

資料R3-198-10

設工認（その13）耐震性評価

- 【第9編 原子炉容器等の構造（耐震性）】
- 【第10編 原子炉冷却系統施設の構造（耐震性）】
- 【第11編 計測制御系統施設の構造（耐震性）】
- 【第12編 放射性廃棄物の廃棄施設の構造（耐震性）】
- 【第13編 原子炉格納施設の構造（耐震性）】
- 【第14編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造（耐震性）】
- 【第15編 その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造（耐震性）】

令和2年6月10日

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

新規制基準を受け基準地震動の見直しを行ったことに伴い耐震性について再評価を行う必要のある設備機器については、設工認その11及びその13にて耐震設計を申請することとした。

設工認その11では、原子炉プール、カナル、使用済燃料プール、原子炉本体について申請した。これらの設備機器の耐震クラスは全てSクラスである。

設工認その13では、残りの耐震Sクラスの設備機器及び再評価が必要になった耐震Bクラスの設備機器（動的評価を要するもの及び上位波及影響を考慮する必要のあるもの）を申請する。また、それらに加え、再評価を要しないが耐震重要度を見直したことによって耐震設計が変更になった設備機器について申請する。

設工認その11、その13で申請する機器一覧表を次頁に示す。

設工認	施設区分		申請機器	クラス	
その11	原子炉本体（原子炉容器）		原子炉プール	S	
	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 （核燃料物質貯蔵設備）		使用済燃料プール、カナル		
	原子炉本体（炉心、燃料体）		照射筒、格子板A、格子板B、格子板支持胴、プレナム、制御棒案内管、ベースプレート、反射体押え、重水タンク本体、ビームチューブ、照射シンプル、真空容器、ベリリウム反射体、標準型燃料要素、フォロワ型燃料要素		
その13	原子炉本体 （原子炉容器、放射線遮蔽体）		プールゲート（No.1ゲート）、上部遮蔽体※	B	
			下部遮蔽体	S	
	原子炉冷却系統施設	1次冷却系設備	1次冷却材主ポンプ、1次冷却材補助ポンプ、1次冷却材熱交換器、 ¹⁶ N減衰タンク、ディフューザ、1次冷却材ストレーナ、1次冷却系設備主配管※	B	
		2次冷却系設備	2次冷却系設備主配管		
		重水・ヘリウム系設備	重水ポンプ、重水ドレン汲上ポンプ、重水熱交換器、重水溢流タンク、重水ドレンタンク、重水イオン交換樹脂塔、重水前置フィルタ、重水後置フィルタ、重水系設備主配管、ヘリウム圧縮機、吸込タンク、吐出タンク、ヘリウムタンク、再結合器、ドレンセパレータ、凝縮器、ヘリウム系設備主配管		
		冠水維持設備	サイフォンブレイク弁接続管、サイフォンブレイク弁		S
		自然循環弁	自然循環弁接続管、自然循環弁		B

※上位波及影響を及ぼすおそれのある機器（1次冷却系設備主配管は原子炉プール内に設置された配管のみ上位波及影響の考慮対象。）

設工認	施設区分		申請機器	クラス
その13	計測制御系統施設	核計装	対数出力炉周期系、安全系	B
		プロセス計装設備	1次冷却材流量、1次冷却材炉心入口温度、1次冷却材炉心出口温度、重水流量、重水温度、重水溢流タンク水位、原子炉プール水位（安全保護系）	
		プロセス放射能監視設備	燃料事故モニタ	
		附帯設備	制御盤	
		安全保護回路	原子炉停止回路、工学的安全施設作動回路	
		非常用制御設備	重水ダンプ弁接続管、重水ダンプ弁	
		制御設備	中性子吸収体、制御棒駆動装置	S
	原子炉格納施設 （その他の主要な事項）		非常用排風機、空気浄化装置、非常用排気設備ダクト	B
	放射性廃棄物の廃棄施設 （気体廃棄物の廃棄施設）		炉室排気系主ダクト、実験利用設備排気系主ダクト	B, C
	その他試験研究用等原子炉の附属施設	非常用電源設備	非常用電源設備	B
		主要な実験利用設備	ビームチューブ接続管、水力照射設備主配管、気送照射設備主配管、放射化分析用照射設備主配管、クライオスタット※、炉室詰替セルの躯体、サブプール	
			前部水封用止板	
		その他の主要事項	給気系主ダクト、非常用排気設備アキュムレータ、非常用排気設備用主配管	B
	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	核燃料物質取扱設備	燃料搬送装置、使用済燃料キャスク	B
		核燃料物質貯蔵設備	プールゲート（No.2ゲート）	B
使用済燃料貯蔵ラック			S	

※上位波及影響を及ぼすおそれのある機器

JRR-3原子炉施設の設計及び工事の計画の認可申請書（その13）第9編から第15編では、新規制基準対応において評価対象となる全ての建物・構築物及び機器・配管系のうち設工認（その11）で申請した機器以外の耐震Sクラス及び耐震Bクラス機器（動的評価を要するもの及び上位波及影響を考慮する必要のあるもの）に関する耐震性について説明するものである。申請書は、本文及び添付書類により構成されている。

本資料では、耐震性評価について、評価内容及び結果の概要を説明する。

- ・ 評価対象の選定

「原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書添付書類八別冊3」に記載の耐震重要度分類に基づき評価対象を選定した。

具体的には、既往（新規制基準の施行以前）の設計及び工事の方法の認可申請書において評価を行った既設の建物・構築物及び機器・配管系のうち、基準地震動の変更に伴い入力条件の変更が生じたものを評価対象とした。

今回申請する評価対象を、次ページの建物・構築物及び機器・配管系の評価対象一覧に示す。

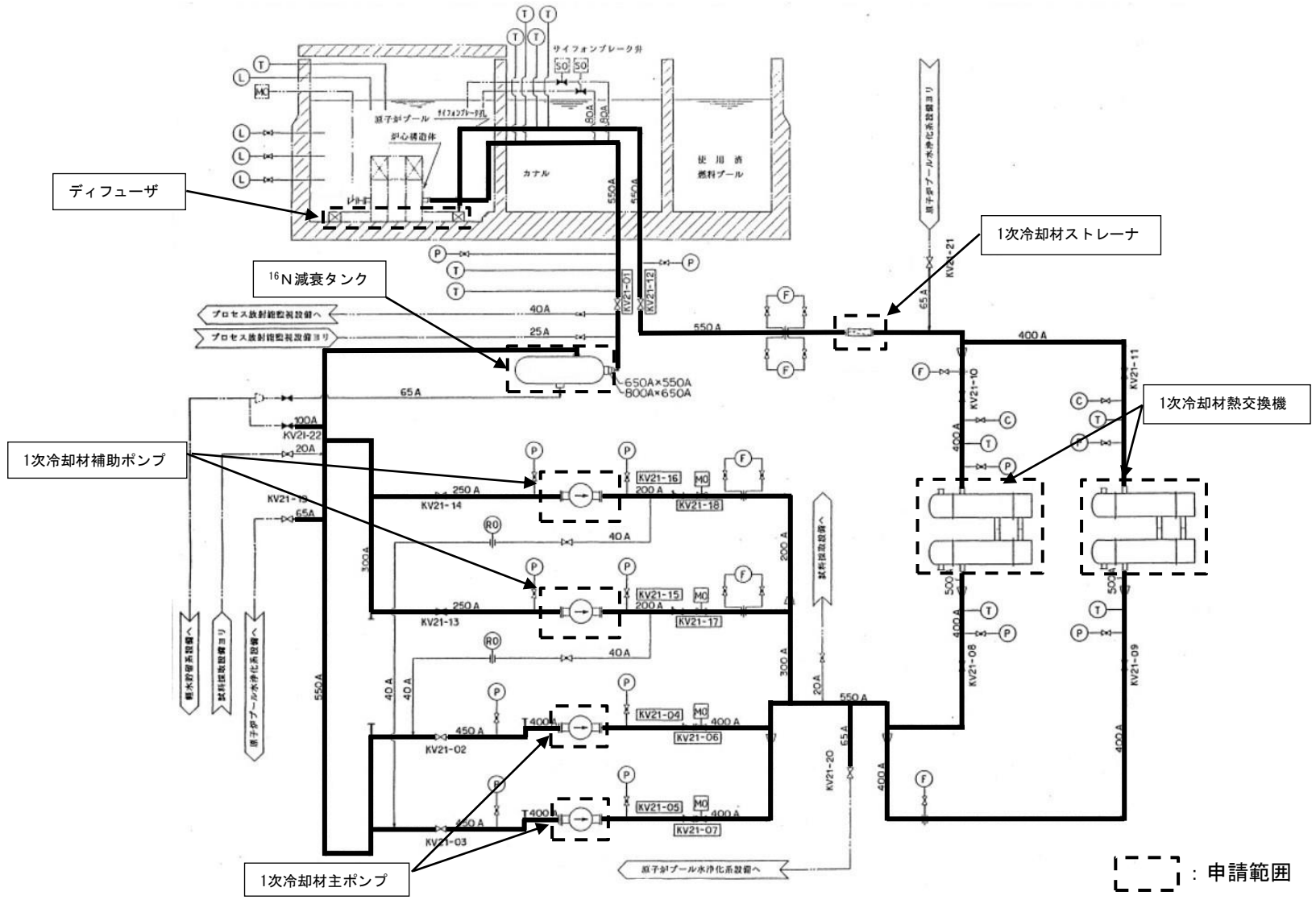
建物・構築物及び機器・配管系の評価対象一覧

申請書本文	名称
第9編 原子炉容器等の構造（耐震性）	プールゲート（No.1ゲート）、*上部遮蔽体、*下部遮蔽体
第10編 原子炉冷却系統施設の構造（耐震性）	1次冷却材主ポンプ、1次冷却材補助ポンプ、*1次冷却材熱交換器、 ¹⁶ N減衰タンク、ディフューザ、1次冷却材ストレーナ、*1次冷却系主配管、*2次冷却系主配管、重水ポンプ、重水ドレン汲上ポンプ、重水熱交換器、*重水溢流タンク、重水ドレンタンク、重水イオン交換樹脂塔、重水前置フィルタ、重水後置フィルタ、*重水系主配管、*ヘリウム圧縮機、吸込タンク、吐出タンク、ヘリウムタンク、再結合器、ドレンセパレータ、凝縮器、*ヘリウム系主配管、*サイフォンブレイク弁及び接続管、自然循環弁及び接続管、*原子炉プール溢流タンク
第11編 計測制御系統施設の構造（耐震性）	*対数出力炉周期系、*安全系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心入口温度、1次冷却材炉心出口温度、重水流量、重水温度、重水溢流タンク水位、原子炉プール水位、燃料事故モニタ、制御盤、原子炉停止回路、工学的安全施設作動回路、中性子吸収体、*制御棒駆動装置、*重水ダンプ弁及び接続管
第12編 放射性廃棄物の廃棄施設の構造（耐震性）	*炉室排気系主ダクト、*実験利用設備排気系主ダクト
第13編 原子炉格納施設の構造（耐震性）	*給気系主ダクト、非常用排風機、空気浄化装置、*ダクト
第14編 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造（耐震性）	*燃料搬送装置、使用済燃料キャスク、プールゲート（No.2ゲート）、*使用済燃料貯蔵ラック
第15編 その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造（耐震性）	非常用電源設備、*ビームチューブ接続管、*前部水封用止板、*水力照射設備主配管、*気送照射設備主配管、*放射化分析用照射設備主配管、*クライオスタット、炉室詰替セルの躯体、サブプール、非常用排気設備アキュムレータ、非常用排気設備用主配管

