo experimental para un ensayo de cables y otro para el ensayo de sensores de temperatura (Ref.21) En el caso del ensayo de cables el parámetro de seguimiento es la resistencia de aislación entre el conductor del cable y el mandril metálico en el que el mismo está enrollado, en el caso de los sensores de temperatura se realiza una prueba funcional.

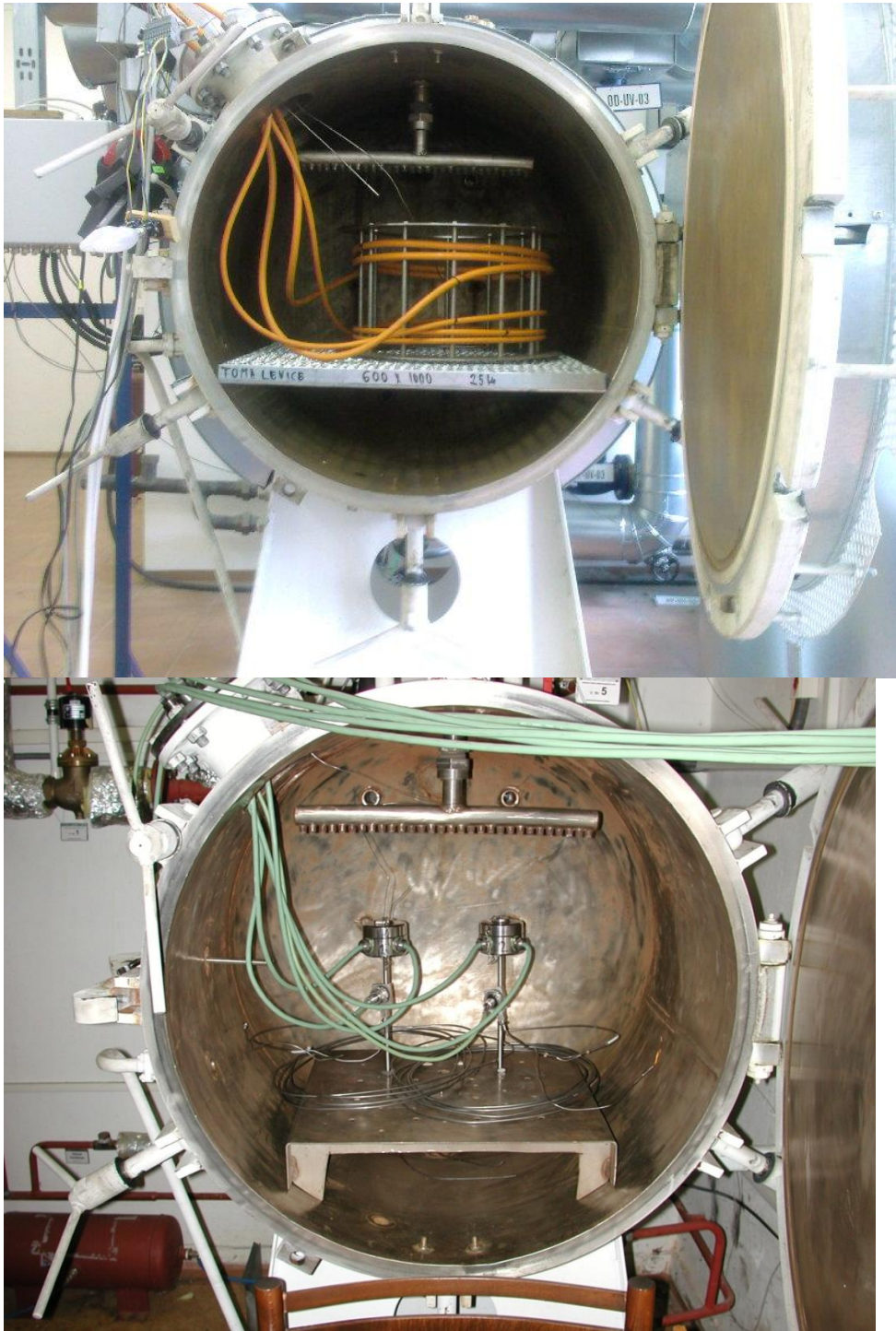


Figura 4: Arreglo experimental para ensayos de cables y sensores de temperatura llevados a cabo en el laboratorio de VUJE (Eslovaquia)

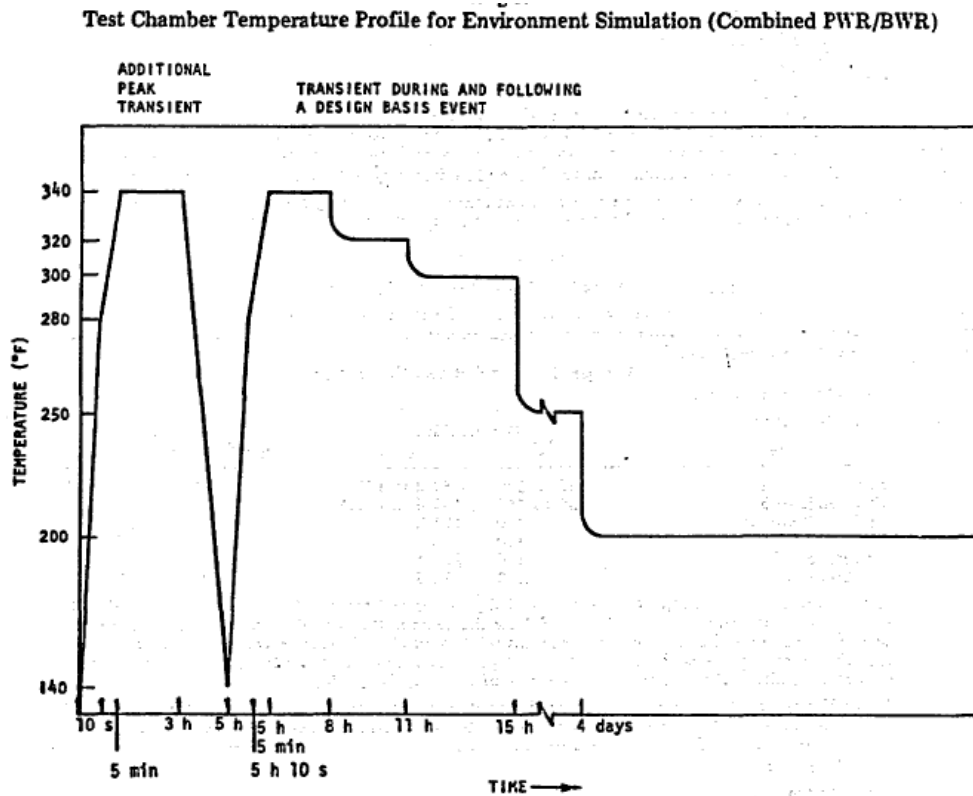


Figura 5: Ciclo postulado para el ensayo de LOCA/MSLB según IEE323-74

4 Estado de los procesos de calificación en Argentina

4.1 Marco regulatorio y Antecedentes

La Autoridad Regulatoria Nuclear argentina, no ha publicado hasta el momento una norma específica para el desarrollo de los programas de calificación en el país. El requerimiento de la implementación de un programa de calificación se ha realizado hasta el momento como parte de la Revisión Periódica de seguridad que se ha solicitado a las centrales de Embalse y de Atucha I. A continuación se detallan algunos aspectos de dichos requerimientos, la información consignada procede de comunicaciones del autor de este trabajo con el personal de la ARN involucrado en el proceso (Ing. Pablo Torano y A. Fornero)

La revisión periódica de seguridad se ha implementado en teniendo en cuenta los factores de seguridad consignados en la guía del OIEA NS-G-2.10 la cual ha definido 14 Factores de Seguridad sobre los que se puede hacer una revisión individual, el factor de seguridad 3 es la Calificación de Equipos.

El objetivo de la revisión de este factor de seguridad es determinar si los equipos importantes para la seguridad están calificados para realizar su función de seguridad asignada durante toda su vida útil para lo cual deben implementarse las siguientes acciones:

- Emplear el Análisis de Seguridad para identificar el listado de accidentes que podrían conducir a escenarios ambientales severos, e identificar los sistemas esenciales relacionados con la seguridad que son necesarios para mantener las funciones básicas de seguridad activas, aunque estén expuestos a ambientes agresivos. Luego se deben agrupar dichos accidentes en grupos de secuencias accidentales que generen condiciones similares.
- A partir del Análisis de Accidentes se deben determinar las condiciones en cada recinto donde estuviesen instalados los sistemas de seguridad o soporte necesarios para actuar, Los parámetros ambientales a considerar, dado que pueden afectar la funcionalidad de los componentes son: temperatura, humedad, presión, radiación, efectos químicos, inmersión en agua o spray de agua y corrosión.
- Identificar para cada grupo de secuencias accidentales definido, una línea de defensa confiable y calificada para asegurar las funciones básicas de seguridad (alcanzar y mantener el reactor parado, remover el calor del combustible, disponer de la contención y del monitoreo de la situación post accidental)
- Establecer un programa y desarrollar los procedimientos, para asegurar que los componentes que requieren calificación ambiental están claramente Identificados.
- Desarrollar los procedimientos de mantenimiento adecuados para asegurar que la calificación ambiental de los componentes se mantiene durante la vida útil de la planta.

Las normas y prácticas generales a emplear son las siguientes:

- Criterios Generales de Seguridad para el Diseño de Reactores Nucleares de Potencia, AR 3.2.1
- Seguridad contra Incendios en Reactores Nucleares de Potencia, AR 3.2.3
- Sistemas de Remoción de Calor de Reactores Nucleares de Potencia, AR 3.3,2
- Sistema de Confinamiento en Reactores Nucleares de Potencia, AR 3.4.3
- Sistema de Calidad de Reactores Nucleares de Potencia, AR 3,6.1
- Alimentación Eléctrica Esencial en Reactores Nucleares de Potencia, AR 3,5.1
- Criterios Generales de Seguridad para la Operación de Reactores Nucleares de Potencia, AR 3.9.1

Sobre cada planta se pedirá adicionalmente la aplicación de normativa específica del diseño de cada planta, como por ejemplo la aplicación de normativa CSA (canadiense) sobre el programa a implementar en la Central Nuclear Embalse.

4.2 Accidentes considerados en el diseño para la calificación de equipos

4.2.1 Centrales tipo CANDU

Las centrales tipo CANDU adoptan como ciclo de ensayos para su accidente base de diseño, a un único perfil combinado para el ensayo de LOCA/MSLB. Los servicios de ensayos de calificación en Canadá así como el desarrollo de los procedimientos de ensayo son provistos por la empresa Kinectrics, bajo el patrocinio del Candu Owners Group (COG). El ciclo de ensayo que se adopta como estándar es el ciclo de ensayo recomendado por Ontario Power Generation (informe Ontario Hydro Qualification Plan, EQPR-CAH 03651-0022, June 1993). En la revisión de documentación que se realizó durante este trabajo no se tuvo acceso al documento original, ya que es un documento propietario de esta compañía, pero si a las reproducciones de los ciclos empleados que se encuentran en varias publicaciones en literatura abierta (Ref. 22 y Ref. 23). A continuación se reproduce el ciclo utilizado en la Figura 6.

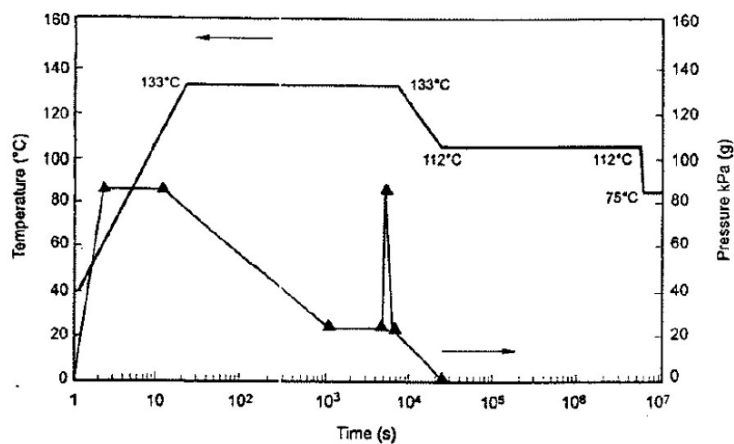


Figura 6: ciclo combinado para ensayo de LOCA/MSLB en centrales tipo CANDU

Paralelamente al ciclo adoptado por el COG, la central rumana de Cernavoda ha llevado adelante ensayos de calificación con un perfil de LOCA alternativo obtenido a partir de modelos numéricos que se desarrollaron en conjunto con la Universidad de Bucarest (Ref. 24), dicho ciclo se muestra en la Figura 7.