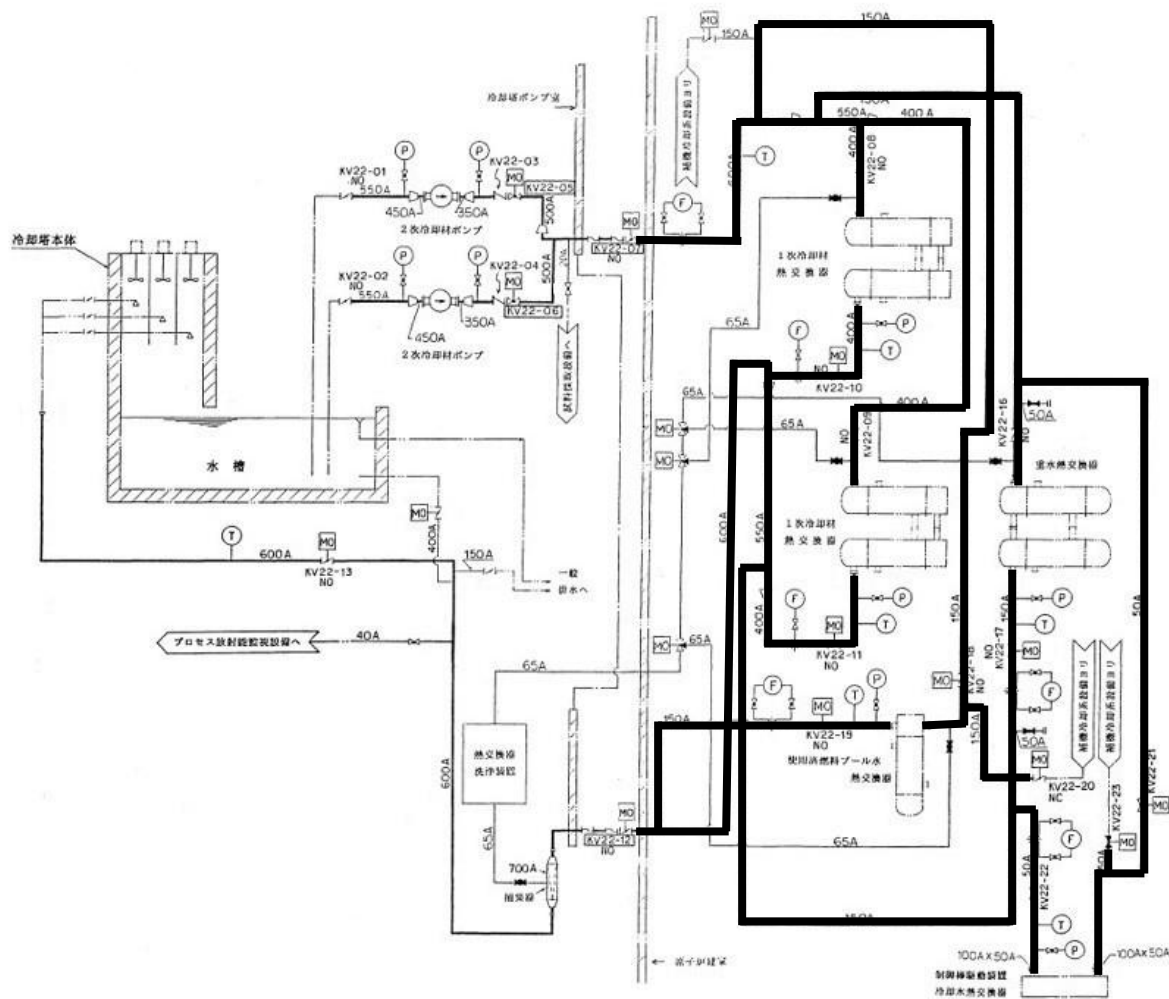
*添付計算書があるもの



プールゲート（No. 1ゲート）、上部遮蔽体、下部遮蔽体の概略図及び申請範囲

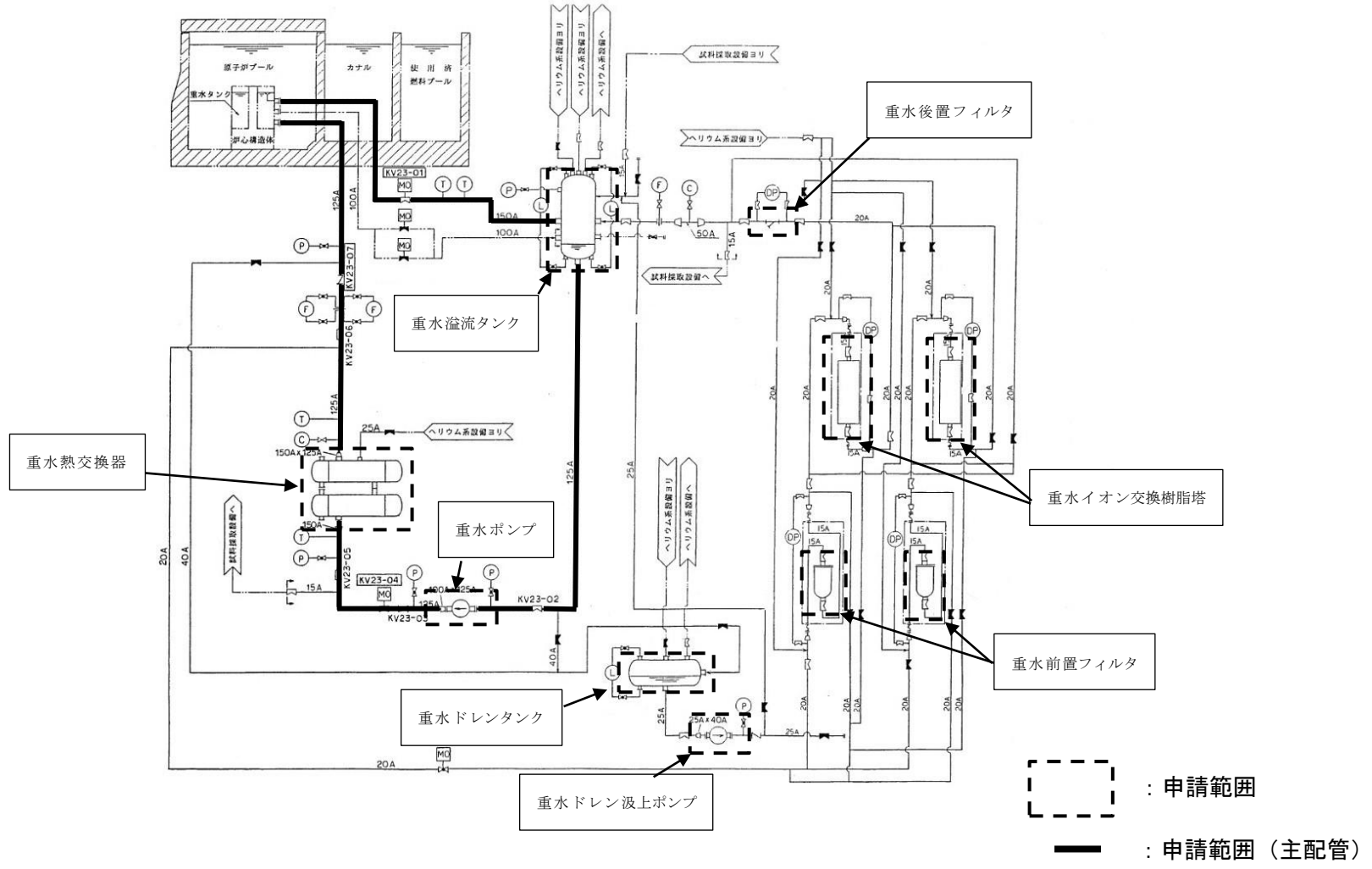


1次冷却系設備の概略図及び申請範囲

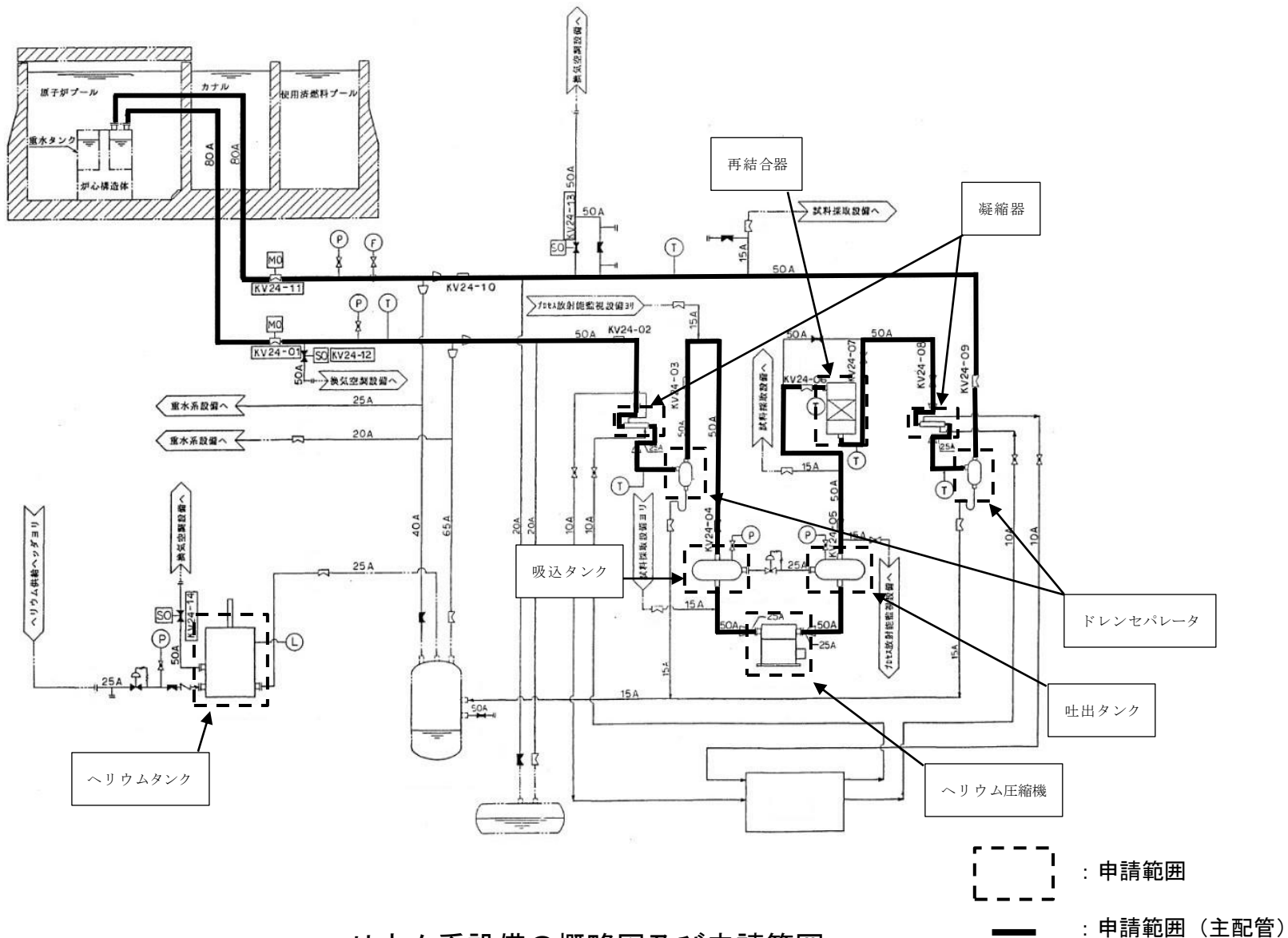


— : 申請範囲 (主配管)