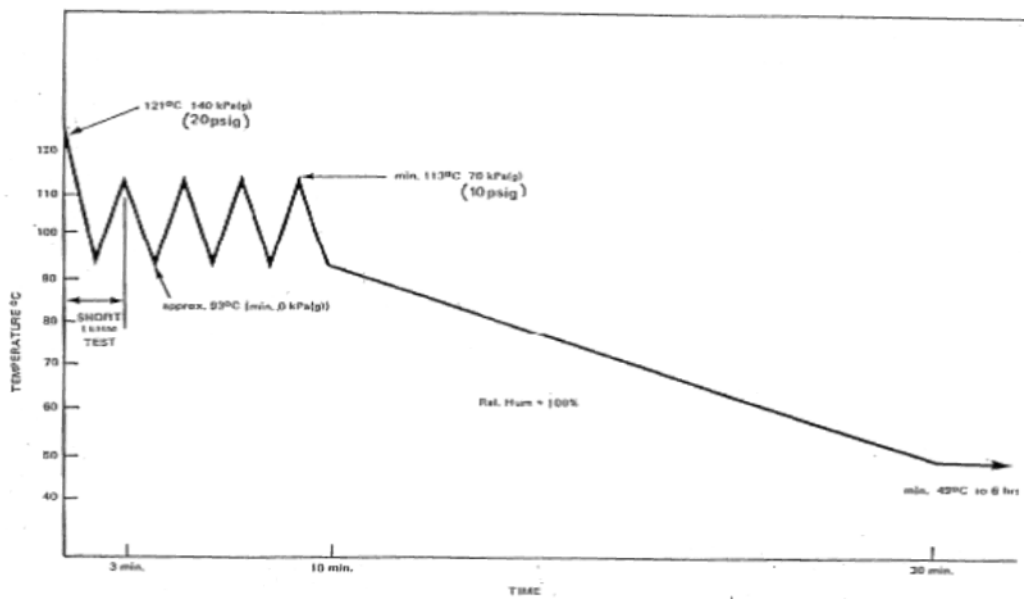


Figura 7: Ciclo Alternativo propuesto para la central de Cernavoda.

4.2.2 Centrales tipo Atucha

Atucha 1

La central nuclear Atucha 1 entro en operación en el año 1974, el periodo de construcción de la misma tuvo lugar entre 1969 y 1973, la mayor parte de las especificaciones técnicas para los componentes activos fueron redactadas por la empresa KWU durante 1969 y 1970 o incluso antes. El proceso de calificación de los componentes activos se llevo adelante en una etapa previa a la primera emisión de las normas IEEE 323, de la formación de la Comision de Normas de Seguridad Nuclear de Alemania (KTA, fundada en 1972) y de la primera emisión de las normas IEC. En consecuencia, fue realizado de acuerdo a especificaciones internas de KWU, sin referirse a una normativa internacional trazable, y la información sobre este proceso y los ensayos que se realizaron no fue transferida de manera sistemática a la CNEA, entonces propietaria de la central.

El autor de este trabajo ha trabajado desde el año 2009 en el proceso de evaluación de equipos para el re licenciamiento de la central, en estrecha colaboración con el Departamento de Gestion de Envejecimiento de la CNAI, y en la documentación a la que ha tenido acceso no se ha encontrado registro de los perfiles de LOCA empleados ni de los métodos de simulación de envejecimiento o ensayos realizados en los componentes originales de la central.

Atucha 2

En el caso de la Central Nuclear Atucha II, durante la fase inicial del diseño y la ejecución de la obra el diseñador recomendó la utilización de un ciclo de ensayo de accidente análogo al que se utilizaba en un PWR alemán de la serie Konvoy (Ref. 25). Esta hipótesis fue revisada en 1984 y se realizaron nuevos cálculos postulando un ciclo específico para la central (Ref. 26), a continuación se muestran las figuras de los ciclos finalmente adoptados (

Figura 8 y Figura 9).

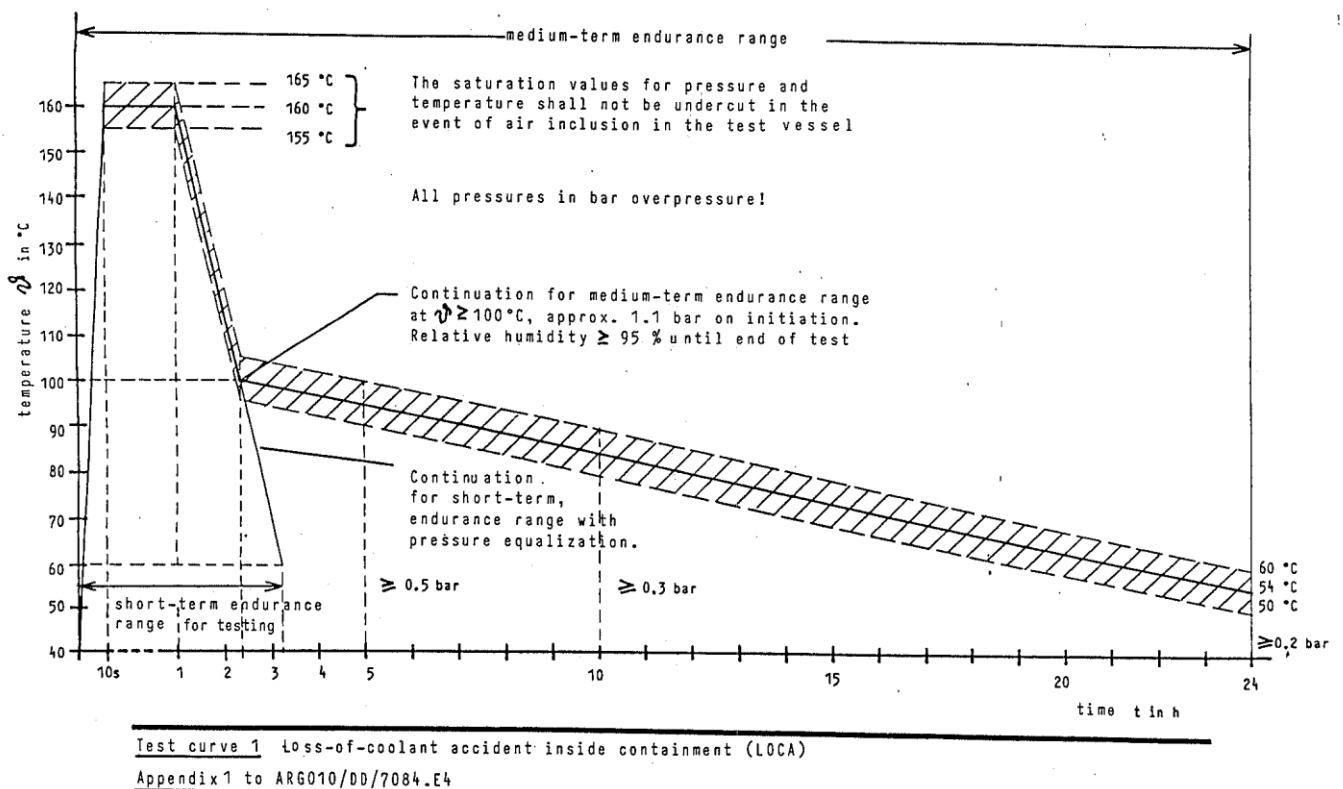


Figura 8: Ciclo adoptado para LOCA

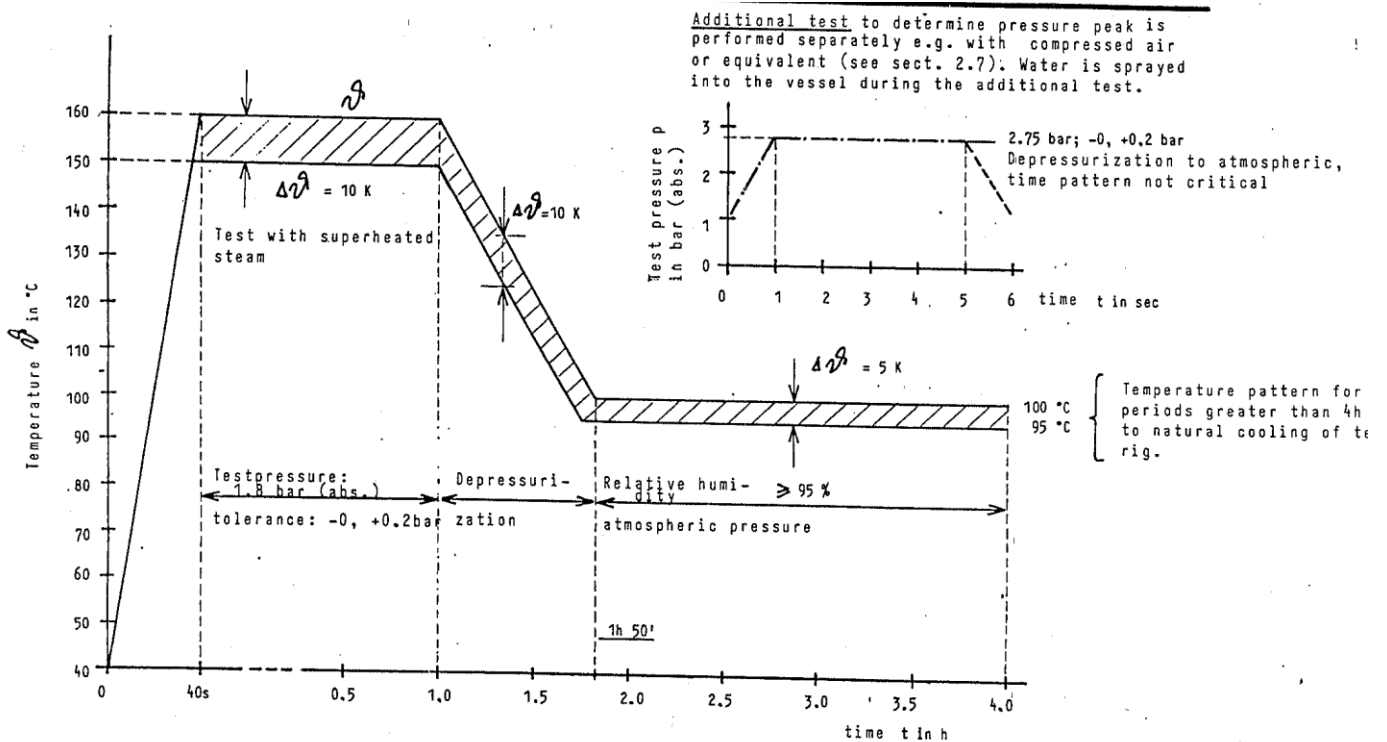


Figura 9: Ciclo adoptado para MSLB

4.3 Equipamiento disponible en el país

4.3.1 Equipamiento para Ensayos sísmicos

En la Argentina, el principal centro de referencia en lo relativo a Ensayos sísmicos es el Instituto de Investigaciones Antisísmicas "Aldo Bruschi" perteneciente a la Universidad Nacional de San Juan. Este instituto cuenta con los siguientes equipos (Ref.27):

Mesas vibratorias:

La mesa vibratoria disponible en la UNSJ es apta para ensayos de comportamiento sísmico en componentes y modelos de estructuras de un peso hasta 10 t. El movimiento de la mesa vibratoria se realiza por medio de una válvula hidráulica cuya apertura es comandada por un sistema de control. Este decodifica la señal del movimiento requerido proveniente de una PC y la transforma en una señal eléctrica proporcional para regular la apertura de la válvula y, en consecuencia, el movimiento de la mesa. Además, este movimiento es captado por el sistema de control y entregado a la PC para que el algoritmo de control efectúe las correcciones necesarias en función de la diferencia entre la posición real de la mesa y el movimiento previsto en los requerimientos del ensayo. La Mesa Vibratoria es esencialmente una estructura Metálica de 2900mm de largo por 2100mm de ancho. La plataforma superior está vinculada verticalmente a la fundación por dos planos verticales biarticulados. En posición horizontal se

ha dispuesto un actuador, el cual provee de movimiento en una sola dirección horizontal. El movimiento de la Mesa se puede controlar en amplitud como así también en frecuencia. El procedimiento usual es seleccionar y reproducir un acelerograma real registrado durante un terremoto, o en su defecto un acelerograma artificial. En determinados casos se aplican movimientos ficticios como ser, senos batidos, etc.

Equipamiento para ensayos cíclicos triaxiales.

El equipo disponible en la UNSJ se compone de una cámara triaxial de acero capaz de albergar una probeta de 175 mm de diámetro y 350 mm dentro de una membrana de goma. El equipo fue originalmente diseñado para el ensayo de gravas utilizadas en la construcción de obras hidráulicas pero puede adaptarse para ensayar componentes de dimensiones menores a la probeta. Los cabezales superior e inferior, de acero inoxidable, están conectados al exterior a través de tuberías de drenaje. La carga axial se aplica a través de un vástago conectado al cabezal superior de manera de poder realizar ensayos en compresión y en tracción. Esta carga axial se genera mediante un sistema hidráulico servocontrolado. El sistema de aplicación de carga permite ensayos con control de carga o con control de deformación, pudiéndose especificar cualquier historia arbitraria como objetivo de la variable controlada. El equipo se completa con un sistema de saturación de la probeta y de medición de deformaciones volumétricas y un sistema de adquisición de datos que permite registrar el comportamiento de la probeta a lo largo del ensayo.

4.3.2 Equipamiento para Envejecimiento térmico

Actualmente la Gerencia de Coordinación de Proyectos CNEA-NaSa cuenta con cuatro estufas de envejecimiento térmico marca Binder modelo FED 115 (115 litros) instalados en el Centro Atómico Constituyentes actualmente prestando servicios para el envejecimiento de cables y otros componentes eléctricos de las centrales Atucha I y Atucha II. También la gerencia cuenta una estufa marca Binder modelo FED 720 (720 litros de capacidad) actualmente en depósito en el predio CAREM-Lima a la espera de ser instalada en la planta de calificación de equipos (ver Anexo III: lay out y obra civil)

4.3.3 Equipamiento para Envejecimiento por radiación

Actualmente se cuenta con una planta de irradiación semi-industrial en el Centro Atómico Ezeiza en condiciones perfectamente operativas. Esta planta opera con radiación gamma y brinda servicios de irradiación a escala industrial y semi-industrial para materias primas, productos médicos y alimenticios en forma habitual desde 1970. Se han realizado varios envejecimientos acelerados de componentes empleados en la industria nuclear.