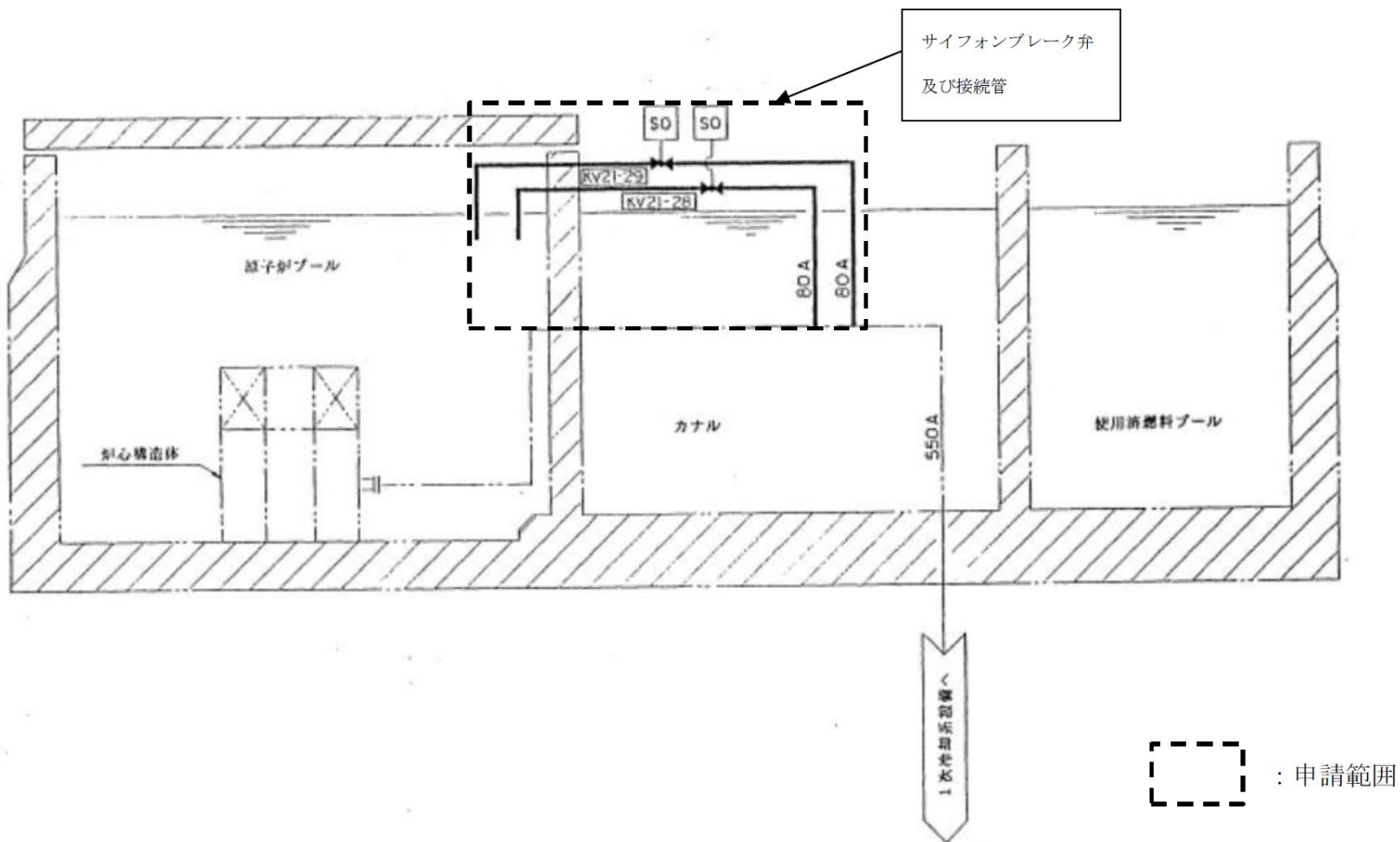
2次冷却系設備の概略図及び申請範囲



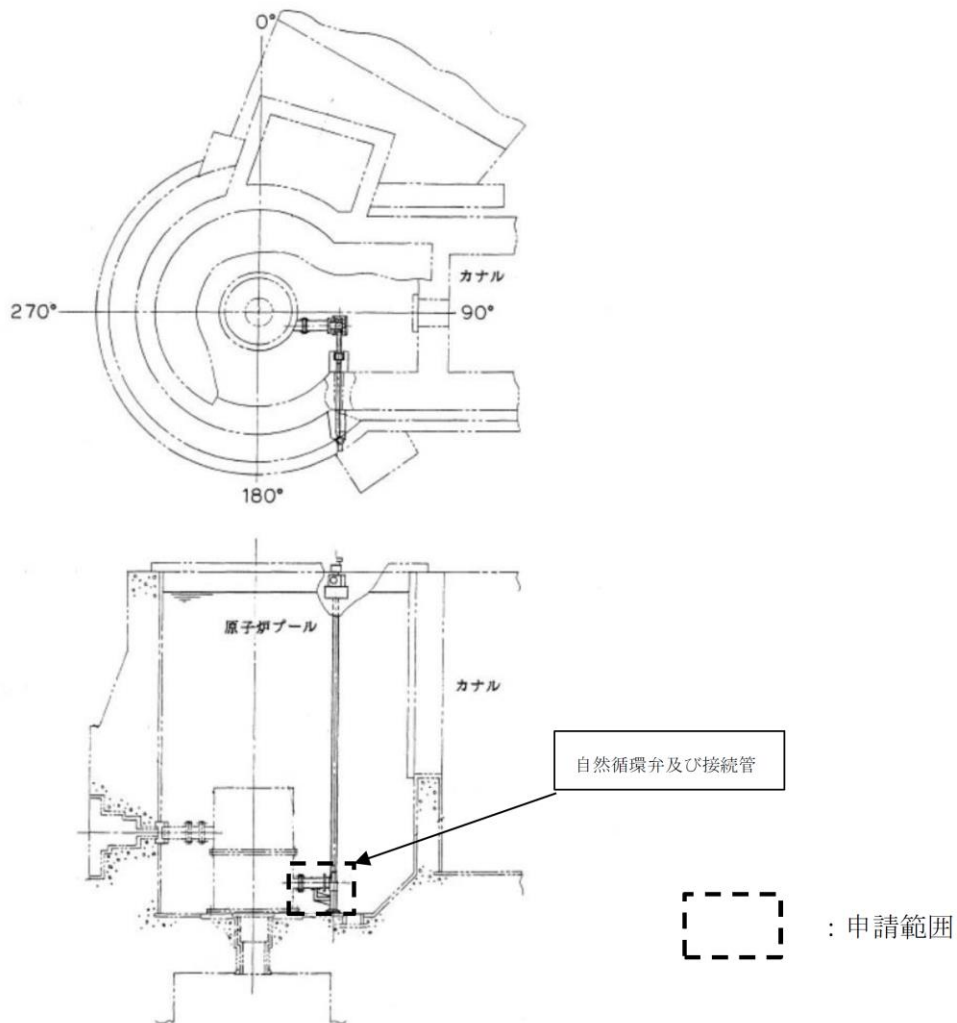
重水系設備の概略図及び申請範囲



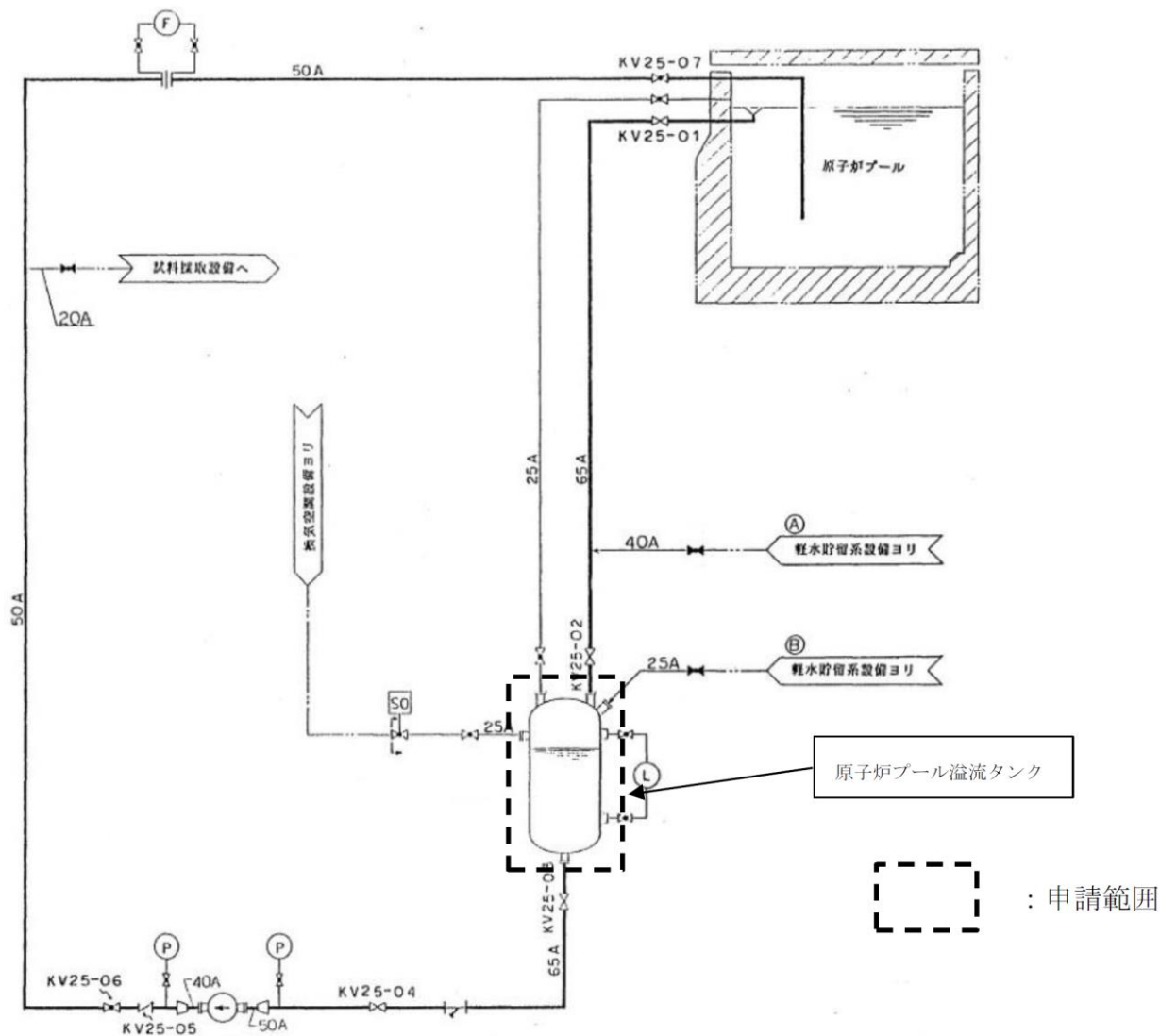
ヘリウム系設備の概略図及び申請範囲



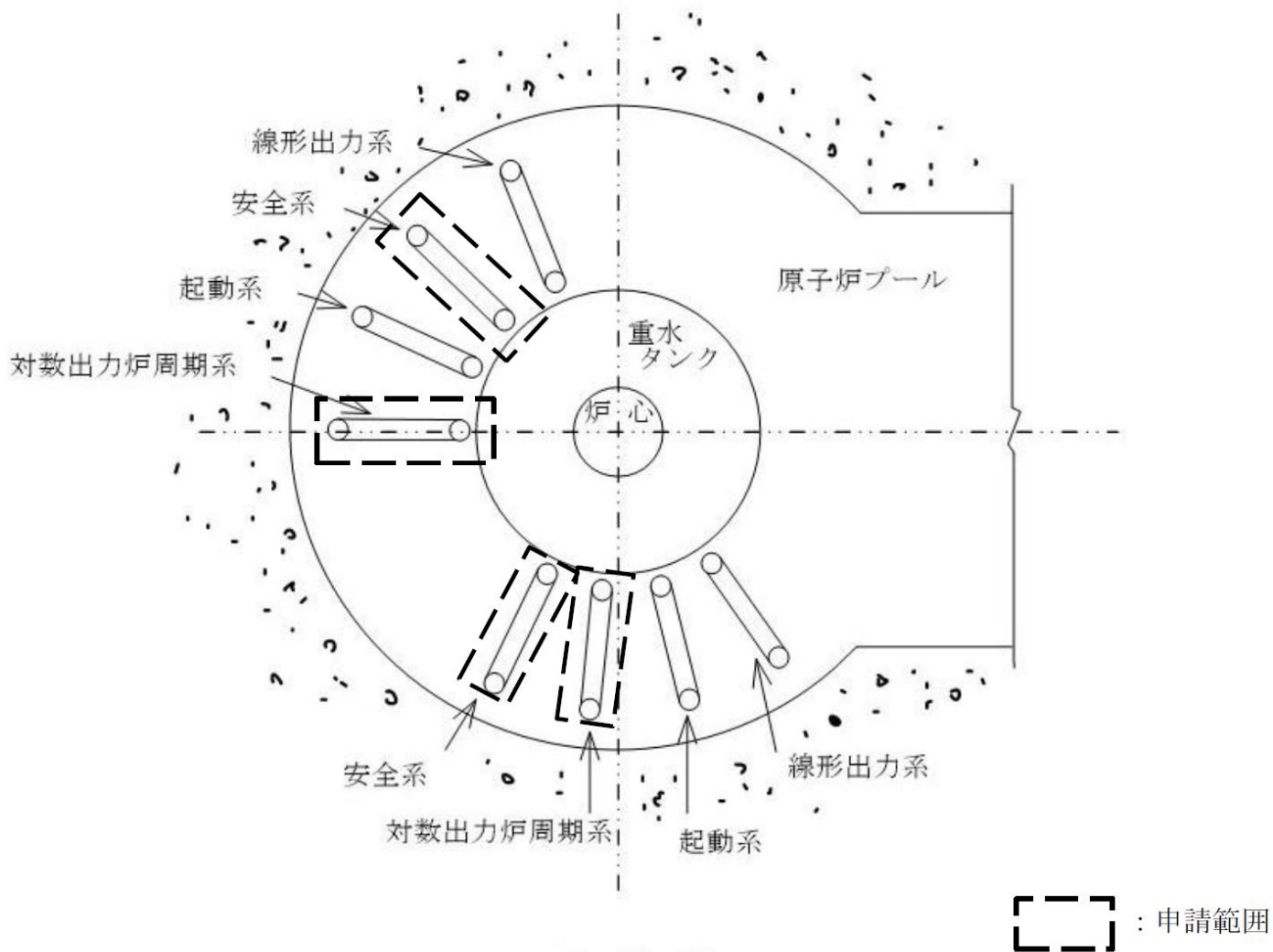
サイフォンブレイク弁及び接続管の概略図及び申請範囲



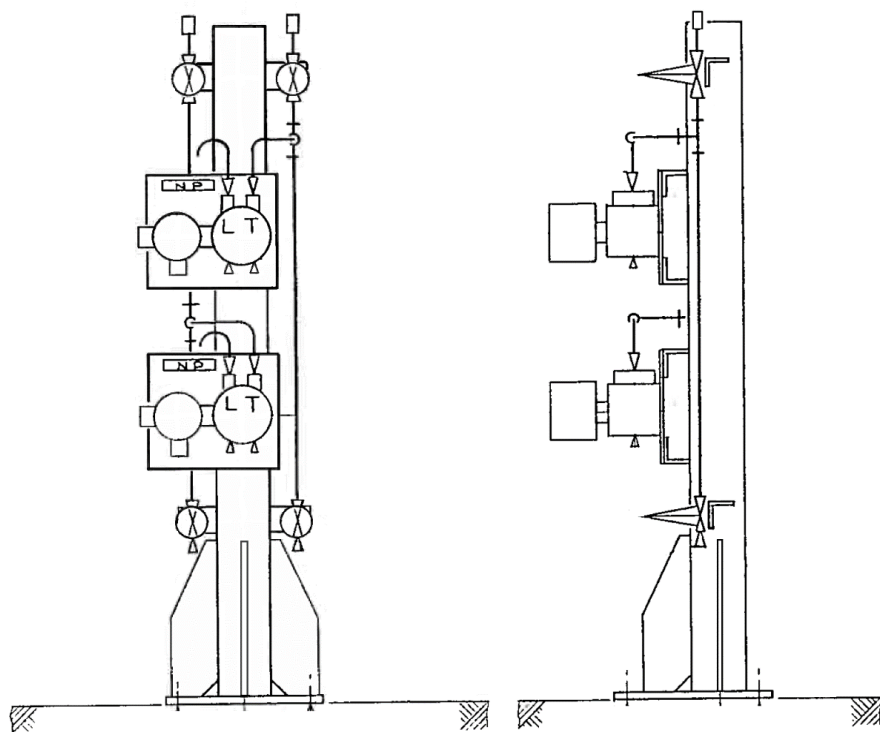
自然循環弁及び接続管の概略図及び申請範囲



原子炉プール溢流系設備の概略図及び申請範囲



核計装の申請範囲

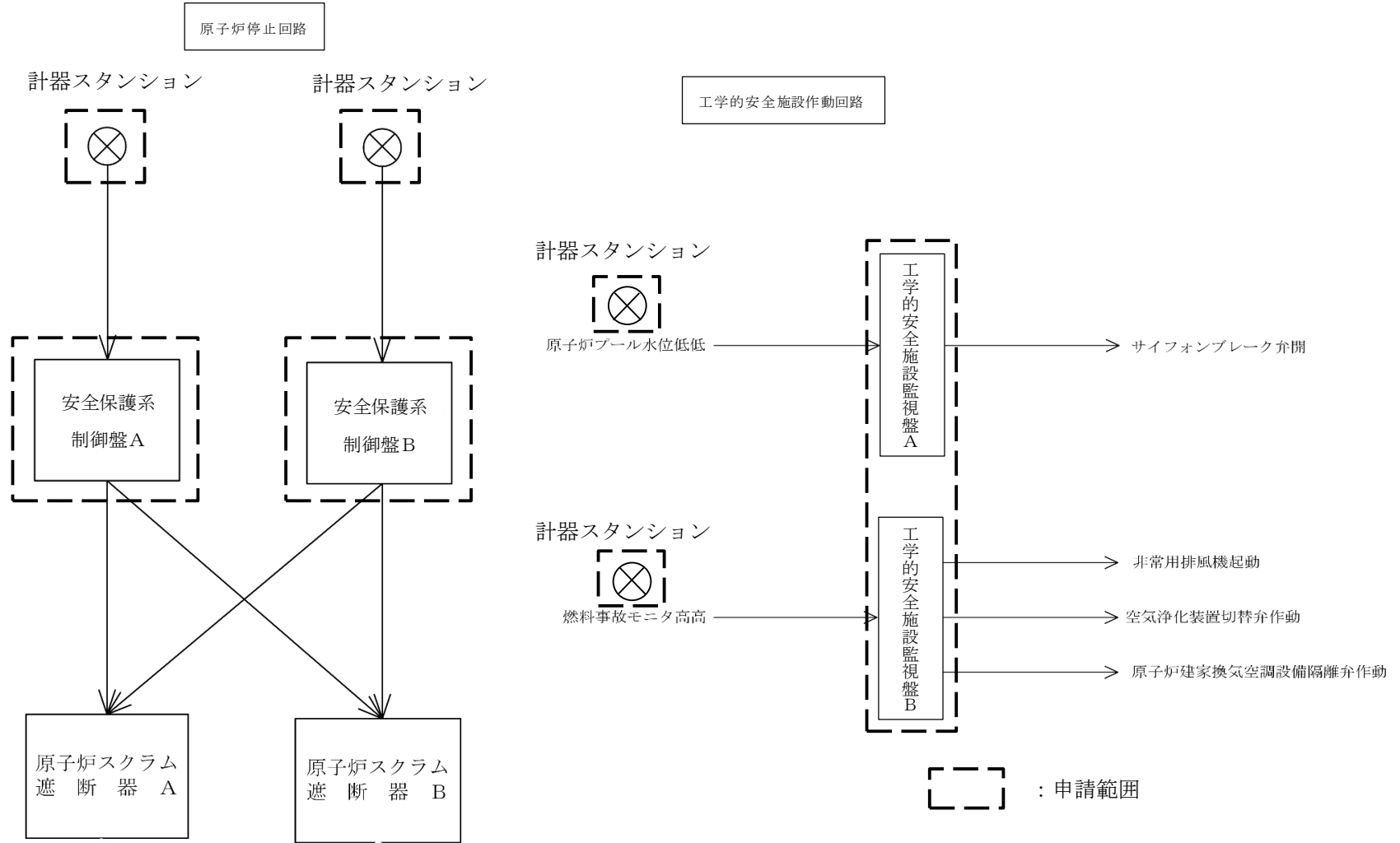


計器スタンスの構造図

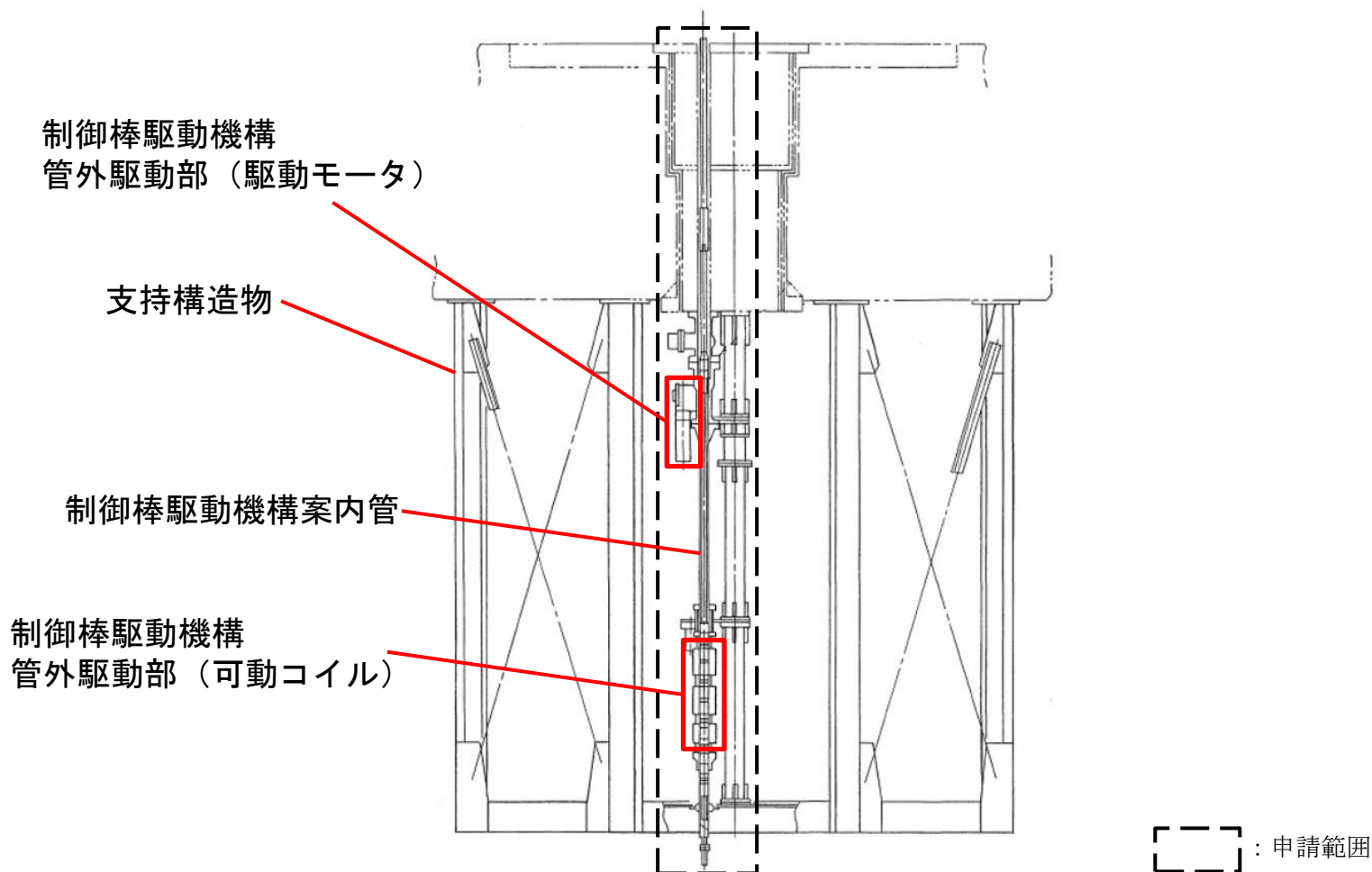
名称	申請範囲	耐震クラス
プロセス計 装設備	1次冷却材流量	B
	1次冷却材炉心入口 温度	
	1次冷却材炉心出口 温度	
	重水流量	
	重水温度	
	重水溢流タンク水 位	
プロセス放 射能監視設 備	原子炉プール水位 (安全保護系) 燃料事故モニタ	



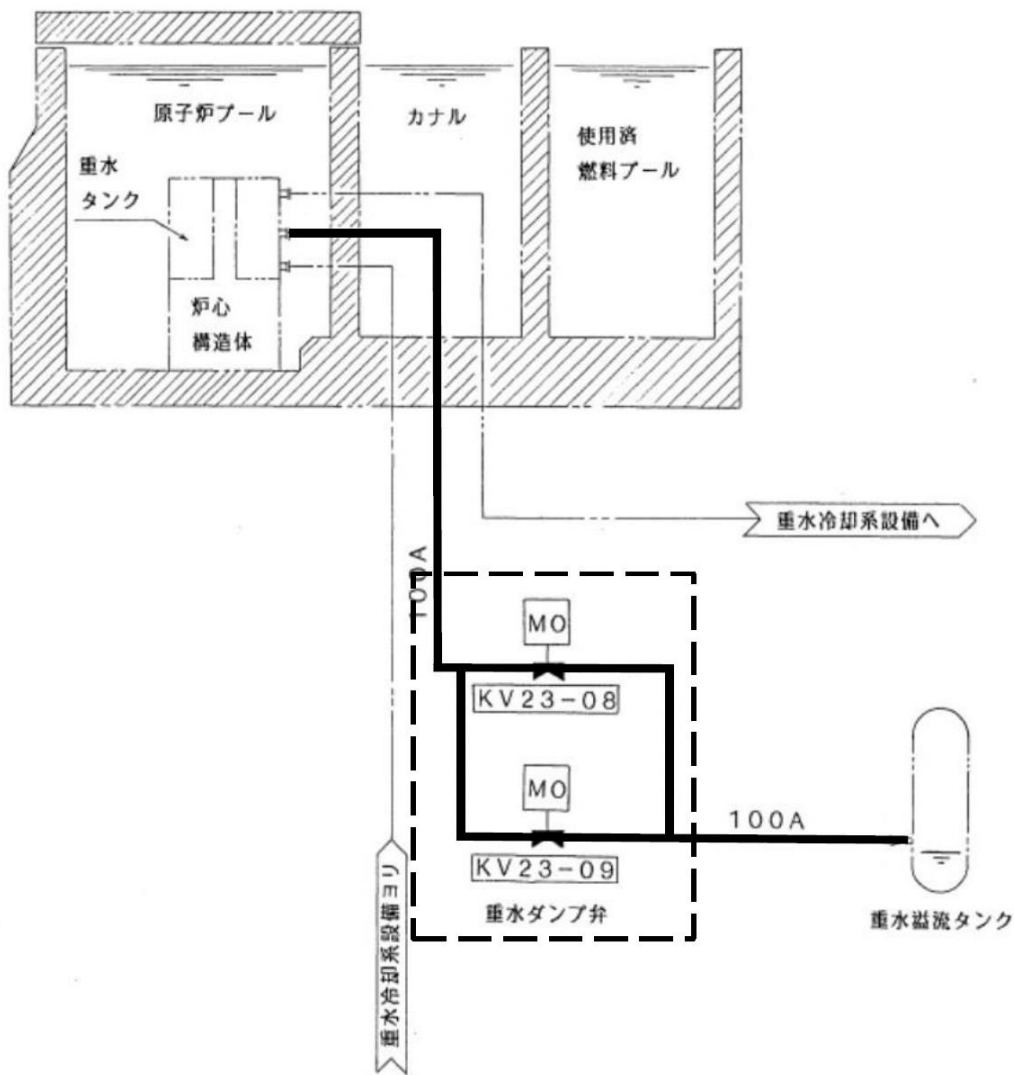
制御盤の申請範囲



原子炉停止回路及び工学的安全施設作動回路の申請範囲

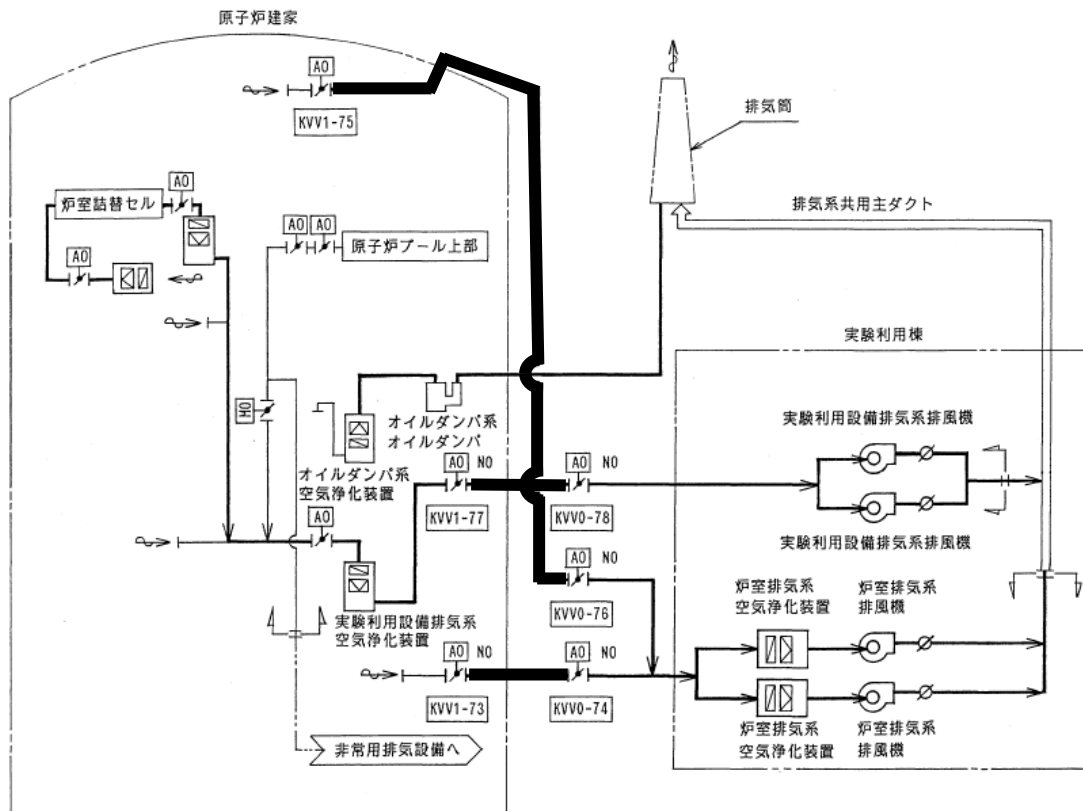


制御棒駆動装置の申請範囲



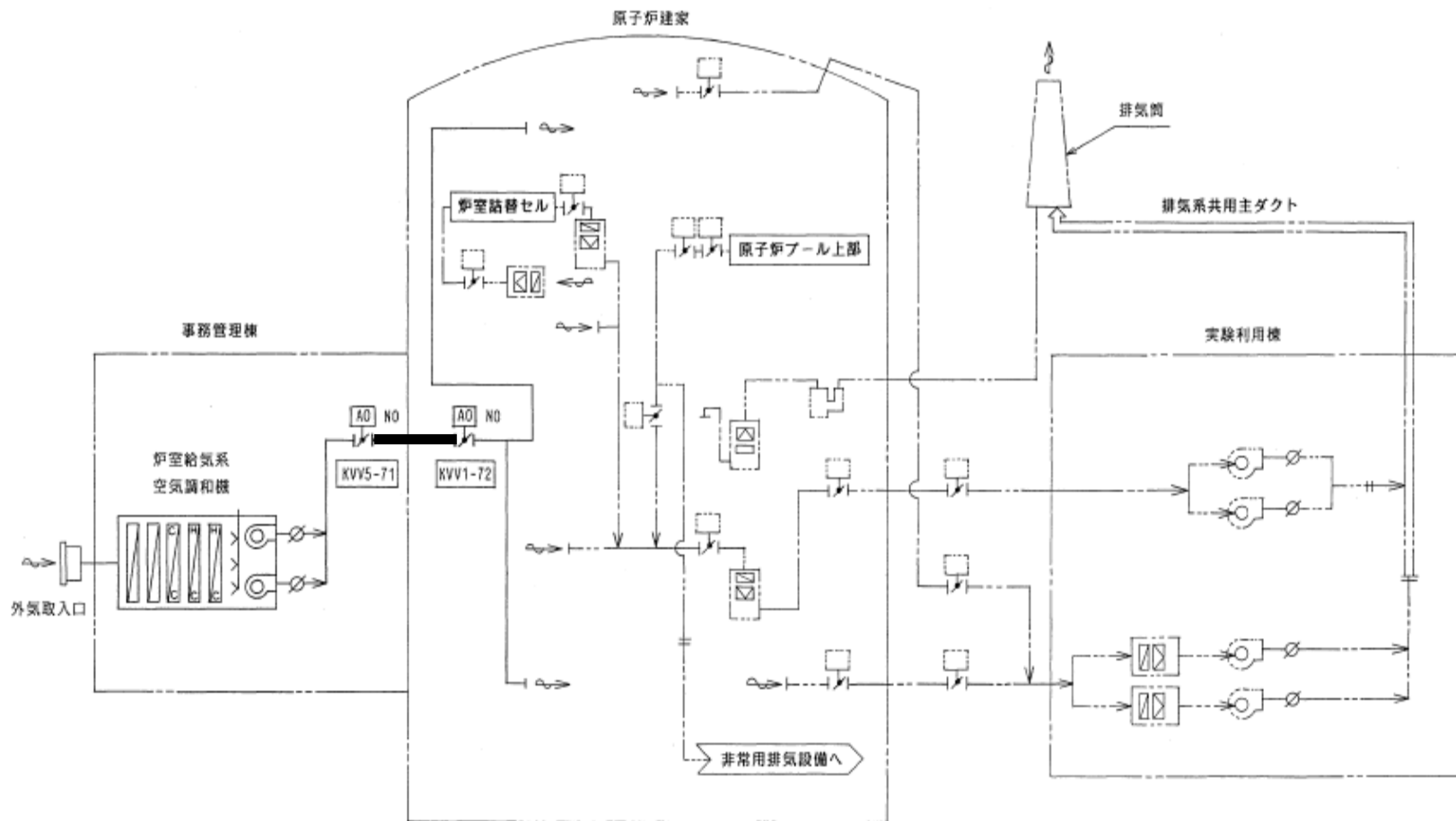
: 申請範囲
 : 申請範囲 (接続管)

重水ダンプ弁及び接続管の申請範囲



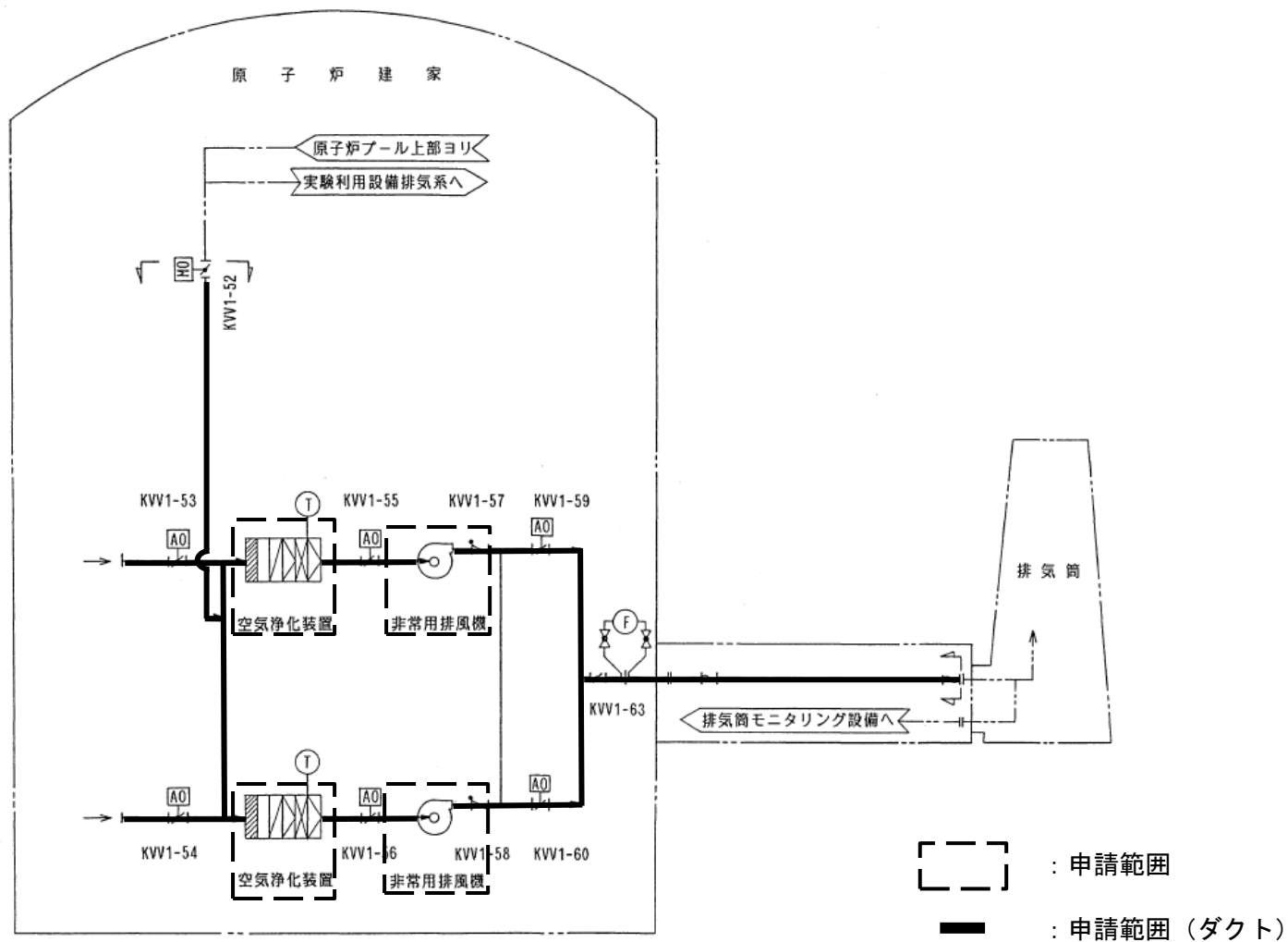
— : 申請範囲 (主ダクト)