4.3.4 Equipamiento para Simulación de Accidentes

Actualmente no se cuenta en el país con un equipo operativo para la simulación de accidentes. Se contó en el pasado con un sistema piloto de pequeño tamaño en las instalaciones del Loop de Alta presión del Centro Atómico Ezeiza pero el mismo ha sido desmantelado.

5 Desarrollo de un laboratorio de Simulación de accidentes.

5.1 Motivación

En el proceso actual de construcción de centrales nucleares de potencia en la Argentina se enfrentan diferentes desafíos tecnológicos originados en el largo periodo de inactividad que atravesó la industria nuclear en el país y en el mundo. Uno de estos desafíos es la falta de proveedores de componentes e insumos calificados para uso nuclear. Por otra parte, las centrales Atucha I y Embalse han sido diseñadas y construidas en un periodo previo al desarrollo de la mayoría de las técnicas de calificación modernas, las mismas están en la etapa de desarrollo e implementación de un programa de calificación de equipos acorde a los requerimientos regulatorios y las practicas actuales. En el caso de Atucha II existen componentes (como por ejemplo ciertos cables) que han sido provistos con certificados de calificación, y existe documentación de diseño que postula los ciclos accidentales a evaluar (Ref.28). Sin embargo, los componentes calificados han sido provistos por varios proveedores en distintas épocas del proyecto, algunos de ellos actualmente inactivos, por lo que existen ciertas incertezas sobre los métodos de calificación empleados y los posibles efectos del largo periodo de almacenamiento en los componentes calificados.

Respecto de las facilidades experimentales, si bien se cuenta en CNEA con algunos equipos que han sido utilizados en el pasado para hacer ensayos de pequeña escala, no hay en el país ni en el Mercosur una instalación actualmente operativa para la simulación de ensayos de accidente. Es en este contexto que la realización de este trabajo resulta de interés.

5.2 Emplazamiento

El laboratorio de ensayos de calificación será emplazado en un local que fue cedido a la Gerencia de Coordinación de Proyectos en el edificio de laboratorios Ex Lenap, en el predio que posee la gerencia CAREM en Lima. La elección de este emplazamiento responde principalmente a dos factores:

- En este predio se está desarrollando un centro de servicios a las centrales nucleares y se contaba con un local disponible el cual fue ofrecido al proyecto.
- La cercanía de la instalación a las centrales Atucha I y Atucha II simplifica las tareas de traslado de equipos que deban ser ensayados desde ya hacia las centrales.

5.3 Criterios generales de diseño

1. El sistema debe poder reproducir una envolvente del ciclo más severo postulado para las centrales argentinas. Con las condiciones actuales (incluso previendo el posible ingreso de un PWR al mercado local) debe poder alcanzar una temperatura de 165°C en 10 segundos y mantener la temperatura por encima de lo requerido por el ciclo.
2. El sistema debe ser capaz de operar con vapor sobrecalentado.
3. El sistema debe poder ser empleado para ensayos de inundación.
4. El sistema debe contar con penetraciones eléctricas y mecánicas en la cámara de ensayo para la introducción de cableado y de fluidos.
5. El sistema debe contar con recirculaciones que permitan recuperar el agua desmineralizada.
6. El sistema debe contar con drenajes para operaciones de mantenimiento y vaciado.
7. El sistema debe contar con venteos y alivios adecuados.
8. El sistema debe poder utilizar reactivos agresivos para simular la presencia de los mismos en el fluido primario. (ej.: ácido bórico)
9. El sistema debe cumplir con los requisitos de seguridad propios de un sistema con componentes a presión.
10. El sistema debe contar con los medios para gestionar efluentes líquidos.

5.4 Descripción de la instalación

El módulo de simulación de condiciones de accidente está compuesto por una caldera de generación de vapor, un acumulador, un sobrecalentador y la cámara de ensayo (o Cámara LOCA) dónde se sitúa el espécimen a ensayar y se inyecta el vapor para simular las condiciones de accidente y post-accidente.

Se debe considerar además el equipamiento auxiliar como ser: equipo de recirculación de soluciones químicas para simulación de ambiente, válvulas, instrumentación y control, etc.

A continuación se presenta el esquema funcional del módulo de simulación de accidentes:

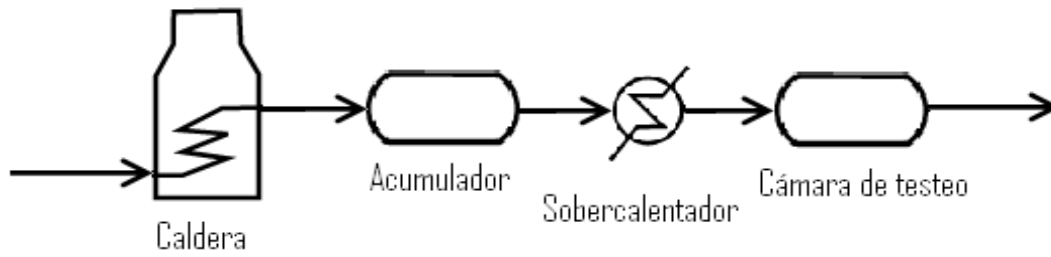


Figura 10: Esquema funcional del modulo de simulación de condiciones de accidente

5.4.1 Diagrama de procesos simplificado

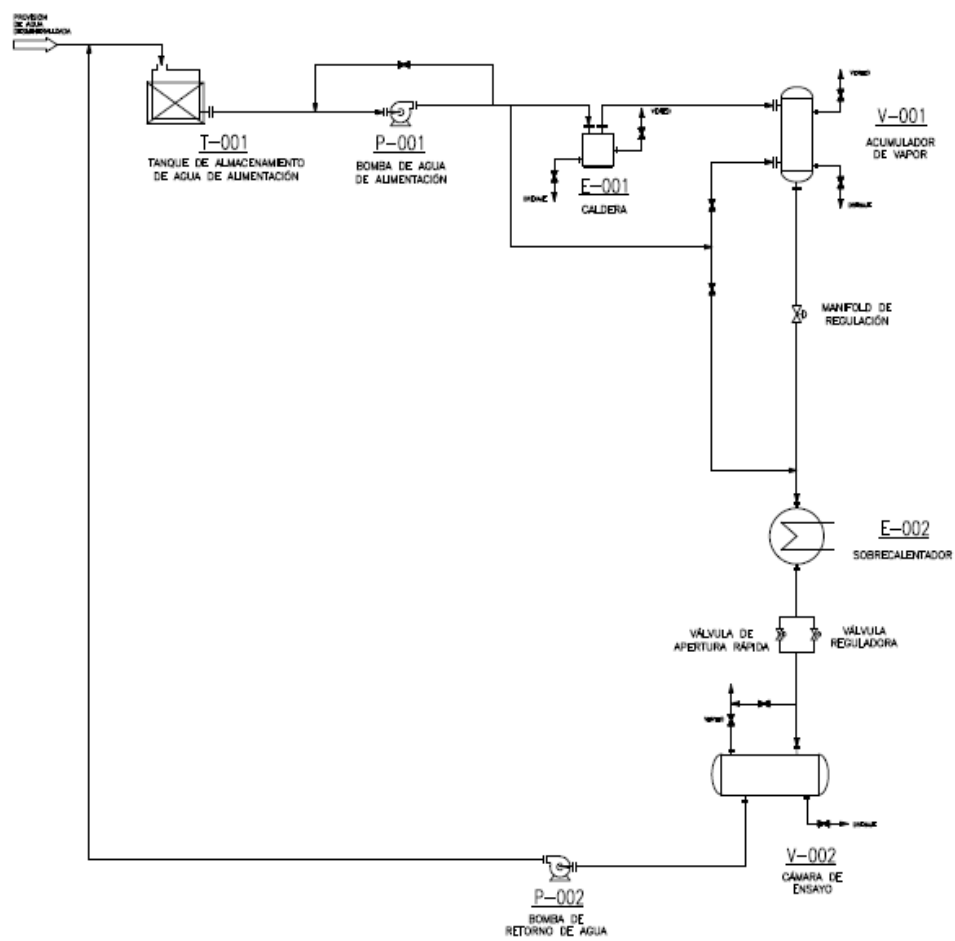


Figura 11: diagrama de procesos simplificado

5.4.2 Diagrama de piping e instrumentación

El diagrama de piping e instrumentación de la planta se muestra en el Anexo II. Diagrama de Piping e Instrumentos

5.4.3 Modo de operación

Secuencia de operación:

1. Se abre la válvula de salida del tanque T001 y se enciende la bomba P001 para suministrar agua a las calderas
2. Se encienden las calderas de suministro de vapor E001 A y E001B, se levanta la presión de las mismas hasta la presión y temperatura de operación con la válvula de entrada al acumulador abierta y la válvula de salida cerrada. Mientras tanto si es necesario se ventea vapor por los venteos del acumulador de vapor. En este paso se ponen en régimen las calderas y se precalienta el acumulador de vapor.
3. Se cierra el venteo del acumulador V001 y se llena el mismo hasta la presión de trabajo de 12Kg/m². Se utilizan las mediciones TE 001 y PE 001
4. Se abre la válvula de salida del acumulador y se pasa el vapor por el sistema hasta el venteo de los sobrecalentadores E002 y E003. Se precalienta el sistema.
5. Se encienden los sobrecalentadores y se mide la temperatura de vapor a la salida de los mismos, se utilizan la medición T003, durante esta etapa se mantiene un caudal mínimo que permita conservar el inventario de vapor en el acumulador y mantener una extracción de calor en los sobrecalentadores. El caudal se regula con el manifold de regulación. Se utiliza las mediciones P002 y P003.
6. Cuando se alcanza una dada temperatura objetivo a la salida de los sobrecalentadores se inicia el ensayo. Se cierra el venteo de los sobrecalentadores y se abre la válvula de apertura rápida, y se inicia simultáneamente la apertura de la válvula reguladora en paralelo, se inunda la cámara con vapor y se alcanza la máxima temperatura en la cámara en pocos segundos. De requerir el ensayo se abre la entrada del spray químico.
7. Se cierra la válvula de apertura rápida, en esta etapa se debe mantener la temperatura en la cámara en la meseta de 160°C, y la presión requerida por el ensayo, para esto se regula el caudal de vapor con la válvula reguladora. Para controlar la presión se utiliza la válvula de regulación en el venteo de la cámara de ensayos. Se utilizan las mediciones TE 004 y PE 004.
8. Durante la etapa de enfriamiento se deja evolucionar la cámara de ensayos, drenando el condensado y en caso de ser necesario se realizan inyecciones de vapor con la válvula reguladora.

5.5 Componentes

5.5.1 Dimensionamiento: cálculos preliminares

Cámara de ensayos, acumulador y sobrecalentador.

El tamaño mínimo de la cámara LOCA estará determinado por la capacidad de la misma de contener los especímenes a ensayar. En el presente caso se postula una cámara cilíndrica horizontal de 1000 mm de diámetro y 1500 mm de longitud, se toma como base el volumen necesario para ensayar un motor de media tensión típico de la Central Nuclear Atucha como el máximo componente creíble.

El dimensionamiento de la caldera, el acumulador y el sobrecalentador es complejo debido a que el sistema debe cumplir con un ciclo dependiente del tiempo, y la modelización de ese transitorio no tiene una resolución matemática simple.

Se adopto la siguiente metodología:

1. Se fijaron las dimensiones de la cámara de ensayos en base al mayor componente que se cree necesario ensayar.
2. Se estableció como hipótesis que el acumulador sería alimentado con vapor saturado a 12Kg/cm².
3. Una vez fijada las dimensiones de la cámara, se considero una expansión adiabática del acumulador contra la cámara y se vario el volumen del acumulador calculando los estados inicial y final del sistema. (se considero que la cámara y la cañería comprendían un volumen libre total de 1,5 m³). Se uso el software HYSYS y se verificaron algunos casos a mano utilizando datos de tablas de bibliografía.

Basado en los resultados de los pasos 1-3 se decidió adoptar un volumen de referencia del acumulador de 2,5 m³ debido a que con este volumen se superan las temperaturas objetivo de los criterios de diseño en el estado final y el tamaño del acumulador es económicamente viable. (Los resultados se muestran en la Tabla 3). Una vez fijado este volumen se continúa con los siguientes pasos:

4. Se fijo un valor para el volumen del acumulador en 2,5 m³ y se agrego como condición que el vapor se sobrecalentara a temperaturas entre 220 y 250°C
5. En todos los casos se calculo la transferencia de masa del acumulador a la cámara y se estimo la potencia del sobrecalentador como la necesaria para calentar esa masa de vapor en 10 segundos.
6. Con los valores obtenidos se alimentara un software más complejo este cálculo excede el alcance de esta tesina y será realizado en el futuro como parte del proyecto de

diseño y construcción de la planta de ensayos. Los resultados de los cálculos de los pasos 4-5 se muestran en la Tabla 4. El estado 1 corresponde al vapor en el acumulador, el estado 2 corresponde a la etapa de sobrecalentamiento y el estado 3 corresponde al estado final del sistema, el cual sería representativo de la temperatura final que se alcanza en la cámara de ensayos.