炉室排気系主ダクト、実験利用設備排気系主ダクトの申請範囲



— : 申請範囲 (給気系主ダクト)

給気系主ダクトの申請範囲



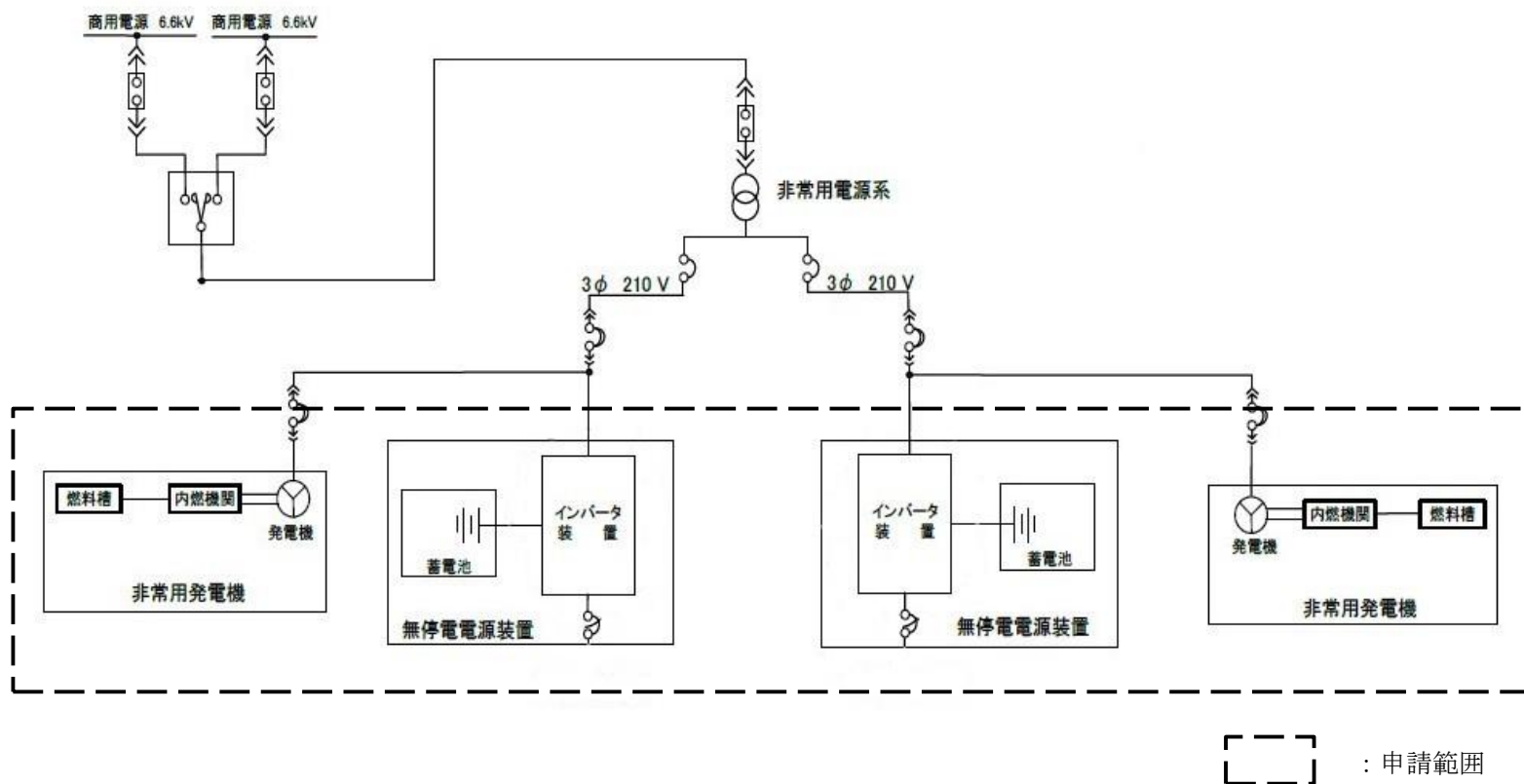
非常用排風機、空気浄化装置、ダクトの申請範囲



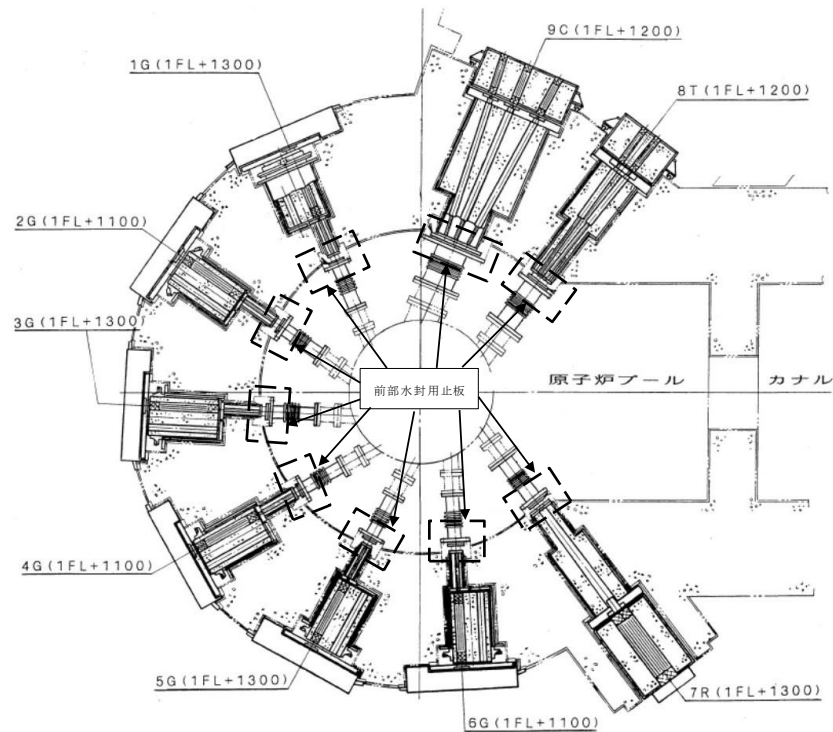
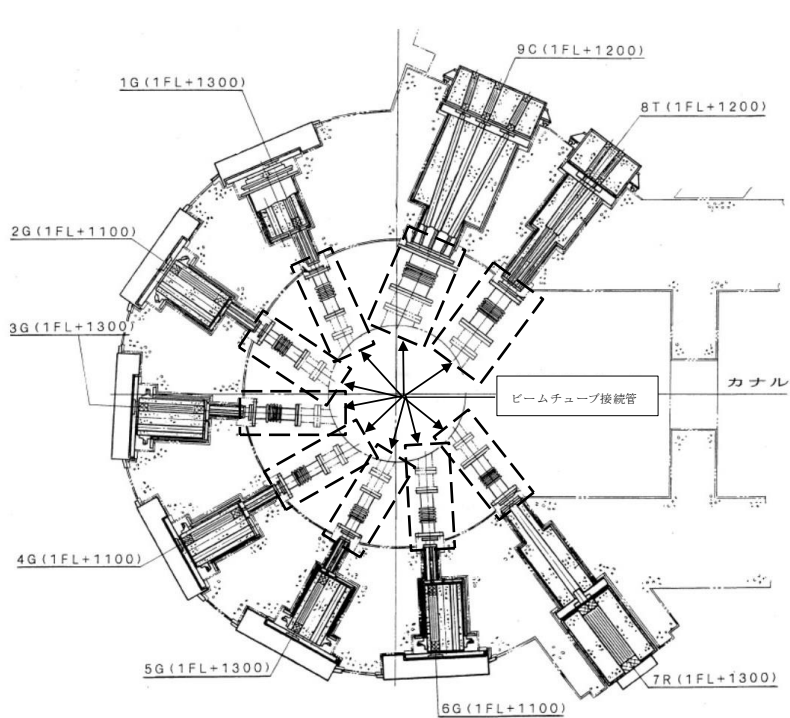
燃料搬送装置、使用済燃料キャスクの申請範囲