Escenario	Variable	Estado 1	Estado 2	Estado 3
A	P [bar]	12,0	-	5,5
	T [°C]	188	-	155
	V [m3]	1,5	-	3,0
	ρ [kg/m3]	6,126	-	3,063
	m [kg]	9,189	-	9,189
	X	1	-	0,9447
	s [kJ/kgmol °C]	117,5	-	117,5
B	P [bar]	12,0	-	7,03
	T [°C]	188	-	165
	V [m3]	2,5	-	4,0
	ρ [kg/m3]	6,126	-	3,829
	m [kg]	15,310	-	15,310
	X	1	-	0,9609
	s [kJ/kgmol °C]	117,5	-	117,5
C	P [bar]	12,0	-	8,0
	T [°C]	188	-	170
	V [m3]	3,5	-	5,0
	ρ [kg/m3]	6,126	-	4,288
	m [kg]	21,440	-	21,440
	X	1	-	0,9696
	s [kJ/kgmol °C]	117,5	-	117,5

Tabla 3: cálculos preliminares para determinar el volumen del sobrecalentador.

Escenario	Variable	Estado 1	Estado 2	Estado 3
D	P [bar]	12,0	13,1	7,2
	T [°C]	188	220	166
	V [m3]	2,5	2,5	4,0
	ρ [kg/m3]	6,126	6,126	3,829
	m [kg]	15,31	15,31	15,31
	X	1	1	0,9892
	s [kJ/kgmol °C]	117,5	119,7	119,7
E	P [bar]	12,0	13,4	7,3
	T [°C]	188	230	167
	V [m3]	2,5	2,5	4,0
	ρ [kg/m3]	6,126	6,126	3,829
	m [kg]	15,31	15,31	15,31
	X	1	1	0,9975
	s [kJ/kgmol °C]	117,5	120,3	120,3
F	P [bar]	12,0	13,7	7,4
	T [°C]	188	240	173
	V [m3]	2,5	2,5	4,0
	ρ [kg/m3]	6,126	6,126	3,829
	m [kg]	15,31	15,31	15,31
	X	1	1	1
	s [kJ/kgmol °C]	117,5	121,0	121,0

Tabla 4: Cálculos preliminares de dimensionamiento con sobrecalentador

Una vez definidos los tres estados termodinámicos, es deseable calcular el calor que deberá aportar el sobrecalentador. El mismo se calcula con la siguiente fórmula:

$$P_{SC} = Q_m (h_2 - h_1)$$

Siendo P_{SC} la potencia del sobrecalentador, Q_m el caudal másico a sobrecalentar y h_2 y h_1 las entalpías másicas de los estados 1 y 2 respectivamente (ambas son conocidas, y se encuentran en la tabla de vapor, pues ambos estados quedan perfectamente definidos).

Por otra parte el caudal másico se calcula considerando solo la masa que abandona el acumulador y se considera que la misma lo hará en un período de 10 s, que es el valor de tiempo en que se deberá alcanzar el pico máximo de temperatura según los ciclos objetivo

A continuación se presenta una tabla con los valores de las potencias térmicas del sobrecalentador calculadas para cada escenario

Escenario	Potencia del sobrecalentador [kW]
A	0
B	0
C	0
D	44
E	57
F	70

Tabla 5: potencias estimadas para el sobrecalentador.

Considerando los cálculos realizados y los posibles equipos disponibles en el mercado se postulan dos módulos de entre 25 y 40 Kw cada uno (Ref.29). Las dimensiones finales de los sobrecalentadores se determinaran cuando se realicen cálculos termohidraulicos más detallados del sistema.

Cañerías:

Para la estimación del diámetro de las cañerías que transportan vapor desde el acumulador hasta la cámara de ensayo se realizan las siguientes consideraciones.

El sistema contiene una masa total de 15,31 kg la cual está inicialmente contenida en el acumulador (en un volumen de 2,2619 m³).

Luego de la expansión la densidad del vapor disminuye así como también la masa en el acumulador. Si consideramos una densidad final de $3,6909 \text{ kg/m}^3$ y el volumen de $2,2619 \text{ m}^3$ del acumulador, la masa remanente en el mismo es de $8,3484 \text{ kg}$.

Como la masa total era $15,31 \text{ kg}$, se puede inferir que $5,508 \text{ kg}$ abandonaron el acumulador. Si tenemos en cuenta que es deseable que esto ocurra en un máximo de 10 s , el caudal resultante rondará los $0,551 \text{ kg/s}$ (o bien $537 \text{ m}^3/\text{h}$ si consideramos la densidad del vapor luego de la expansión).

A fin de ser conservativos se considerará finalmente un caudal de $1500 \text{ m}^3/\text{h}$ ($0,4167 \text{ m}^3/\text{s}$). Por otra parte se considerará que no se debe sobrepasar una velocidad de flujo para vapor en procesos industriales de aproximadamente 35 m/s (REF. 30).

Luego si sabemos que $Q = v S$, siendo Q el caudal volumétrico, v la velocidad lineal de flujo y S la sección transversal de la cañería, entonces:

$$S = Q / v = 0,4167 \text{ m}^3/\text{s} / 35 \text{ m/s}$$

$$S = 0,0119 \text{ m}^2$$

$$\text{Luego } S = \pi D^2 / 4$$

$$\text{Y por lo tanto, } D^2 = 4 S / \pi = 4 \times 0,0119 \text{ m}^2 / \pi = 0,0151 \text{ m}^2$$

De lo cual se obtiene un $D = 0,123 \text{ m}$

Considerando que este debe ser el diámetro interno mínimo requerido, se decidió de manera preliminar postular el diámetro nominal de la línea de principal de vapor en 6 pulgadas, la línea en la que se encuentra montada la válvula reguladora que se utiliza en un estadio posterior del ensayo se dimensiono en 4 pulgadas. Los venteos y drenajes se dimensionaron con diámetros de entre 1 pulgada y $\frac{3}{4}$ de pulgada de diámetro nominal. El detalle de las dimensiones postuladas para la totalidad de las líneas se detalla en la sección 5.4.2 y en el anexo II sección 8.2.

Para las cañerías se eligió como material Acero inoxidable 304 L para evitar la contaminación de muestras con productos de corrosión. Los accesorios y bridas que se utilizaran serán los pertenecientes a las series 150# y 300# según Ref.31, El espesor será diseñado de acuerdo a los requerimientos de estas series y según las Ref 32 y Ref.33 El sistema de nomenclatura para las clases de cañerías así como para el resto de los equipos se detalla en la sección 8.1 Anexo I: nomenclatura de equipos.

Las clases de cañerías definidas se detallan en la sección 8.5 Anexo V: Clases de cañerías

Calderas:

Respecto del dimensionamiento de la caldera se postula un suministro de vapor de 500 Kg/h , considerando que el inventario del acumulador es de 15.3 kg , el tiempo necesario para la reposición del acumulador es de aproximadamente 110 segundos , lo cual resulta un tiempo

razonable para permitir operar las válvulas de entrada, salida y venteo del vapor que son necesarias durante la operación de la planta.

Al inicio del proyecto se discutió como alternativas tecnológicas la instalación de una caldera de combustible fósil (gas o diesel) o la instalación de una caldera eléctrica. La instalación de una caldera de combustible fósil presenta la ventaja de que hay un gran número de proveedores y es posible conseguir unidades de mayor tamaño a un bajo costo. Sin embargo el predio CAREM Lima no cuenta con suministro de gas, por lo que en caso de colocar una caldera fósil se requeriría la utilización de combustible diesel con la consiguiente instalación de almacenamiento de combustible. Una instalación de este tipo requiere una serie de habilitaciones y pasos administrativos para demostrar la seguridad de la instalación.

Por otra parte se planteo como alternativa la instalación de una caldera eléctrica, estas son mucho más compactas pero tienen como inconveniente un elevado consumo eléctrico y por ahora el predio no cuenta con una línea de alta potencia. Sin embargo se consulto con los responsables del predio y se acordó que dado que la instalación se utilizará de manera discontinua, es posible que las calderas se utilicen como equipos de prueba repetitiva de los generadores diesel del predio. Se postulo entonces un suministro eléctrico dependiente de los generadores diesel de 500 kw. Con esta condición se postulo la instalación de dos módulos de 180KW con una generación de vapor de 268 Kg/h cada uno, correspondientes al modelo fabricado en el país por la marca Flowing Accuratio S.A (Ref.34). En caso de no encontrarse disponible este modelo se buscara un proveedor de equipos similares. En el Anexo IV: Caldera eléctrica comercial de 180 kw. se muestra un esquema de las calderas eléctricas a utilizar.

5.5.2 Lista de equipos

A continuación se muestra una lista de los principales componentes de la planta junto con una breve descripción y una síntesis de sus datos técnicos.

Equipo	Descripción
T-001	Tanque de almacenamiento de agua desmineralizada en el techo de la instalación Se postula un tanque de plástico reforzado con fibra de vidrio, de 1 metro cubico y presión atmosférica
P-001	Bomba de alimentación de las calderas.
E-001A/B	Calderas eléctricas de generación de vapor. Se postulan dos modulos de 180 Kw eléctricos, 155000Kcal y 268 kg de vapor a 12 K/cm2 y 180°C
V-001	Acumulador de vapor. Se postula un recipiente vertical de aproximadamente 2.5 m ³ para una presión de trabajo de 12 Kg/cm2. Los detalles del diseño mecánico se trataran en la seccion 5.5.3
S-001	Trampa de Vapor
S-002	Trampa de Vapor
Manifold de regulación	Constituido por dos válvulas autoregulatoras, una de alta presión y una de baja presión, con sus correspondientes válvulas de aislación.
E-002	Sobrecalentador eléctrico de vapor
E-003	Sobrecalentador eléctrico de vapor

Válvula de apertura rápida	Válvula Neumática o Solenoide de apertura rápida para suministro de vapor en la cámara de ensayo
Válvula reguladora	Válvula reguladora motorizada (globo o mariposa)
V-002	Cámara de ensayos: se postula un recipiente de presión horizontal con un casquete semielíptico fijo y el otro bridado para su uso como tapa. Además el recipiente contara con una penetración de 6 pulgadas para la alimentación con vapor, penetraciones para instrumentos y para el dosaje de químicos requeridos durante el ensayo. Los detalles del diseño mecánico se discuten en la sección 5.5.3.
P-003	Bomba de dosaje de agentes químico. Se postula una bomba de pistones o centrifuga con una presión de impulsión superior a 15 Kg/cm ² ya que debe inyectar contra la presión de la cámara inundada por vapor.
T-002	Tanque de dosaje de agentes químicos.
Tanque de burbujeo	Se prevé un tanque de burbujeo para coleccionar todos los venteos de vapor, se postula un tanque de 1 m ³ atmosférico sobre el techo de la instalación.

Tabla 6: lista de equipos.

5.5.3 Diseño mecánico de los recipientes de presión

Dentro del proyecto de la planta de ensayos, algunos componentes, como el caso de las calderas, cañerías, válvulas y sobrecalentadores, son componentes que se prevé comprar a proveedores externos como componentes de serie. El diseño y cálculo mecánico de los mismos será realizado por cuenta del proveedor y el diseño de la planta se limitara a especificar los requerimientos del componente como ser: presión, temperaturas, caudales, etc.

En el caso del acumulador de vapor y de la cámara de ensayos, se trata de componentes especiales, diseñados específicamente para esta planta, por lo que se debe realizar un diseño mecánico de los mismos. Como es habitual en el caso de recipientes a presión de la industria convencional, se utilizo el Código ASME sección 8, División 1. En particular el diseño de estos recipientes se realizó con la ayuda del software PV Elite, el mismo es un software de diseño en el cual el usuario ingresa los datos de diseño como presiones, temperaturas, espesores de pared, materiales a emplear, tipo de bridas y anillos de refuerzo, etc. El programa verifica el diseño utilizando las ecuaciones del CODIGO ASME e indica si alguno de los parámetros es insuficiente o debe ser modificado. De esta manera se utiliza como una herramienta de tipo iterativo para verificar el diseño.

Acumulador:

Se consideraron los siguientes parámetros de diseño:

- Posición vertical
- Diámetro del cuerpo cilíndrico de 1,2 m
- Altura del cuerpo cilíndrico de 2 m
- Presión interna de trabajo: 12 Kg/cm²
- Presión interna de Diseño 14 Kg/cm² (Se tomo como criterio considerar la diferencia de presión de trabajo externa e interna sumando el equivalente a 30 PSI, ver (Ref.35))
- Presión externa: 1 atm.