プールゲート（No. 2ゲート）、使用済燃料貯蔵ラックの申請範囲

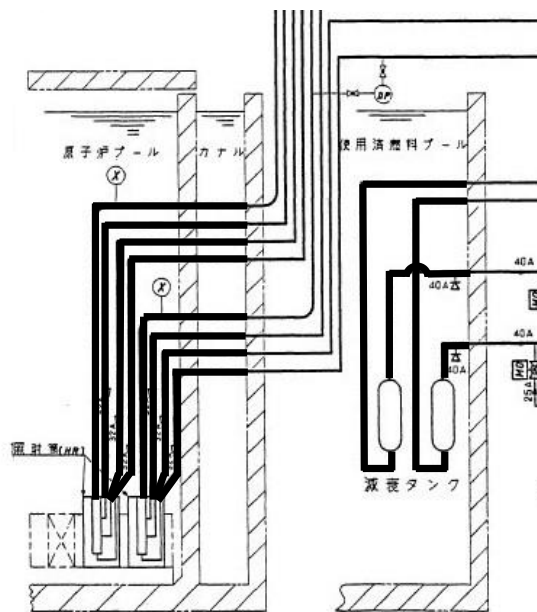


非常用電源設備の申請範囲

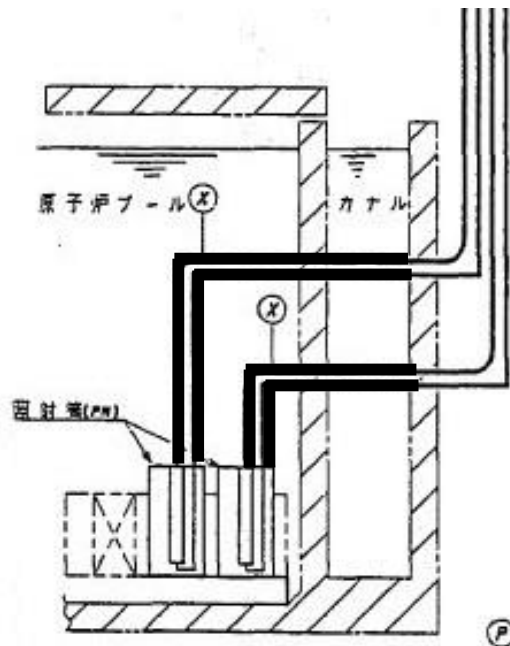


: 申請範囲

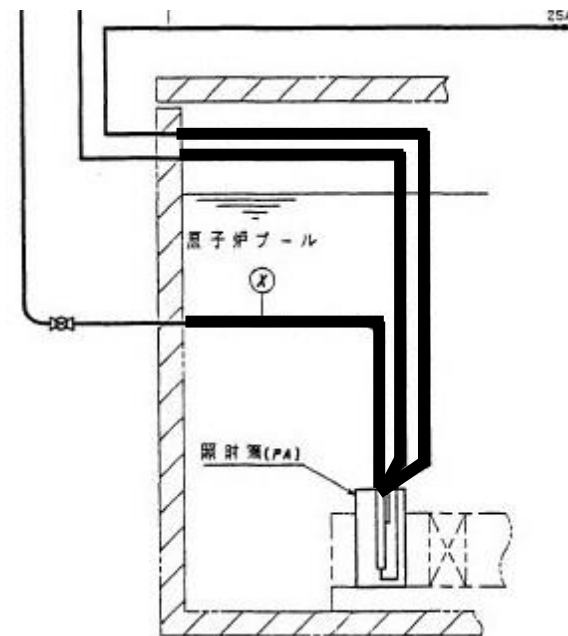
水平実験孔の申請範囲



照射利用設備（水力照射設備）の申請範囲

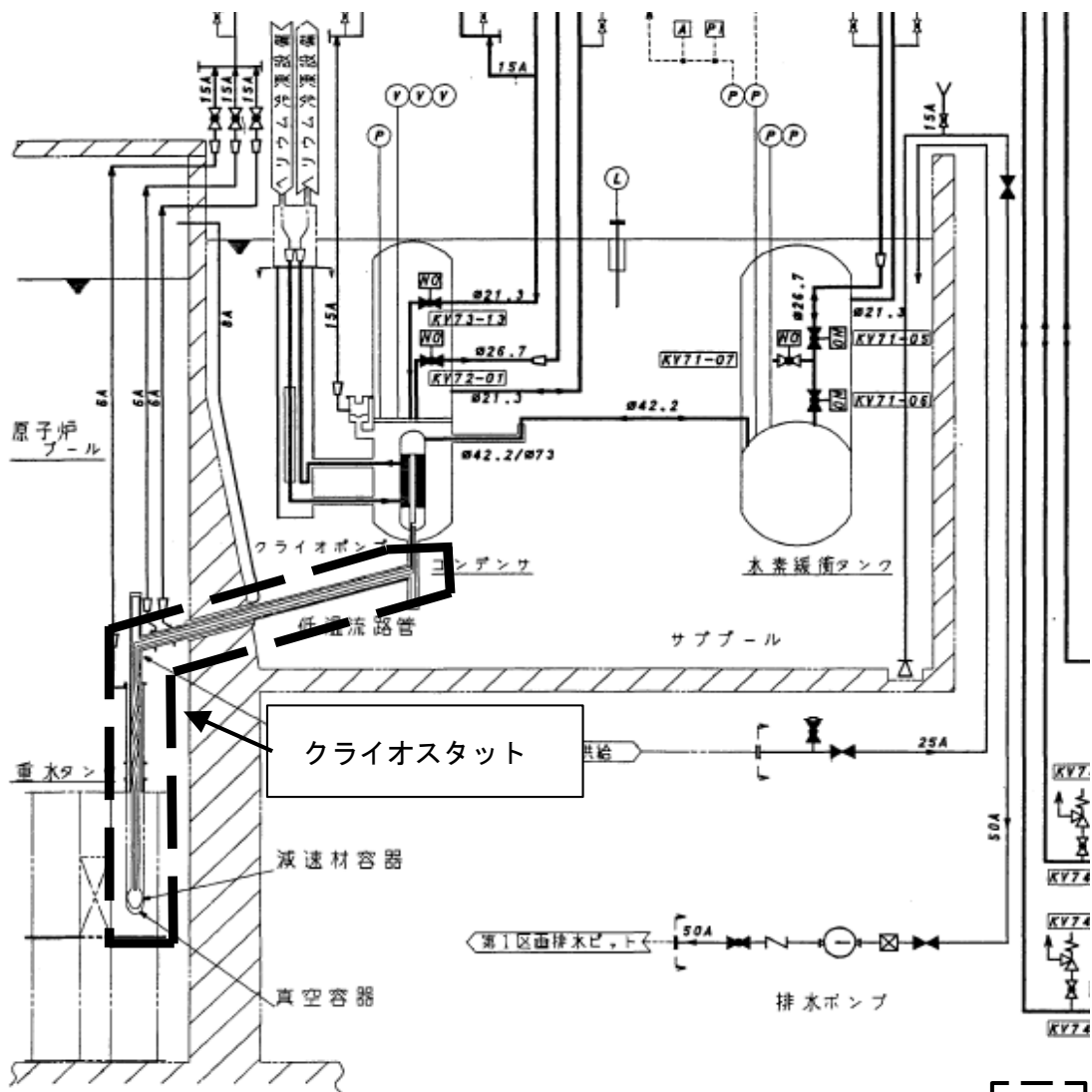


照射利用設備（気送照射設備）の申請範囲



照射利用設備（放射化分析用照射設備）の申請範囲

— : 申請範囲（主配管）

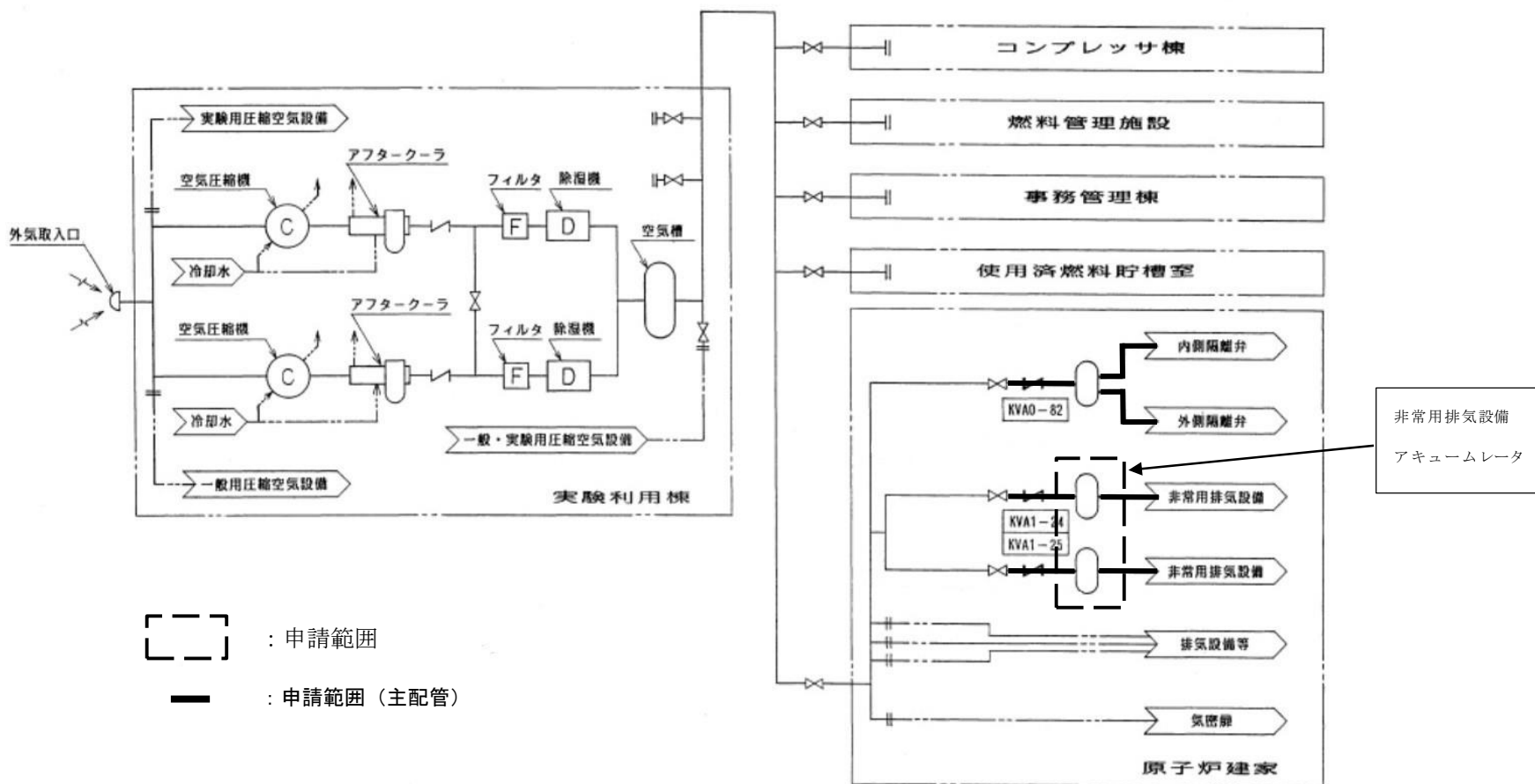


申請範囲

冷中性子源装置の申請範囲



その他の附属設備の申請範囲



補助設備の申請範囲

<評価結果>

耐震Sクラス及び耐震Bクラスの地震力、運転状態に応じて発生する荷重等を適切に組み合わせた荷重に対する評価を行い、耐震余裕を有することを確認した。

・耐震設計の基本方針

耐震設計の基本方針は原子炉設置変更許可申請書に従う。耐震Sクラス、耐震Bクラスの基本方針について以下に示す。

Sクラスの施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。その際、設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響、Sクラス施設と下位クラス施設との接続部における相互影響並びに下位クラス施設の損傷、転倒、落下等によるSクラス施設への影響を考慮する。

Sクラス：

- (a) 炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系
- (b) 炉心から取り出した直後の使用済燃料を貯蔵するための施設
- (c) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設
- (d) その他

Bクラス：

- (a) 1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設
- (b) 1次冷却系に直接つながっている施設
- (c) 十分冷却した使用済燃料を保管するための施設
- (d) 放射性廃棄物を内蔵している施設
- (e) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設
- (f) 放射性物質の放出を伴うような場合その外部放散を抑制するための施設
- (g) 放射線の監視をするための設備
- (h) 重水を内蔵している施設
- (i) 炉心を保護する施設
- (j) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- (k) その他

・地震力の算定法

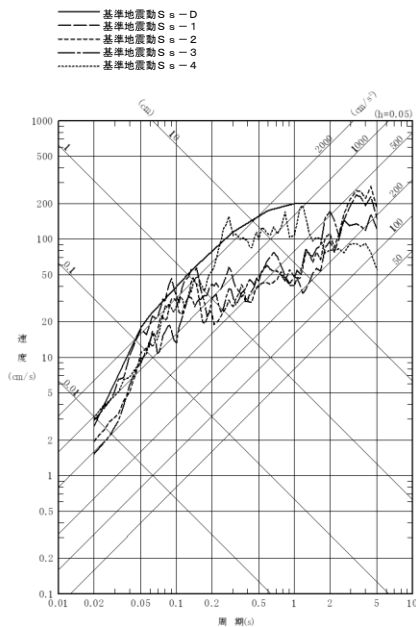
(1) 静的地震力

静的地震力は既往の設工認から変更はない。

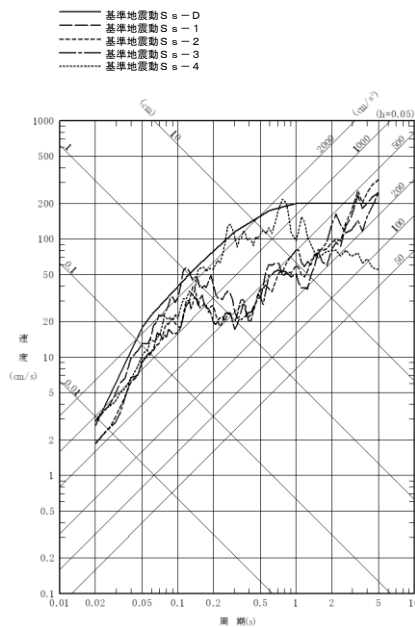
(2) 動的地震力

基準地震動及び弾性設計用地震動から定める入力地震動を適用する。弾性設計用地震動は基準地震動の応答スペクトルとの比率を0.5倍として設定する。

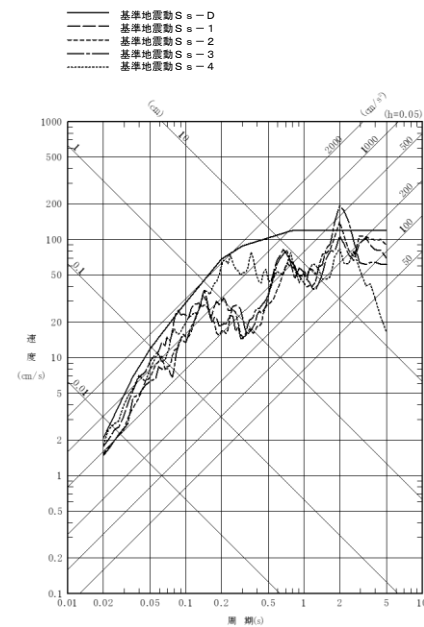
基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定する。また、JRR-3原子炉施設の設計用地震動は原子炉設置変更許可申請書添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動Ss-1からSs-4、Ss-Dを用いる。



NS成分



EW成分



UD成分

基準地震動Ssの応答スペクトル

・地震力の算定法

<機器・配管系の設計用地震力>

耐震クラス	許容応力状態	静的地震力		動的地震力	
		水平	鉛直	水平	鉛直
S	IV _A S	—	—	K _h (Ss)	K _v (Ss)
	III _A S	K _h (3.6C _I)	K _v (1.2C _V)	K _h (Sd)	K _v (Sd)
B	B _A S	K _h (1.8C _I)	—	K _h (1/2Sd)	K _v (1/2Sd)

記号の説明

K_h(3.6C_I) : 3.6C_Iより定まる機器・配管系の水平地震力

K_v(1.2C_V) : 1.2C_Vより定まる機器・配管系の鉛直地震力

K_h(1.8C_I) : 1.8C_Iより定まる機器・配管系の水平地震力

K_h(Ss) : 水平方向の基準地震動Ssに基づく機器・配管系の水平地震力

K_h(Sd) : 水平方向の弾性設計用地震動Sdに基づく機器・配管系の水平地震力

K_v(Ss) : 鉛直方向の基準地震動Ssに基づく機器・配管系の鉛直地震力

K_v(Sd) : 鉛直方向の弾性設計用地震動Sdに基づく機器・配管系の鉛直地震力

K_h(1/2Sd) : 水平方向の弾性設計用地震動Sdに2分の1を乗じたものに基づく機器・配管系の水平地震力

K_v(1/2Sd) : 鉛直方向の弾性設計用地震動Sdに2分の1を乗じたものに基づく機器・配管系の鉛直地震力※

※共振の有無に係らず適用する。

・ 荷重の組合せ

機器・配管の荷重の組合せ及び対応する許容応力状態

耐震クラス	荷重の組合せ	第3, 4, 5種	第3, 4種
		容器、管	支持構造物
S	$D + P_d + M_d + S_s$	$IV_A S$	$IV_A S$
	$D + P_d + M_d + S_d$	$III_A S$	$III_A S$
B	$D + P_d + M_d + S_B$	$B_A S$	$B_A S$

記号の説明

- D : 死荷重
- P_d : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- M_d : 当該設備に設計上定められた機械的荷重（死荷重、地震荷重は除く。）
- S_s : 基準地震動 S_s により求まる地震力
- S_d : 弾性設計地震動 S_d により求まる地震力又はSクラス設備に適用される静的地震力
- S_B : Bクラス設備に適用される地震力

・ 機器・配管系の動的解析

機器・配管系の動的解析には、建物・構築物の地震応答解析結果より得られる機器・配管系設置床における設計用床応答スペクトルを用いる。地震動は水平2方向（NS、EW）と鉛直方向（UD）の地震波を使用する。なお、今回使用する動的地震力は、Ss-1（Sd-1）、Ss-2（Sd-2）、Ss-3（Sd-3）、Ss-4（Sd-4）、Ss-D（Sd-D）の5種類あるため、解析の際はこれらの設計用床応答スペクトルについて包絡したものをを用いる。

・ 機器・配管系の動的地震力

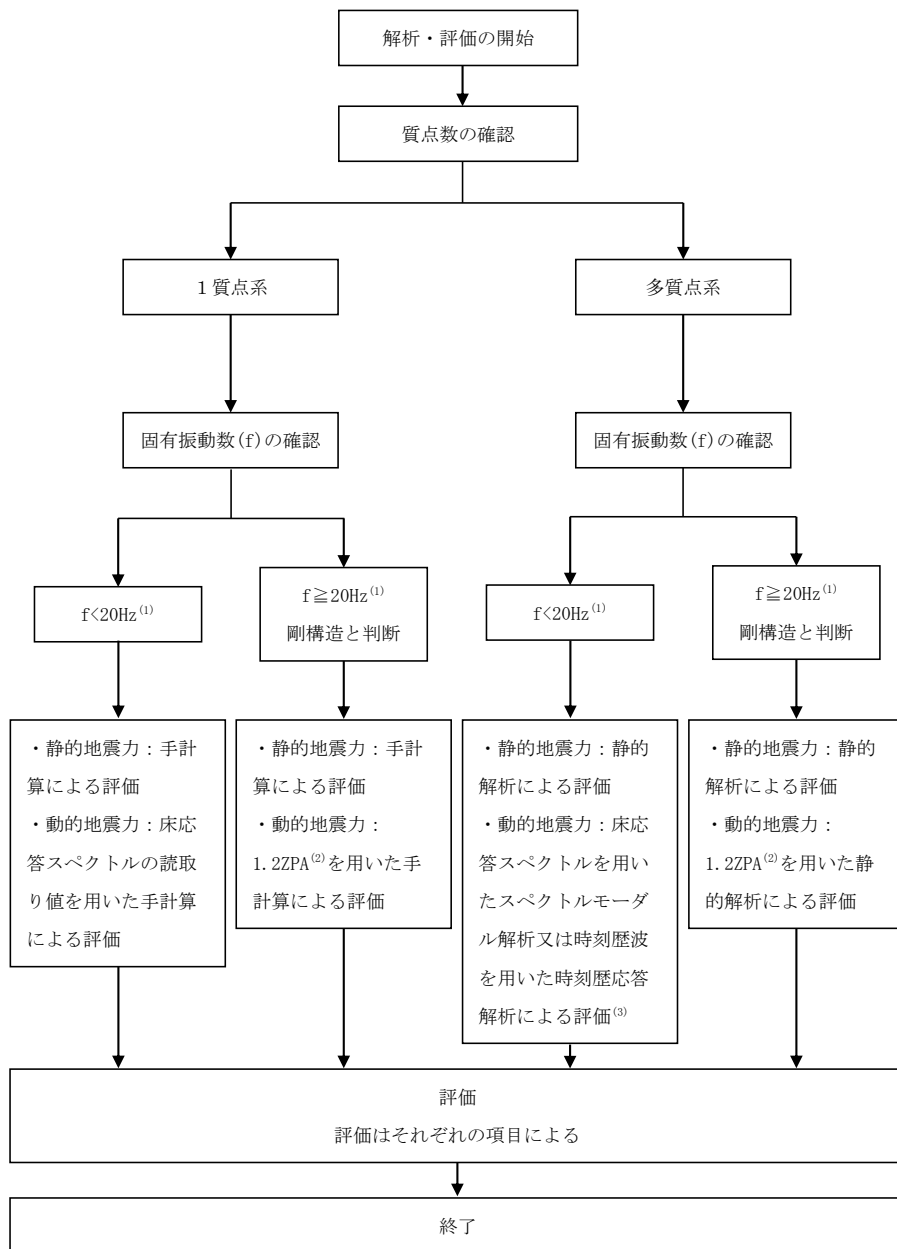
動的地震力は水平2方向及び鉛直方向の組合せを考慮し、JEAC及びJEAGに従いSRSS法、絶対値和法、代数和法を適用する。SRSS法の水平2方向の組み合わせについては、米国 Regulatory Guide 1.92の「2. Combining Effects Caused by Three Spatial Components of an Earthquake」を参考として、地震時に水平2方向及び鉛直方向それぞれの最大応答が同時に発生する可能性は極めて低いとした考え方を適用する。ただし、従来の水平1方向及び鉛直方向の組合せによって算出した応力に水平2方向を考慮した場合の最大の応力増加率を乗じることで、簡易的に水平2方向及び鉛直方向の組合せによる応力を算定する。ここで、応力増加率は下式の関係から $\sqrt{2} \cong 1.42$ とする。

$$\sqrt{\text{水平}X^2 + \text{水平}Z^2 + \text{鉛直}Y^2} < \sqrt{2} \times \sqrt{\text{MAX}[\text{水平}X^2 + \text{鉛直}Y^2, \text{水平}Z^2 + \text{鉛直}Y^2]}$$