- Temperatura de diseño: 200°C
- Material: Acero inoxidable SA-240 grado 304L
- Material de bridas: SA 312 TP304
- Arreglo constructivo: cuerpo cilíndrico de chapa soldada, con casquetes semielípticos de relación 2:1.
- Bridas de entrada y salida de diámetro nominal 150 mm, Schedule 40, clase 300# (Ref.31)
- Espesor de pared de cuerpo cilíndrico y casquetes: 8mm
- Tipo de prueba hidráulica: ASME UG99-b Note [33]
- Base: cuatro patas rectas de perfil doble T 8X24 mm de acero al carbono

Con estos datos el diseño fue verificado y se obtienen los siguientes datos de salida:

Espesor propuesto	Aceptable (requerido 7.7 mm)
Presión Máxima Admisible de Trabajo (MAWP)	14.75 bares
Presión de Prueba	19.15 bares
Alto (sin patas, tangente a tangente)	2101.60 mm
Diámetro	1200 mm
Peso total	958 Kg
Volumen	2.82 m ³

A continuación se muestra un esquema del recipiente acumulador realizado con el software PV Elite:

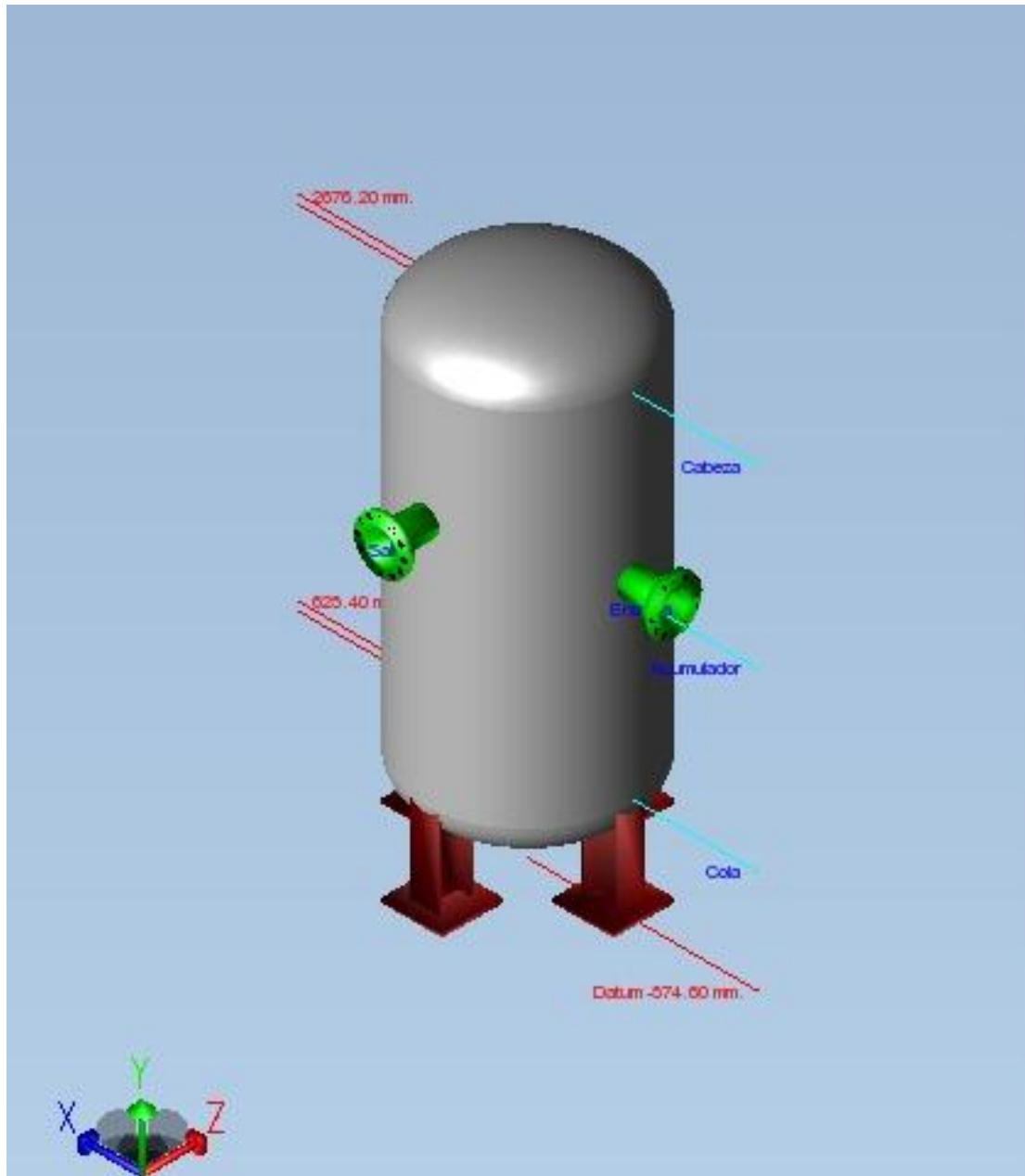


Figura 12: esquema del acumulador de vapor V-001

Cámara de Ensayos:

Se consideraron los siguientes parámetros de diseño:

- Posición horizontal
- Diámetro del cuerpo cilíndrico de 1 m
- Longitud del cuerpo cilíndrico 1 m
- Presión interna de trabajo: 12 Kg/cm²
- Presión interna de Diseño 14 Kg/cm² (Se tomo como criterio considerar la diferencia de presión de trabajo externa e interna sumando el equivalente a 30 PSI, (Ref 35))
- Presión externa: 1 atm.
- Temperatura de diseño: 270°C

- Material: Acero inoxidable SA-240 grado 304L
- Material de bridas: SA 312 TP304
- Arreglo constructivo: cuerpo cilíndrico de chapa soldada, con casquetes semielípticos de relación 2:1. Uno de los casquetes soldado y el otro bridado para actuar como tapa removible de la cámara
- Brida de entrada de diámetro nominal 150 mm, Schedule 40, clase 300# (Ref.31)
- Dos penetraciones con bridas ciegas para instrumentación y control, de diámetros 100 y 200 mm a 45° a ambos lados del eje vertical en el cuerpo cilíndrico y una penetración con brida ciega de 200 mm en el casquete esférico usado como tapa.
- Penetración de 25 mm para el ingreso del spray químico
- Espesor de pared de cuerpo cilíndrico y casquetes: 8mm
- Tipo de prueba hidráulica: ASME UG99-b Note [33]
- Patas: dos cunas de acero al carbono de 152 mm de ancho.

Con estos datos el diseño fue verificado y se obtienen los siguientes datos de salida:

Espesor propuesto	Aceptable (requerido 7.02 mm)
Presión Máxima Admisible de Trabajo (MAWP)	15.92 bares
Presión de Prueba	20.85 bares
Largo (sin patas, tangente a tangente)	1228 mm
Diámetro	1000 mm
Peso total	558 Kg
Volumen	1.13 m ³

A continuación se muestra un esquema de la cámara de ensayos:

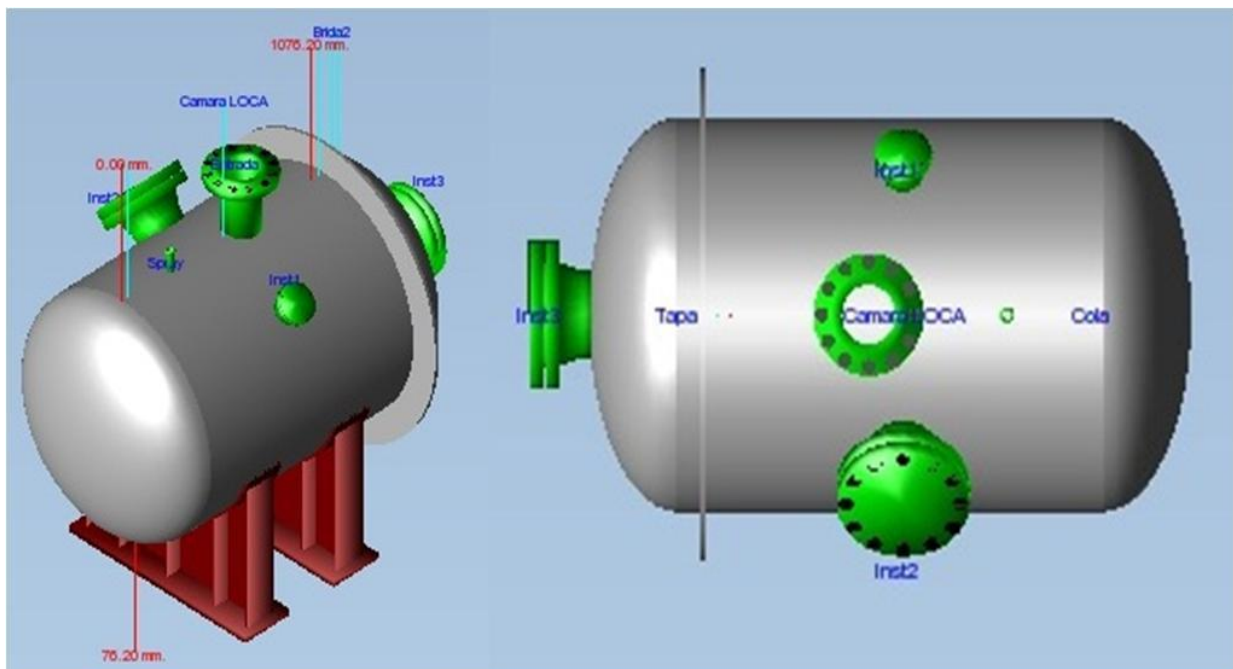


Figura 13: Esquema de la cámara de ensayos.

5.5.4 Instrumentación y control.

Se postula que durante la puesta en marcha y el inicio del ensayo el control del sistema se realice en modo manual siguiendo los pasos de operación descritos en la sección 5.4.3. Una vez alcanzado el pico de temperatura dentro de la cámara es deseable que el sistema cuente con un control automático programable para la “meseta” del ensayo y para la curva de descenso de la temperatura.

El diseño de un sistema de control automático de la planta de simulación de ensayos requiere contar con las especificaciones de las válvulas, sus funciones de apertura vs. caudal, algoritmos y lazos de control etc. El desarrollo de este sistema constituye un diseño de detalle que excede el alcance de esta tesina. Al nivel de avance del proyecto que se pretende en este trabajo, el diseño del sistema de instrumentación y control se limita a identificar las magnitudes relevantes para la operación del sistema y sus puntos de medición.

A continuación se detalla la lista de instrumentos y los lazos de control que se postulan.

Instrumento	Descripción	Lazo de control
LE-000	Nivel del tanque de alimentación de caldera T-001. Indicación en puesto de control	ninguno
PE-001	Medición de presión del acumulador V-001.	Cuando la presión cae por debajo de un límite establecido da orden de encendido a las calderas, para asegurar el inventario de vapor en el acumulador.
TE-001	Medición de temperatura en el acumulador. Indicación en puesto de control.	Ninguno
LE001	Medición de nivel de condensado en el acumulador de vapor. Indicación en el puesto de control.	Ninguno
TE-002	Medición de temperatura en el Manifold de regulación. Indicación local	Ninguno
PE-002	Medición de presión en el Manifold de regulación. Indicación local	Ninguno
TE-003	Medición de temperatura a la salida del sobrecalentador. Indicación en puesto de control.	Ninguno
PE-003	Medición de presión a la salida del sobrecalentador. Indicación en puesto de control.	Ninguno
TE-004	Medición de temperatura en la cámara de ensayos.	Controla la apertura de la válvula reguladora en la línea de suministro de vapor a la cámara de ensayo. Cuando la temperatura cae por

		debajo del valor requerido en la meseta del ensayo aumenta el suministro de vapor.
PE-004	Medición de presión en la cámara de ensayos.	Cuando la presión en la cámara de ensayo sobrepasa el valor estipulado por el ensayo abre la válvula de venteo de la cámara.
LE-004	Medición de nivel de condensado en la cámara de ensayos. Indicación local	Ninguno
LE-005	Medición de nivel en el tanque de aditivos químicos. Indicación local	Ninguno

Tabla 7: lista de instrumentos

5.5.5 Lay out y Obra civil

En el Anexo III: lay out y obra civil, se muestra un esquema del local donde se desarrollara la planta y la disposición general de los equipos. El espacio en que se desarrollara la planta se constituye de un local de aproximadamente 4,8 m X 7,4 m al que se adosará una sala de maquinas de 4,8 m X 4,7m. Ambos locales se encuentran separados por una pared antiexplosiva en la que se coloca un pasamuros para cañerías y un segundo pasamuros para una bandeja portables. En la planta se colocaran las siguientes instalaciones:

- Sistema de simulación de accidentes (formado por calderas, acumulador, cámara, válvulas, etc)
- Hornos de envejecimiento térmico para realizar los tratamientos de envejecimiento acelerado
- Mesada para preparación de muestras, que incluye la colocación de un puesto para medición de propiedades mecánicas formado por una maquina de tracción de banco y un durómetro.
- Un puesto de trabajo con la consola de control del sistema de simulación de accidentes.

A continuación se mencionan las principales características que se requieren a la obra civil:

Portón Para Ingreso de Equipos

Para realizar el ingreso al laboratorio de los equipos industriales que formaran parte de la Planta de Ensayos de Calificación Ambiental, desde el exterior, es necesario contar con una abertura de dimensiones adecuadas. Es necesario que dicha abertura sea fácilmente accesible para el ingreso con un autoelevador. La misma será un portón ubicado en la pared sur del laboratorio, según se indica en el plano. El portón deberá ser metálico, de una hoja y corredizo del lado exterior. Con un largo aproximado de 4 m (el mayor largo posible sin comprometer la integridad estructural de la pared, puesto que allí hay columnas) y una altura de 2,5 m.

Portón en Sala de Maquinas

Para realizar el ingreso a la sala de máquinas de los equipos industriales que formaran parte de la Planta de Ensayos de Calificación Ambiental, desde el exterior, es necesario contar con una

abertura de dimensiones adecuadas. Es necesario que dicha abertura sea fácilmente accesible para el ingreso con un autoelevador. La misma será un portón batiente de construcción metálica con un largo total de aproximadamente 2 m y un alto de entre 2 y 2,5 m

Revestimientos en paredes y pisos

Tanto las paredes como los pisos de los laboratorios y de la sala de máquinas deberán tener recubrimiento de pintura epoxi, preferentemente de un color claro. La única excepción a esto es el recubrimiento de las paredes en la zona de mesada y pileta y el puesto de medición de propiedades de materiales. Allí deberá colocarse azulejo blanco hasta una altura aproximada de 2 m. Las paredes que llevan los azulejos se encuentran consignadas con nube de revisión en el plano de referencia.

Bandeja Portacable Suspendida

Se colocará un bandeja portacables de 25 cm de ancho para poder realizar las conexiones de instrumentación y control entre el puesto de operación y los diferentes equipos de la Planta de Ensayo. El recorrido de la bandeja portacables se detalla en el plano de referencia. La misma se colocará suspendida del techo a una altura tal que no interfiera con las ventanas ni con ninguna ventilación, venteo o apertura en los muros y a 10 cm de las paredes tal como se indica en el plano de referencia. La bandeja portacables se extiende desde el laboratorio hasta la sala de máquinas, por lo tanto se hace necesaria la existencia de un pasamuros.

Pasamuros

A fin de comunicar los equipos de la sala de máquina con los equipos del laboratorio, existirán dos pasamuros en la pared que divide ambos recintos. Uno para el conjunto de cañerías y otro para la bandeja portacables mencionada en el punto anterior.

En cuanto a la bandeja portacables, que se extiende desde el sector del laboratorio hasta la sala de máquinas, es necesario hacer un pequeño pasamuros de 20 cm de alto por 30 cm de largo. La ubicación del mismo en el plano vertical, debe ser tal que la bandeja portacables pueda atravesarlo sin interferencia. Los detalles de la ubicación del mismo se encuentran en el plano de referencia. En cuanto a las cañerías, la abertura pasamuros deberá tener 80 cm de largo y 100 cm de alto y ubicada según la referencia en el plano (ver Vista A-A). En una etapa posterior, cuando se cuente con el detalle de las cañerías y su ubicación exacta se sellara el pasamuros con hormigón.

Drenajes

La Planta de Ensayo deberá contar con un sistema de drenaje. El principal fluido de drenaje de la Planta de Ensayo será el agua desmineralizada, con lo cual la existencia de un drenaje cloacal bastará para satisfacer esta necesidad. Sin embargo existe la posibilidad de que ciertos ensayos utilicen aditivos químicos en bajas concentraciones, como por ejemplo ácido bórico para lo cual se debe contar con un sistema de recolección de efluentes. Por otra parte es deseable la instalación de una canaleta colectora alargada en el suelo para los drenajes que puedan ser enviados a la red cloacal. El recorrido aproximado puede verse detallado en el

plano de referencia. El suelo deberá tener una pequeña pendiente en dirección a dicha canaleta para facilitar la operación de secado del piso.

Venteos para estufas (no incluye la instalación de venteo de vapor)

A fin de ventear los gases liberados por las estufas (posición 6 del plano de referencia) deberá realizarse una perforación de 4" en la pared cercana, hacia el exterior según se muestra en el plano de referencia. La perforación deberá realizarse a una altura aproximada de 3 m.

Bases de Hormigón

Se construirán bases de hormigón para soportar los siguientes equipos: acumulador de vapor, sobrecalentador, cámara de ensayo (posiciones 3, 4 y 5 en el plano de referencia). Cabe aclarar que ninguna boca de drenaje o rejilla puede quedar ubicada dentro de los límites de estas bases.

Provisión y Almacenamiento de Agua y Pileta

Las calderas de la Planta de Ensayo deberán ser alimentadas con agua desmineralizada, razón por la cual se requiere un tanque con un reservorio de 1 m³ de agua. Dicho reservorio deberá estar ubicado sobre la loza en el techo del edificio y contar con las correspondientes cañerías de entrada y salida. El caño de entrada al tanque deberá provenir de un sector cercano a la cámara de ensayo (posición 5 en el plano de referencia). Mientras que el caño de salida deberá dirigirse hacia las calderas en la sala de máquinas (posición 1 en el plano de referencia). Estos caños de conexión deberán ser de material plástico (polipropileno, no se admite el uso de PVC) o acero inoxidable con un diámetro de 1".

Para diferentes operaciones de lavado, será necesaria la instalación de una mesada con pileta (tipo laboratorio). La misma deberá tener suministro de agua corriente fría y caliente (de no contar el predio con suministro de agua caliente, colocar un pequeño termotanque eléctrico cercano a la pileta). A su vez es deseable contar con una boca extra de alimentación de agua corriente fría para una futura conexión en la zona cercana a la cámara de ensayo (posición 5 del plano de referencia). La misma deberá ser un caño de 1 ½" con un tapón y ubicada a una altura aproximada de 1 m. La ubicación aproximada se encuentra consignada en el plano de referencia.

Tableros Eléctricos y Toma Corrientes

La cantidad y tipos de tableros eléctricos y tomacorrientes se encuentran consignadas en el plano de referencia. Los mismos se detallan a continuación:

- Tablero para consumo aproximado de 20 kW para conexión de las estufas. 3 tomas monofásicas y 3 tomas trifásicas.
- Tablero para consumo aproximado de 10kW, 1 toma trifásico y 3 monofásicos sobre la mesada de trabajo. Además llevar desde este tablero, por el suelo, conexión eléctrica al puesto de operación y control de la posición 8, colocando allí 2 tomas monofásicos en el piso.

- Tablero para consumo aproximado de 100 kW para los sobrecalentadores, 3 tomas trifásicos. Este tablero deberá tener suministro eléctrico proveniente del generador diesel del predio.
- Tablero para consumo aproximado de 450 kW para conexión directa de las calderas eléctricas. Este tablero deberá tener suministro eléctrico proveniente del generador diesel del predio.
- 2 Tableros para consumo aproximado de 10 kW, 2 tomas monofásicos y 2 trifásicos, para usos generales.

Conectividad

Es deseable contar con conexión a la red de datos del predio (internet) y conexión telefónica. Las mismas deberán estar disponibles en el puesto de operación y control (posición 8 del plano de referencia).

5.6 Costeo

Durante la realización de este trabajo se consultaron presupuestos para evaluar el costo aproximado de los principales componentes. No se pretende en este trabajo realizar un costeo detallado de la ingeniería, construcción y montaje de la instalación. Pero si tener una idea aproximada de la inversión requerida y de los potenciales proveedores que tendrían capacidad de construir los componentes principales.

A continuación se muestran los valores obtenidos en los distintos pedidos de cotización que se realizaron entre octubre de 2012 y marzo de 2013. Se considero además un costo aproximado equivalente al 20% de los componentes mecánicos para la instrumentación y control de la instalación, y un costo global del 10% del proyecto para los gastos de montaje. Se considera que la ingeniería del proyecto será llevada a cabo por la CNEA, por lo que no se considera en el total de costos externos. Se proyecta montar la instalación en el predio CAREM en Lima cuya obra civil ya esta en ejecución por lo que tampoco se considero en los costos externos del proyecto.

Componente	Costo U\$S	Proveedor consultado
CALDERAS	2x15.200 U\$S	FLOWING (NACIONAL)
SOBRECALENTADOR	2x10.300 U\$S (8.300 componente +2.000 tablero eléctrico) Se adiciona a este valor un 50% por costos de transporte e importación	Prefly Thermal Technology Co., Limited (CHINA)
CAÑERIAS y ELEMENTOS DE CAÑERIAS	30-40 U\$S/KG . Se estiman entre 800-1000 KG. Tomando el cálculo superior: 40.000	CURVOSOL, FAMIQ ARGENTINA (* puede haber importantes variaciones según el costo de las válvulas que se especifiquen)
ACUMULADOR	36.900 U\$S Se adiciona a este valor un 50% por costos de transporte e importación	HANSON TANK (USA)
CAMARA	22.700 U\$S Se adiciona a este valor un 50% por costos de transporte e importación	HANSON TANK (USA)
Total componentes mecánicos	190.700 U\$S	
Instrumentación y control	Se considero ~20% del costo de los equipos mecánicos. 38.000 U\$S	
Montaje	~10% del total del proyecto 25.000 U\$S	

Tabla 8: Costeo preliminar del proyecto

En base a estos datos se considera necesaria una inversión total, adicional a las horas de ingeniería y a la obra civil, de aproximadamente 250.000 dólares.

6 Conclusiones y trabajo futuro.

En este trabajo se realizó una revisión de la normativa, los requerimientos de ensayos, el marco regulatorio y la situación actual de los procesos de Calificación de Equipos a nivel mundial y local. De esta revisión se pueden obtener las siguientes conclusiones:

- Las centrales argentinas han sido diseñadas y construidas en una etapa temprana en la cual los procesos de calificación de equipos no estaban completamente desarrollados e implementados a nivel mundial. Debido a esto se hace necesario, como parte de los procesos de revisión periódica de seguridad, implementar programas sistemáticos para revalidar la calificación de los equipos actualmente en servicio.
- En el contexto actual de la industria nuclear argentina se prevé una expansión del parque nuclear, y se hace necesario el desarrollo de proveedores locales de componentes de uso nuclear. Esta situación se ve potenciada por el lanzamiento de los procesos de extensión de vida de la Central Nuclear embalse y la potencial extensión de vida de la Central Atucha I. Debido a esto se hace necesario desarrollar en el país experiencia en ensayos de calificación de componentes.
- Se cuenta en la Argentina con instalaciones adecuadas para realizar envejecimientos acelerados térmicos y por radiación y para realizar ensayos de calificación sísmica. No se cuenta en la Argentina con una instalación operativa para la simulación de accidentes, por lo que es de interés el desarrollo de dicha instalación.

En este trabajo se realizó una propuesta de Ingeniería Conceptual e Ingeniería Básica para la construcción de una instalación de simulación de accidentes. Del trabajo realizado se pueden obtener las conclusiones:

- En base a las dimensiones físicas de los componentes requeridos, así como en base a los requerimientos de instalaciones y servicios, resulta factible la construcción de una instalación para simulación de accidentes en el laboratorio propuesto a tal efecto en el predio CAREM-Lima.
- El costo de la instalación es considerable, pero es inferior al de otros equipos que la CNEA ha adquirido recientemente (Ej. equipos de microscopía electrónica), y debe tenerse en cuenta que una parte significativa de la inversión podría recuperarse en un corto plazo, a través de la provisión de servicios a las centrales nucleares argentinas y de la región. Por todo esto parece factible la concreción del proyecto en el mediano plazo. Además debe considerarse que en caso de no construirse la planta, las centrales argentinas deberán realizar una considerable erogación a proveedores del exterior para la realización de ensayos de calificación.

Las tareas futuras para el desarrollo del proyecto incluyen:

- Una modelización detallada con un software más complejo, que permita obtener una buena simulación del transitorio durante la inyección inicial de vapor.
- Una vez realizada dicha simulación, la determinación de las dimensiones y potencias finales de los componentes mecánicos.
- La ingeniería de detalle de los recipientes y cañerías.
- La especificación de las válvulas e instrumentos necesarios.
- El diseño del sistema de control de la instalación.

Estas tareas serán llevadas a cabo en el futuro con el objetivo de finalizar una propuesta detallada de ingeniería para su evaluación por las autoridades de la CNEA, pero exceden el marco de este trabajo de tesina.

7 Referencias

- 1) Equipment Qualification in operational Nuclear Power Plants: Upgrading, Preserving and Reviewing. IAEA Safety Reports Series No. 3.
- 2) Implementation and review of a nuclear power plant ageing management program. IAEA Safety Reports Series Nº 15.
- 3) IEEE Std 323-2003: Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations
- 4) Appendix A to 10 Code Federal Regulation Part 50. Criterion 4. United States Nuclear Regulatory Commission. Disponible online en www.nrc.gov
- 5) IEEE 323-1971: Standard for Qualifying Class 1E Equipment for Nuclear Power Generating Stations y sus revisiones de 1974,1983 y 2003.
- 6) IEE 382-2006 Standard for Qualification of Safety-Related Actuators for Nuclear Power Generating Stations
- 7) IEEE 383-2003 Standard for Qualifying Class 1E Electric Cables and Field Splices for Nuclear Power Generating Stations
- 8) IEEE 420-2001 Standard for the Design and Qualification of Class 1E Control Boards, Panels, and Racks Used in NuclearPower Generating Stations
- 9) Investigation into the March 28, 1979 Three Mile Island Accident by the Office of Inspection and Enforcement, NUREG-0600. United States Nuclear Regulatory Commission. January 1980.
- 10) NRC Action Plan Developed as a Result of the TMI-2 Accident, NUREG-0660. United States Nuclear Regulatory Commission. May 1980
- 11) NRC Bulletin No. 79-01B , ENVIRONMENTAL QUALIFICATION OF CLASS IE EQUIPMENT. United States Nuclear Regulatory Commission. January 1980. Disponible online en www.nrc.gov
- 12) INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Qualification of Electrical Items of the Safety System for Nuclear Power Generating Stations, IEC-780, Geneva (1984).
- 13) INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Recommended Practice for Seismic Qualification of Electrical Equipment of the Safety Systems for Nuclear Generating Stations, IEC-980, Geneva (1989).
- 14) BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ, Kerntechnischer Ausschuss, KTA 3503, Typprüfung von elektrischen Baugruppen der Sicherheitsleittechnik ,Type Tests for Electrical Modules, Salzgitter, 06-1982
- 15) BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ, Kerntechnischer Ausschuss, KTA 3505, Typprüfung von Messwertgebern und Messumformern der Sicherheitsleittechnik, Type Tests for Transmitters and Transducers, Salzgitter
- 16) ANSI/ANS-58.3-1977 Physical Protection for Systems and Components Important to Safety
- 17) HOLZMAN, P.M., SLITER, G.E., Nuclear Power Plant Equipment Qualification Reference Manual, EPRI Rep. TR-100516, Electric Power Research Institute, Palo Alto,CA (1992).