水平2方向及び鉛直方向の組合せ

水平1方向及び鉛直方向の組合せ

・評価手順については、左図に示す。



注(1)：原子炉本体に接続する機器については20Hzを50Hzに読み替える。
20Hzを50Hzに読み替える理由としては、原子炉本体に使用する原子炉建家の床応答スペクトルで約0.03s付近で単調増加ではない周期があるため、0.02s（50Hz）としている。

注(2)：1.2ZPAは時刻歴応答波の最大値の20%増しを示す。

注(3)：原子炉本体設備の解析は、原則として時刻歴応答解析を実施する。

・解析モデル

機器の形状及び支持方法を考慮して1質点系又は多質点系に分類し、1質点系の場合は材料力学の基本的な式等による簡易モデルを用い、多質点系の場合は梁、シェル、ソリッド要素によるFEM（有限要素法）モデルを用いる。

・解析手法

モデル	動的地震力以外の荷重 (自重、内圧、静的地震力、 地震相対変位など)	動的地震力	
		1次固有振動数が 50Hz以上	1次固有振動数が 50Hz未満
多質点	各荷重による静的解析	1. 2ZPAによる静的解析	スペクトルモーダル解析又は時刻歴応答解析
1質点 (等分布荷重による両端支持梁を含む)	各荷重による手計算	1. 2ZPAによる手計算	1次固有振動数に対応する床応答スペクトルの読取り値による手計算

<評価対象の計算モデル分類>

- ・多質点系モデル・・・1次冷却材熱交換器、1次冷却系主配管、2次冷却系主配管、重水系主配管、ヘリウム系主配管、サイフォンブレイク弁及び接続管、核計装案内管、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管、重水ダンプ弁及び接続管、炉室排気系主ダクト、実験利用設備排気系主ダクト、ダクト、燃料搬送装置、ビームチューブ接続管、水力照射設備主配管、気送照射設備主配管、放射化分析用照射設備主配管、クライオスタット、炉室給気系主ダクト
- ・1質点系モデル・・・上部遮蔽体、下部遮蔽体、重水溢流タンク、ヘリウム圧縮機、原子炉プール溢流タンク、使用済燃料貯蔵ラックA型及びB型、前部水封用止板

・許容限界

今回の評価に係る機器・配管系に対する許容限界は、以下のように定める。

S_y	: 設計降伏点
S_u	: 設計引張強さ
S	: 許容引張応力
f_t	: 許容引張応力
f_s	: 許容せん断力
f_c	: 許容圧縮力
f_b	: 許容曲げ応力
$f_t^*, f_s^*, f_c^*, f_b^*$: 許容応力状態IV _A Sに対する許容応力であって、上記の f_t, f_s, f_c, f_b の値を算出する際に、JSMEのSSB-3121.3の規定に従い、SSB-3121.1(1)a.本文中 S_y 及び $S_y(RT)$ をそれぞれ $1.2S_y$ 及び $1.2S_y(RT)$ に読み替えて算出した値。ただし、第4種支持構造物及びその他の支持構造物については上記の読み替えを行わない。 ここで $f_t, f_s, f_c, f_b, f_t^*, f_s^*, f_c^*, f_b^*$ においては、SSB-3121.1(1)のF値は、次に定める値とする。 $S_y, 0.7S_u$ のいずれか小さい方の値。ただし、使用温度が40度を超えるオーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金にあつては、 $1.35S_y, 0.7S_u, S_y(RT)$ のいずれか小さい方の値。

・許容限界

第3, 4種容器

耐震クラス	許容応力状態	許 容 限 界				適用範囲
		一次一般膜応力	一次応力	一次+二次応力	一次+二次+ピーク応力	
S	IV _A S	0.6S _u	左欄の1.5倍の値	地震動のみによる疲労解析を行い、疲労累積係数が1.0以下であること。ただし、地震時のみによる一次+二次応力の変動値が2S _y 以下であれば疲労解析は不要。		制御棒駆動機構案内管 下部遮蔽体の上フランジ 前部水封用止板
	III _A S					
B	B _A S	$\min[S_y, 0.6S_u]$ ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、1.2Sとすることができる。	S _y ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、1.2Sとすることができる。	—		1次冷却材熱交換器 重水溢流タンク 原子炉プール溢流タンク

・許容限界

第3, 4, 5種配管

耐震クラス	許容応力状態	許 容 限 界			適用範囲
		一次応力	一次+二次応力	一次+二次+ピーク応力	
S	IV _A S	0.9S _u	地震動のみによる疲労解析を行い、疲労累積係数が1.0以下であること。ただし、地震時のみによる一次+二次応力の変動値が2S _y 以下であれば疲労解析は不要。		サイフォンブレイク弁及び接続管
	III _A S				
B	B _A S	S _y ただし、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金については、1.2Sとすることができる。	—		1次冷却系主配管 2次冷却系主配管 重水系主配管 ヘリウム系主配管 重水ダンプ弁及び接続管ダクト クライオスタット 炉室給気系主ダクト ビームチューブ接続管 炉室排気系主ダクト 実験利用設備排気系主ダクト 水力照射設備主配管 気送照射設備主配管 放射化学分析用照射設備主配管

・許容限界

その他の支持構造物（注1，注2，注3）

耐震クラス	許容応力状態	許容限界（ボルト等以外）						許容限界（ボルト等）		適用範囲	
		一次応力				一次＋二次応力			一次応力		
		引張	せん断	圧縮	曲げ	引張圧縮	せん断	曲げ	引張		せん断
S	IV _A S	$1.5 f_t^*$	$1.5 f_s^*$	$1.5 f_c^*$	$1.5 f_b^*$	(注4) $3 f_t$	(注4) (注5) $3 f_s$	(注4) $3 f_b$	$1.5 f_t^*$	$1.5 f_s^*$	下部遮蔽体 制御棒案内管駆動機構及び制御棒駆動機構案内管 使用済燃焼貯蔵ラックA, B
	III _A S										
B	B _A S	$1.5 f_t$	$1.5 f_s$	$1.5 f_c$	$1.5 f_b$				$1.5 f_t$	$1.5 f_s$	上部遮蔽体 燃料搬送装置 ヘリウム圧縮機 核計装案内管

注1：組合せ応力に対しても評価を行う。

注2：耐圧部に溶接等により直接取り付けられる支持構造物であって、耐圧部と一体の応力解析を行うものについては、耐圧部と同じ許容応力とする。

注3：「鋼構造設計基準」等の幅厚比の規定を満足すること。

注4：地震荷重のみによる応力振幅について評価する。

注5：すみ肉溶接部にあつては最大応力に対し $1.5 f_s$ とする。

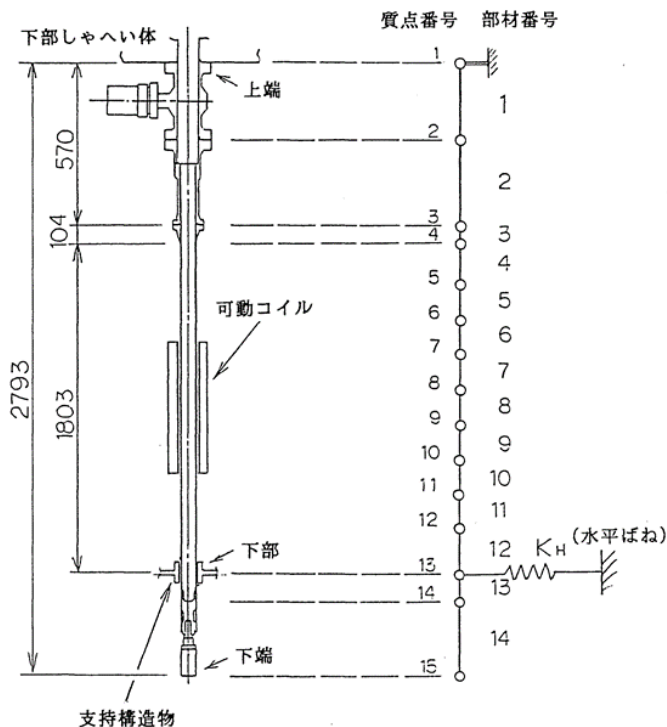
- 機器・配管系の解析に用いる原子炉建家の床応答スペクトルの一覧を下表に示す。
詳細については、「添付書類3-1 耐震性に関する説明書」を参照。

入力地震動	原子炉建家質点	減衰定数 [%]	入力地震動	原子炉建家質点	減衰定数 [%]
Sd	2	0.5	Sd	7	1.0
Sd	2	1.0	Sd	8	1.0
Ss	3	1.0	Ss	9	0.5
Sd	3	1.0	Sd	9	0.5
Ss	3	0.5	Ss	10	1.0
Sd	3	0.5	Ss	10	0.5
Sd	4	1.0	Sd	10	1.0
Sd	5	1.0	Sd	10	0.5
Sd	6	1.0			

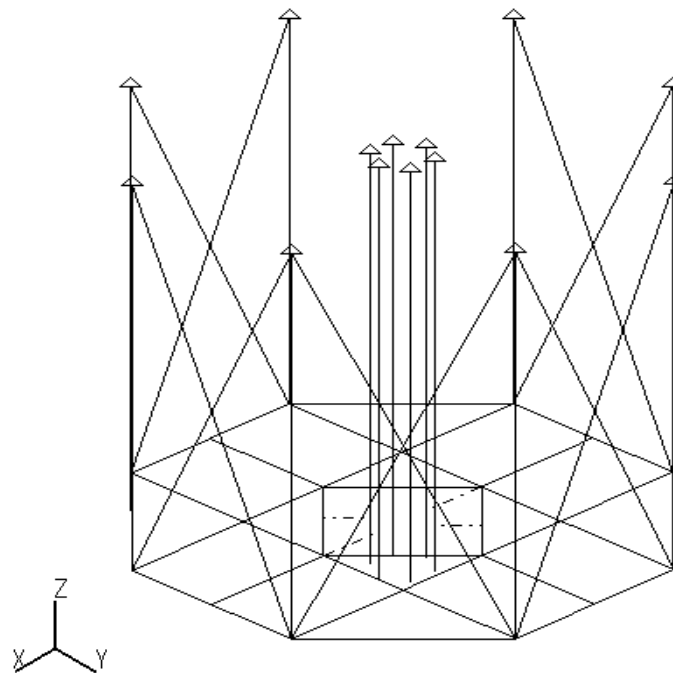
制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管

自重解析モデルは、軸方向に15質点を設け、各質点間を当該機器と等価な曲げ及びせん断剛性を有する梁部材で連結した多質点梁モデルとした。各質点には、制御棒駆動機構案内管内の保有水、管内駆動部、可動コイル及び支持構造物の重量を振り分けた。境界条件は、下部遮蔽体に結合される上端を剛支持とし、下部を支持構造物の水平方向の剛性と等価なばねで支持するものとした。

地震応答解析モデルは、制御棒6本及び支持構造物を全てモデル化し、より実機に近い詳細な解析モデルとして評価に用いた。制御棒と支持構造物間は水平2方向に剛相当バネ要素を用いて接続し、支持構造物上部は炉下室天井に固定されているため、完全拘束とした。



自重解析モデル



地震応答解析モデル

制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管

解析コードとしてMSC/NASTRAN 2005r2を使用し、各質点重量、各質点位置、断面二次モーメント及びせん断断面積等を入力値として下記に示す各解析を行う。

自重解析モデル

- (1) 固有値解析
剛性マトリックス、質量マトリックスを作り、固有値解析を実施する。
- (2) 自重解析
剛性マトリックス、質量マトリックスを作り、自重解析を実施する。
- (3) 静的地震力解析
静的地震力による静的解析を行い、各質点の変位、軸力、せん断力、曲げモーメントを求める。

地震応答解析モデル

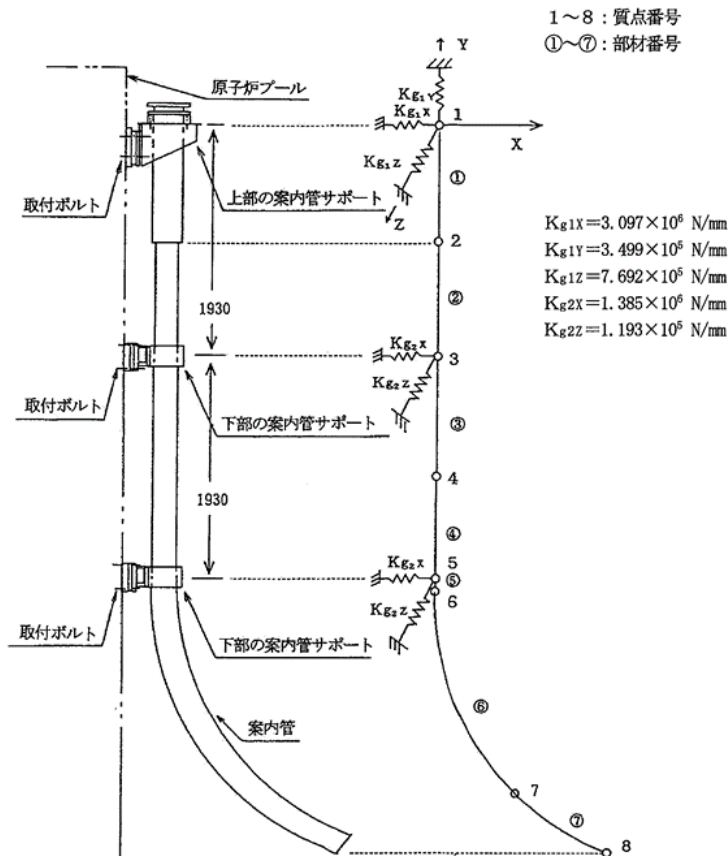
- (1) 地震応答解析
時刻歴応答解析による動的解析を行い、各質点の変位、軸力、せん断力、曲げモーメントを求める。地震力は原子炉建家モデルの質点3での時刻歴応答加速度を用いる。

固有値解析の結果（一例）

次数	水平方向		鉛直方向	
	固有周期 (秒)	固有振動数 (Hz)	固有周期 (秒)	固有振動数 (Hz)
1	0.097	10.3	0.007	145.4

核計装案内管

軸方向に分割した多質点梁モデルとし、梁は案内管と等価な曲げ、せん断剛性を有するものとする。案内管の重量は、検出器等の内部機器の重量を加えたものとし、さらに案内管が排除する原子炉プール水の重量を考慮する。案内管は案内管サポートの剛性と等価なばねで支持されるものとする。