-
- 18) IAEA TECDOC 1188 Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: In-containment instrumentation and control cables.
- 19) INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Guide for the Determination of Thermal Endurance Properties of Electrical Insulating Materials, IEC 216-1 Part 1: General Guidelines for Ageing Procedures and Evaluation of Test Results, Geneva (1990).
- 20) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Seismic Design and Qualification for Nuclear Power Plants, A Safety Guide, Safety Series No. 50-SG-D15, IAEA, Vienna (1992).
- 21) Practical examples of EQ Tasks Execution. Miloslav Lukac. WORKSHOP ON EQUIPMENT QUALIFICATION IN NUCLEAR POWER PLANTS, Atucha, Argentina, 6-8 September 2011
- 22) Nuclear Qualification of PVC Insulated Cables. K. Anandakumaran, S. Barreca. W. Seidl, P. V. Castaldo. IEEE Transactions on Dielectrics and Electrical Insulation Vol. 8 No. 5, October 2001
- 23) Condition Assessment of Cable Insulation Systems in Operating Nuclear Power Plants, K. Anandakumaran, W. Seidl and P. V Castaldo, IEEE Transactions on Dielectrics and Electrical Insulation, Vol. 6, No. 3, pp. 376384,1999.
- 24) A new concept for addressing environmental qualification of instrument and control loops in nuclear power plants. Liviu Delcea, Aureliu Leca. U.p.b. sci. Bull., Series c, vol. 73, iss. 3, 2011
- 25) DD/7084.4 Rahmenspezification fur den Nachweis der Storfallefestigkeit von Komponenten der Elektro-und Leit- technik im Sicherheitsbehälter, im Ringraum und in der Frischdampfarmaturenkamer von Druckwasserreactoren. KWU. 1981
- 26) ARG010/DD/7084.E4/0 General Specification for the demonstration of functional capability of electrical and I&C equipment inside the containment, annulus and main steam valve compartment of CN ATUCHA II under accident conditions. ENACE-KWU. 1984
- 27) Información online del Instituto de Investigaciones Antisísmicas de la Universidad Nacional de San Juan. <http://www.idia.unsj.edu.ar/>
- 28) General Specification for the Demonstration of Funtional Capability of Electrical and I&C Equipment inside the Containment, Annulus and Main Steam Valve Compartment of CN Atucha II under Accident Conditions. KWU specification N° ARG0 10/DD/7084.E4/0. April 1984
- 29) ACME engineering BULLETIN ES-25/50/60. 1999. Catalogo de sobrecalentadores eléctricos.
- 30) Piping Handbook, M.L. Nayyar 7th edition, Ed. MCGraw Hill, 2000. pag 940.
- 31) ASME B16.5-2009
- 32 ASME B31.3 Process Piping
- 33) ASME B36.19 Stainless Steel Pipe
- 34) Oferta comercial de FLOWING ACCURATIO a la CNEA.
- 35) Diseño y calculo de recipientes a presión. JM Leon Estrada. Ed. Inglesa. 2001.

8 Anexos

8.1 Anexo I: nomenclatura de equipos

En esta sección se detalla el sistema de nomenclatura que se utilizara para la designación de los componentes y líneas de la planta.

Equipos: Los equipos deberán codificarse de acuerdo al siguiente formato.

XX-YZZ A

Código	Descripción	Caract.	Ejemplo
XX	Tipo de Equipo	1 a 2	T: Tanque E: Intercambiador de Calor, calentador, caldera M: Motor P: Bomba S: Filtro V: Recipiente
YZZ	Número de Identificación	3	Y: Sección ZZ: Numero correlativo
A	Equipos en Paralelo	1 (opcional)	A, B, C

Líneas: Las líneas deberán codificarse de acuerdo al siguiente formato.

DD"-SS-ZZZ-MMRRRR-NMM

Código	Descripción	Caract.	Ejemplo
DD	Diámetro nominal (en pulgadas)	1 a 2	½", ¾", 1", 1½", 2", 3", 4", 6", ...
SS	Fluido / Servicio	2	AI: Aire ST: Vapor WT: Agua
ZZZ	Número de Identificación	3	ZZZ: Numero correlativo
MMRRRR	Clase de cañería	6	Ver codificación Clases de Cañería (material y rating)
N	Tipo de aislación	1	N: Sin Aislar C: Para fluidos fríos H: Para fluidos calientes

Clases de Cañería: Las clases de cañería deberán codificarse de acuerdo al siguiente formato.

DMMRC

Código	Descripción	Caract.	Ejemplo
D	Código de Diseño	1	A: ASME B31.1 B: ASME B31.3 C: ASME B31.4 D: ASME B31.5 E: ASME B31.8
MM	Material (Ver Anexo 1)	2	A_: Aluminum / Aluminum Base Alloy B_: Non-Metallic Materials C_: Carbon Steel F_: Cast Iron G_: CS Lined / Galvanized L_: Low and Intermediate Alloy Steel N_: Nickel / Nickel Base Alloy P_: Copper / Copper Base Alloy S_: Stainless Steel T_: Titanium / Titanium Alloy Z_: Zirconium / Zirconium Alloy
R	Rating P@T	1	2: 150# (ASME B16.5) 3: 300# (ASME B16.5) 5: 600# (ASME B16.5) 6: 900# (ASME B16.5) 7: 1500# (ASME B16.5) 8: 2500# (ASME B16.5)
C	Corrosión Admisible	1	0: 0mm 1: 1.6mm (1/16") 2: 3.2mm (1/8") 4: 6.4mm (1/4") 6: 9.6mm (3/8") 8: 12.7mm (1/2")

Instrumentos: Los instrumentos deberán codificarse de acuerdo al siguiente formato.

VV-YZZ A

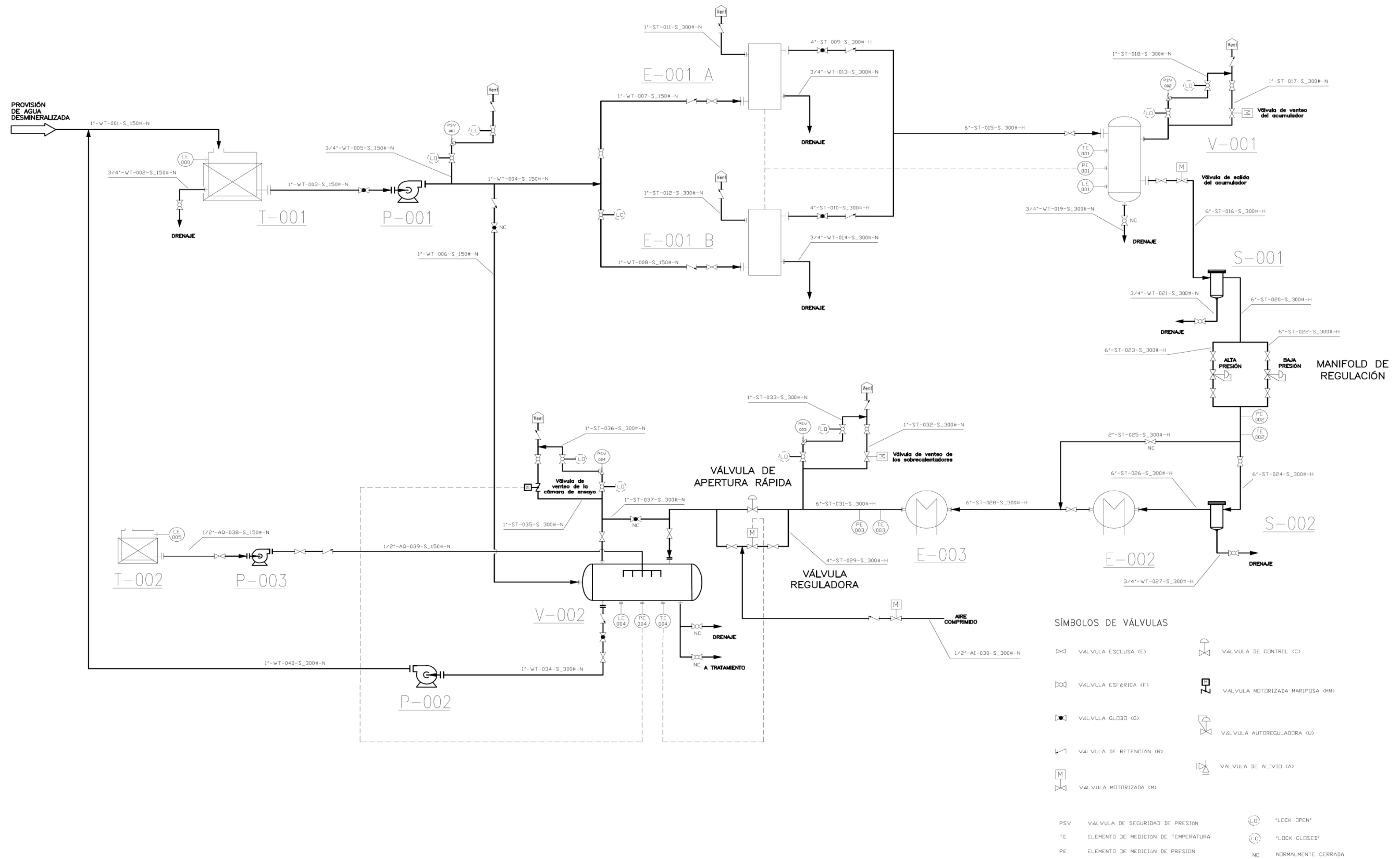
Código	Descripción	Caract.	Ejemplo
VV	Tipo de Variable	1 a 2	F: Caudal L: Nivel P: Presión PD: Presión Diferencial T: Temperatura
YZZ	Número de Identificación	3	Y: Sección ZZ: Numero correlativo
A	Instrumentos en Paralelo	1 (opcional)	A, B, C

Válvulas: Las válvulas deberán codificarse de acuerdo al siguiente formato.

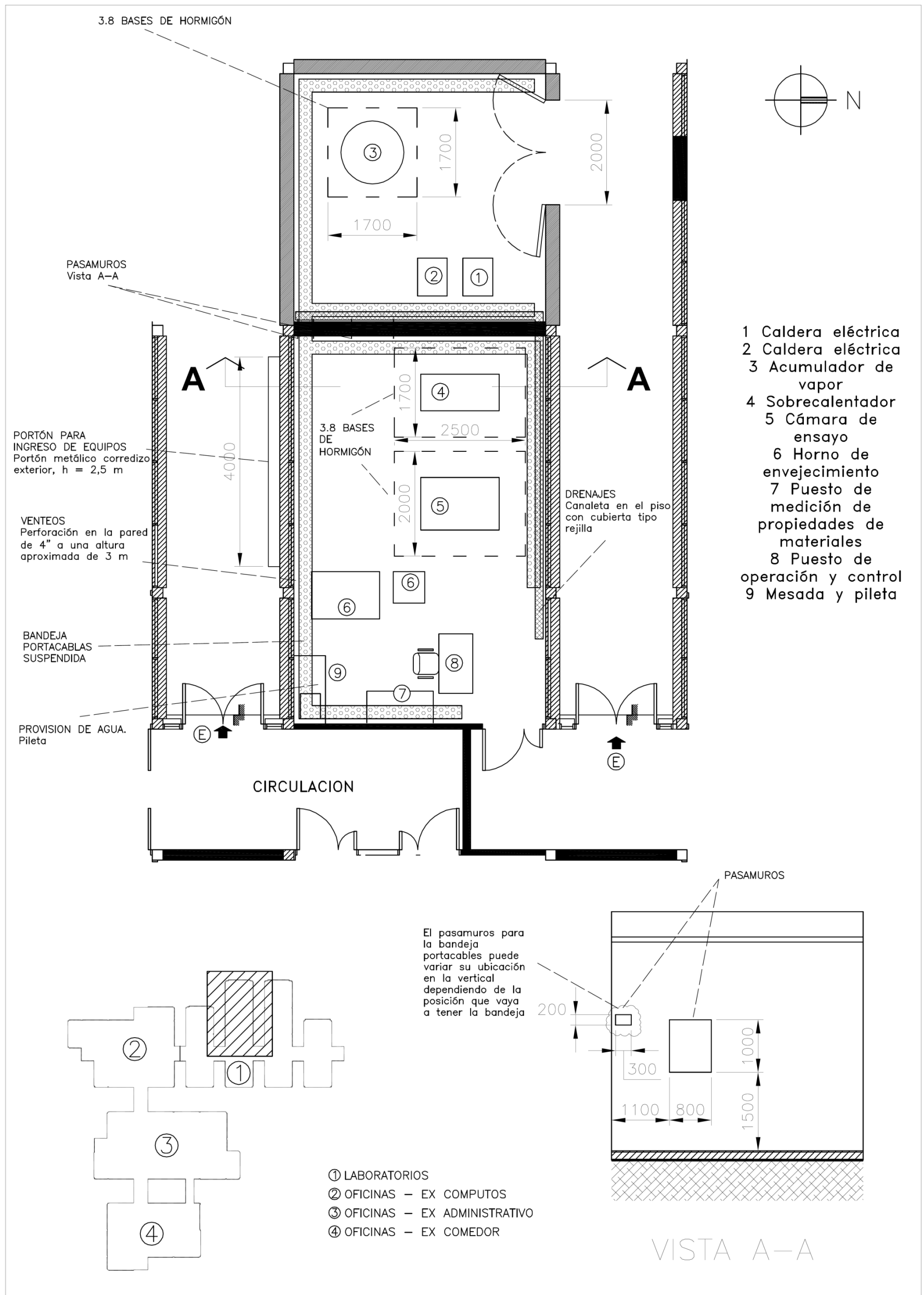
DD"-V-RRRR-EE-NN

Código	Descripción	Caract.	Ejemplo
DD	Diámetro nominal (en pulgadas)	1 a 2	½", ¾", 1", 1½", 2", 3", 4", 6", ...
V	Tipo de Válvula	1	A: Alivio C: Control D: Shutdown E: Esclusa F: Esférica G: Globo R: Retención S: Solenoide T: Filtro Temporal U: Autorreguladora
RRRR	Serie	4	150# (ASME B16.5) 300# (ASME B16.5) 600# (ASME B16.5) 900# (ASME B16.5)
EE	Tipo de Conexión	2	BW: BultWeld RF: Raiced Face Flange SW: Soldada (Welded) WN: Welding Neck
NN	Numero de identificacion	2	NN: numero correlativo

8.2 Anexo II. Diagrama de Piping e Instrumentos



8.3 Anexo III: lay out y obra civil



8.4 Anexo IV: Caldera eléctrica comercial de 180 kw.

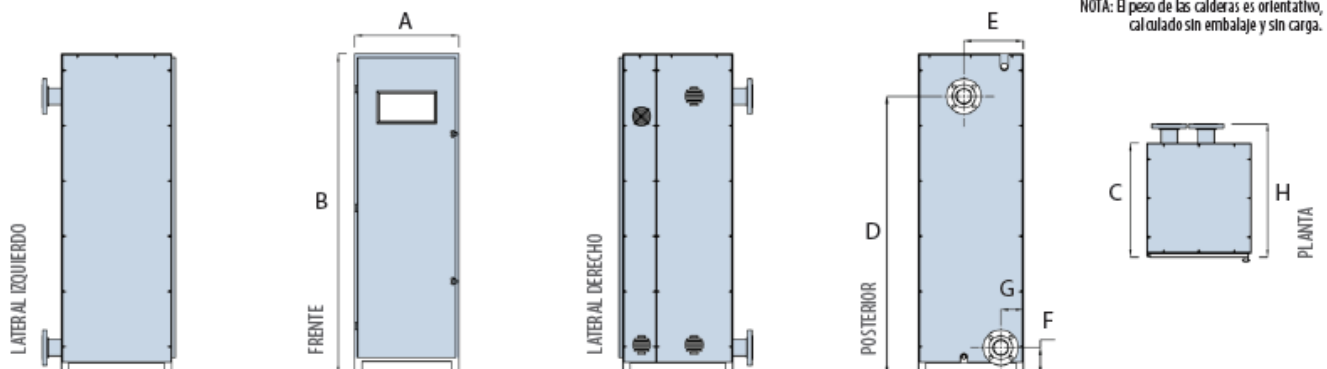
El modelo considerado como referencia es el FE-210/180 cuya producción de vapor es de 258 Kg/h. Se postulan dos módulos para el abastecimiento de la planta.



Datos Técnicos

MODELO	CAPACIDAD (kW)	CAPACIDAD (kcal/h)	INTENSIDAD (A)	CAPACIDAD RESISTENCIAS (kW)	CANTIDAD RESISTENCIAS	A (mm)	B (mm)	C (mm)	BRIDAS ANSI 150	D (mm)	E (mm)	F (mm)	G (mm)	H (mm)	VOLUMEN (l)	PESO (kg)	
FE-W210/210	210	180600	319	30	7	569	1787	618	3"	1692	393	143	122	724	116	310	Serie 210
FE-W210/180	180	154800	273	30	6	569	1787	618	3"	1692	393	143	122	724	116	300	
FE-W210/150	150	129000	228	30	5	569	1787	618	3"	1692	393	143	122	724	116	290	
FE-W120/120	120	103200	182	20	6	569	1260	579	2"	1179	337	127	99	679	56	195	Serie 120
FE-W120/100	100	86000	152	20	5	569	1260	579	2"	1179	337	127	99	679	56	190	
FE-W120/80	80	68800	122	20	4	569	1260	579	2"	1179	337	127	99	679	56	185	
FE-W120/60	60	51600	91	20	3	569	1260	579	2"	1179	337	127	99	679	56	180	

NOTA: El peso de las calderas es orientativo, calculado sin embalaje y sin carga.



8.5 Anexo V: Clases de cañerías

CLASE S_150#																
Material: Acero inoxidable				Serie de las Bridas: 150 #				S_150#								
Servicio: Vapor de agua, agua, ácido bórico				Corrosión permitida: 0 mm												
				Código de diseño: ASME B31.3												
Límites Presión / Temperatura																
Presión (bars)				15,8		15,8		13,2		11,1						
Temperatura (°C)				-196		37		100		200						
Diámetro	1/2	3/4	1	1 1/2	2	3	4	6	8	10	12	14	16	18	20	24
Cañerías	Schedule	80S			40S	10S										
	Extremos	PE			BE											
	Material	A312 TP 304L														
	Tipo	Caño sin costura														
	Norma	ASME B 36.10														
Bridas	Tipo	Socket Weld				Welding Neck										
	Extremos	SW/RF				WN/RF										
	Serie	150 #														
	Material	A182 F304L														
	Norma	ASME B 16.5														
Válvula Esférica	Serie	800 #				150 #										
	Conexión	SW				Bridada RF según ASME B 16.5										
	Cuerpo	A182 F304L				A182 F304										
	Vástago	AISI 316				AISI 316										
	Asiento	Teflon reforzado				Teflon reforzado										
	Esfera	AISI 316				AISI 316										
	Norma	ASME B 16.10				ASME B 16.10										
Válvula Esclusa	Serie	800 #				150 #										
	Conexión	SW				Bridada RF según ASME B 16.5										
	Cuerpo	A182 F304L				A351 CF8M										
	Vástago	AISI 316				AISI 316										
	Asiento	AISI 316				AISI 316										
	Bonete	AISI 316				AISI 316										
	Norma	ASME B 16.10				ASME B 16.10										
Válvula Globo	Serie	800 #				150 #										
	Conexión	SW				Bridada RF según ASME B 16.5										
	Cuerpo	A182 F304L				A351 CF8M										
	Vástago	AISI 316				AISI 316										
	Asiento	AISI 316				AISI 316										
	Bonete	AISI 316				AISI 316										
	Norma	ASME B 16.10				ASME B 16.10										
Válvula Retención	Serie	800 #				150 #										
	Conexión	SW				Bridada RF según ASME B 16.5										
	Cuerpo	A182 F304L				A351 CF8M										
	Obturador	AISI 316				AISI 316										
	Asiento	AISI 316				AISI 316										
	Tapa	AISI 316				AISI 316										
	Norma	ASME B 16.10				ASME B 16.10										
Tornillos	Esparragos	ASTM A 193 B8M Clase 2														
	Tuercas	ASTM A 194 Gr. 8MA														
	Norma	ASME B 1.1														
Accesorios Curvados (Tee-codos)	Serie	3000 #				150 #										
	Conexión	SW				BE/BW										
	Tee	A182 F304L				A403 WP 304L										
	Codos	A182 F304L				A403 WP 304L										
Juntas	Tipo	Plana de 2 mm														
	Serie	150 #														
	Material	Sin Asbestos														

CLASE S_300#																	
Material: Acero inoxidable					Serie de las Bridas: 300 #					S_300#							
Servicio: Vapor de agua, agua, ácido bórico					Corrosión permitida: 0 mm												
					Código de diseño: ASME B31.3												
					Límites Presión / Temperatura												
					Presión (bars)					41,3	41,3	34,4	28,8				
					Temperatura (°C)					-196	37	100	200				
	Diámetro	1/2	3/4	1	1 1/2	2	3	4	6	8	10	12	14	16	18	20	24
Cañerías	Schedule	80S				40S	10S			40S							
	Extremos	PE				BE											
	Material	A312 TP 304L															
	Tipo	Caño sin costura															
	Norma	ASME B 36.10															
Bridas	Tipo	Socket Weld					Welding Neck										
	Extremos	SW/RF					WN/RF										
	Serie	150 #															
	Material	A182 F304L															
	Norma	ASME B 16.5															
Válvula Esférica	Serie	800 #					300 #										
	Conexión	SW					Bridada RF según ASME B 16.5										
	Cuerpo	A182 F304L					A182 F304										
	Vástago	AISI 316					AISI 316										
	Asiento	Teflon reforzado					Teflon reforzado										
	Esfera	AISI 316					AISI 316										
	Norma	ASME B 16.10					ASME B 16.10										
Válvula Esclusa	Serie	800 #					300 #										
	Conexión	SW					Bridada RF según ASME B 16.5										
	Cuerpo	A182 F304L					A351 CF8M										
	Vástago	AISI 316					AISI 316										
	Asiento	AISI 316					AISI 316										
	Bonete	AISI 316					AISI 316										
	Norma	ASME B 16.10					ASME B 16.10										
Válvula Globo	Serie	800 #					300 #										
	Conexión	SW					Bridada RF según ASME B 16.5										
	Cuerpo	A182 F304L					A351 CF8M										
	Vástago	AISI 316					AISI 316										
	Asiento	AISI 316					AISI 316										
	Bonete	AISI 316					AISI 316										
	Obturador	AISI 316					AISI 316										
	Norma	ASME B 16.10					ASME B 16.10										
Válvula Retención	Serie	800 #					300 #										
	Conexión	SW					Bridada RF según ASME B 16.5										
	Cuerpo	A182 F304L					A351 CF8M										
	Obturador	AISI 316					AISI 316										
	Asiento	AISI 316					AISI 316										
	Tapa	AISI 316					AISI 316										
	Norma	ASME B 16.10					ASME B 16.10										
Tornillos	Esparragos	ASTM A 193 B8M Clase 2															
	Tuercas	ASTM A 194 Gr. 8MA															
	Norma	ASME B 1.1															
Accesorios Curvados (Tee-codos)	Serie	3000 #					300 #										
	Conexión	SW					BE/BW										
	Tee	A182 F304L					A403 WP 304L										
	Codos	A182 F304L					A403 WP 304L										
Juntas	Tipo	Plana de 2 mm															
	Serie	300 #															
	Material	Sin Asbestos															

8.6 Anexo VI: Abreviaturas y Acronimos.

ARN	AUTORIDAD REGULATORIA NUCLEAR
ASME	AMERICAN SOCIETY OF MECHANICAL ENGINEERS. SOCIEDAD AMERICANA DE INGENIEROS MECANICOS
BWR	BOILING WATER REACTOR. REACTOR DE AGUA HIRVIENTE
CAREM	CENTRAL ARGENTINA DE ELEMENTOS MODULARES
CNEA	COMISION NACIONAL DE ENERGIA ATOMICA
COG	CANDU OWNERS GROUP. GRUPO DE OPERADORES DE CENTRALES TIPO CANDU.
CSA	CANADIAN SAFETY AUTHORITY. AUTORIDAD REGULATORIA CANADIENSE.
EPRI	ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE. INSTITUTO DE INVESTIGACIONES DE LA ENERGIA ELECTRICA
HELB	HIGH ENERGY LINE BREAK. ROTURA DE LINEA DE ALTA ENERGIA
HTGR	HIGH TEMPERATURE GAS REACTOR. REACTOR REFRIGERADO POR GAS DE ALTA TEMPERATURA
IEC	INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION. COMISION ELECTROTECNICA INTERNACIONAL.
IEEE	INSTITUTE OF ELECTRICAL AND ELECTRONIC ENGINEERS
INTI	INSTITUTO NACIONAL DE TECNOLOGIA INDUSTRIAL
KTA	KERNTECHNISCHER AUSSCHUSS. COMISION DE NORMAS DE SEGURIDAD NUCLEAR DE ALEMANIA
LOCA	LOSS OF COOLANT ACCIDENT. ACCIDENTE CON PERDIDA DE REFRIGERANTE
MSLB	MAIN STEAM LINE BREACK
NRC	NUCLEAR REGULATORY COMMISSION. AUTORIDAD REGULATORIA DE LOS ESTADOS UNIDOS.
OIEA	ORGANISMO INTERNACIONAL DE LA ENERGIA ATOMICA
PWR	PRESURIZED WATER REACTOR. REACTOR DE AGUA PRESURIZADA
SL-1	SISMIC LEVEL 1 . NIVEL SISMICO CONSIDERADO EN LA BASE DE DISEÑO
SL-2	SISMIC LEVEL 2. NIVEL SISMICO CONSIDERADO COMO DE PARADA SEGURA EN LA BASE DE DISEÑO.