核計装案内管モデル

核計装案内管

解析コードとしてMSC/NASTRAN 2005r2を使用し、各質点重量、各質点位置、断面二次モーメント及び断面積等を入力値として下記に示す各解析を行う。

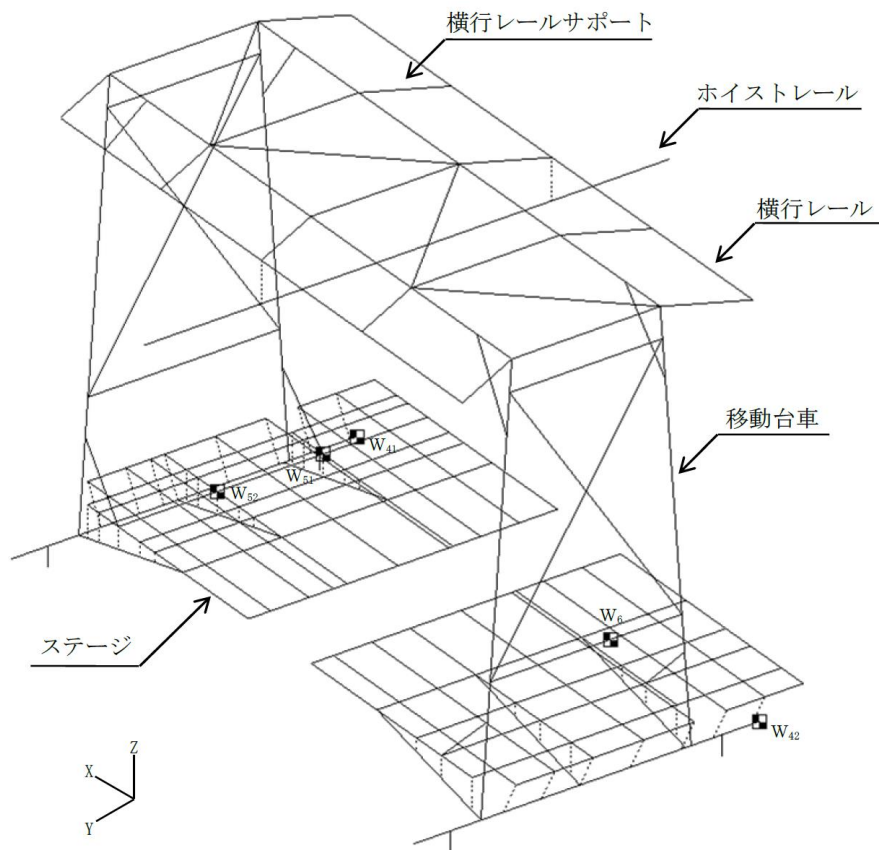
- (1) 固有値解析
多質点梁モデルをもとにFEM解析による固有値解析を実施する。
- (2) 地震応答解析
スペクトルモーダル解析による動的解析を行い、各質点の反力、せん断力、曲げモーメント、ねじりモーメントを求める。地震力は原子炉建家モデルの質点3、質点9、質点10での床応答スペクトルを用いる。
- (3) 静的地震力解析
静的地震力による静的解析を行い、各質点の反力、せん断力、曲げモーメント、ねじりモーメントを求める。

固有値解析の結果（一例）

次数	固有周期 (s)	固有振動数 (Hz)
1次	0.156	6.4
2次	0.128	7.8
3次	0.021	48.6

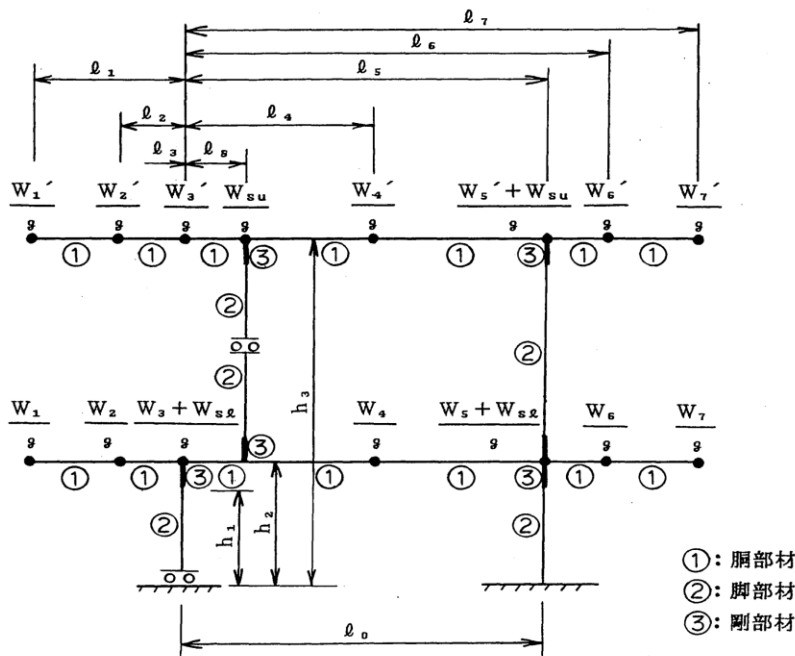
燃料搬送装置

燃料搬送装置のフレームは梁要素の集合体と考え梁要素は、フレームと等価な曲げ及びせん断剛性を有するものとする。ステージの床板は、四角形平板要素の集合体と考え、四角形平板要素は、床板と等価な、面内弾性及び剛性を有するものとする。搭載機器の重量は、付加質量として考慮する。

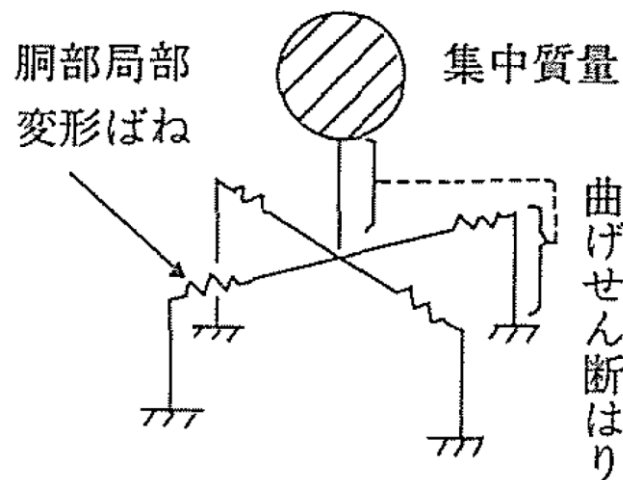


燃料搬送装置

- (1) JEAG4601-1987に基づき1質点系又は多質点梁モデルとし、曲げ、せん断、ねじり及び軸力に対する剛性を考慮したモデルとする。
- (2) 質量として容器自体の質量の他に、保有流体、保温材、付属機器の質量を考慮する。
- (3) 材料特性は最高使用温度の値とする。
- (4) 容器の支持構造物は、原則としてその剛性を考慮したばね又は部材としてモデル化する。
- (5) 容器の減衰定数は1.0%とする。



1次冷却材熱交換器



重水溢流タンク及び原子炉プール溢流タンク

(固定支持、単純支持を考慮)

・配管・ダクトのモデル化

- (1) JEAG4601-1987に基づき3次元多質点梁モデルとし、曲げ、せん断、ねじり及び軸力に対する剛性を考慮したモデルとする。
- (2) 同一モデルに含める範囲は、原則としてアンカからアンカまでとする。
- (3) 質量として管自体の質量の他に、内部流体、保温材、付属機器等の質量を考慮する。なお、原則として付属機器は集中質量として定義し、その他は分布質量として定義する。また、外部流体が存在する場合は外部流体による付加質量を分布質量として定義する。
- (4) 材料特性は最高使用温度の値とする。
- (5) 配管の減衰定数は0.5%、1.0%、2.0%とする。
- (6) 評価点は以下の点に設定する。
 - ・ 配管支持装置取付部
 - ・ 荷重、外力が作用する点
 - ・ 弁等の機器接続点
 - ・ 曲管部
 - ・ 配管口径変更点
 - ・ 応力係数を設定する点
- (7) 許容応力及び応力係数はJSMEに準拠し算定する。
- (8) 拘束点反力を算出する。

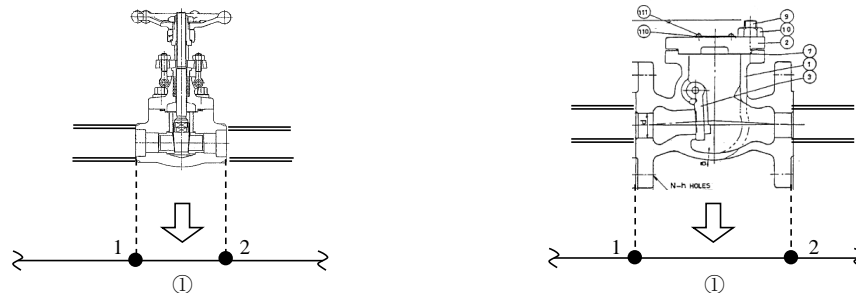
弁のモデル化

配管に接続する弁のモデル化を以下に示す。

一般弁（配管からの偏心重量が小さい場合）

節点No.	節点位置	重量配分
1, 2	配管との接続端	弁重量の1/2

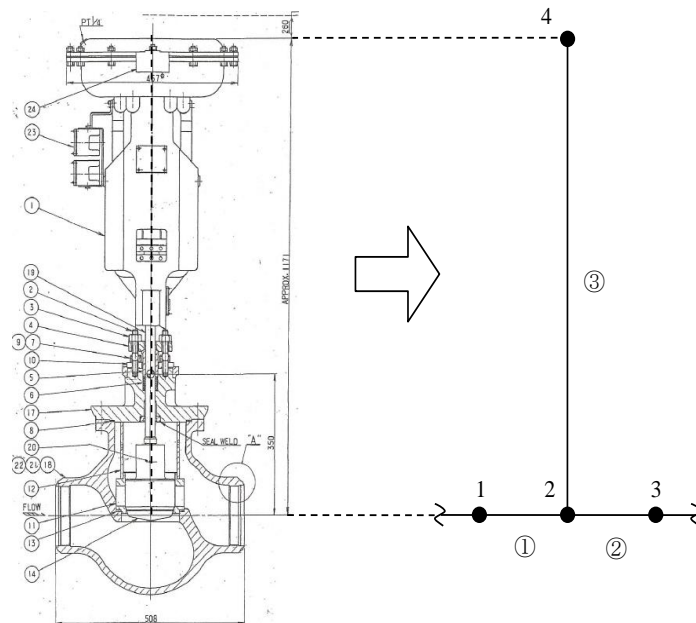
要素No.	剛性の考え方
①	接続配管と同じ剛性



電動弁（配管からの偏心重量が大きい場合）

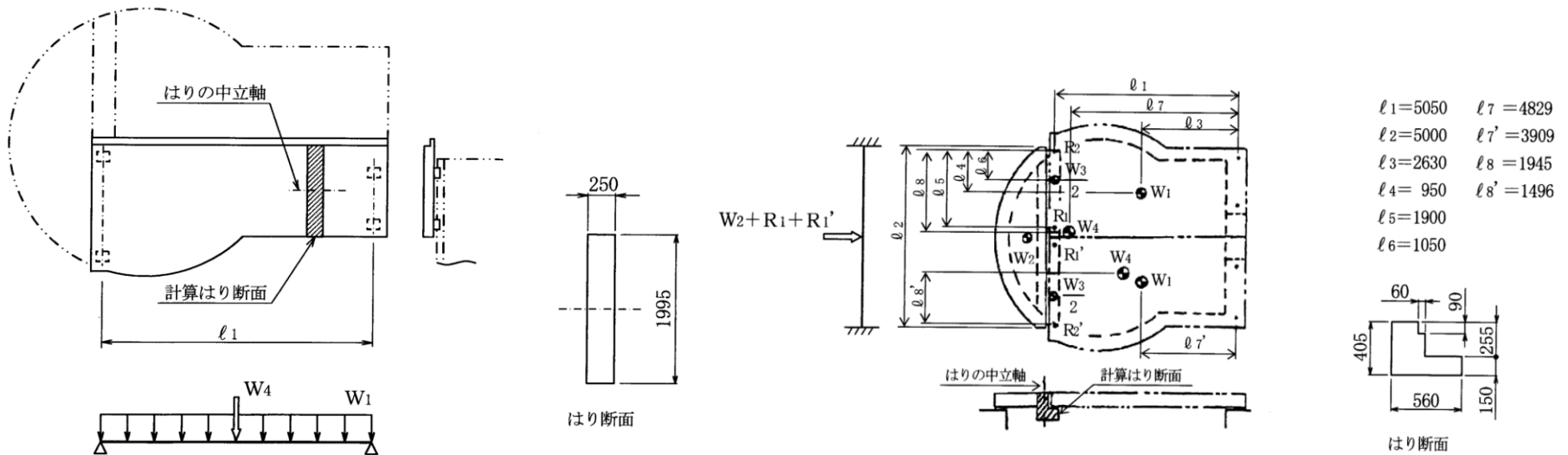
節点No.	節点位置	重量配分
1, 3	配管との接続端	弁箱重量の1/4
2	弁箱中心	弁箱重量の1/2
4	駆動部重心	駆動部重量及び ヨーク部重量

要素No.	剛性の考え方
①	接続管と同じ剛性
②	接続管と同じ剛性
③	ヨーク部の最弱部の剛性



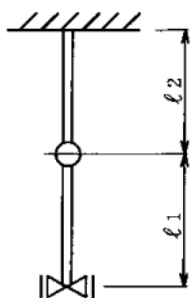
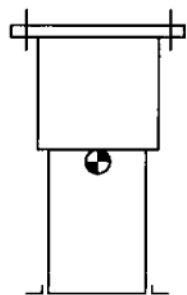
・ 計算方法

材料力学の基本的な式等による簡易モデル（梁要素でモデル化し、重心位置に重量が集中したものとする。）を用いて、固有周期、各応力の手計算を行う。なお、1質点系モデルには等分布荷重及び集中質量荷重による両端支持梁を含む。

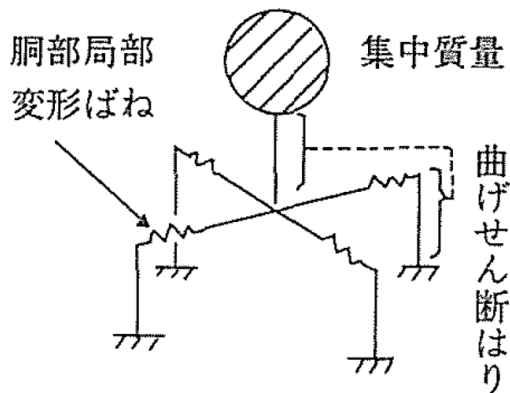


上部遮蔽体（摺動遮蔽体）

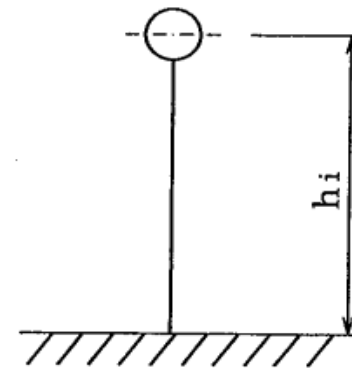
上部遮蔽体（固定遮蔽体）



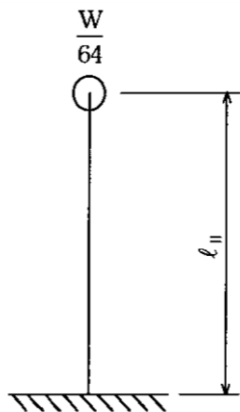
下部遮蔽体



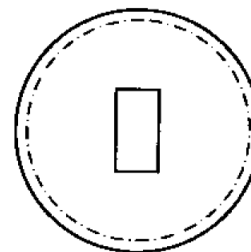
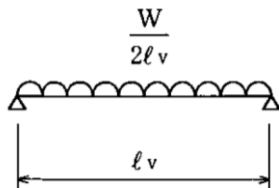
重水溢流タンク及び
原子炉プール溢流タンク



ヘリウム圧縮機



使用済燃料貯蔵ラックA型及びB型



前部水封用止板



設備機器		固有振動数 [Hz]			地震荷重					評価結果				
					震度[G]			使用質点	種類	減衰 [%]	応力が一番かかる部位	応力の種類	応力 [MPa]	許容 [MPa]
		水平	鉛直		水平	鉛直	原子炉建家 (原子炉本体)							
		NS	EW	UD	NS	EW	UD							
制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管		10.3		145.4	-	-	3	時刻歴応答	1.0	制御棒駆動機構案内管	一次+二次	345	346	1.00
下部遮蔽体		125.3		180.6	0.99	0.96	3	1.2ZPA	-	取付ボルト	引張	15	184	12.26
サイフォンブ レーク弁の 接続管	PCS-R-12	42.0	14.7	31.5	-	-	3, 9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次+二次	176	332	1.88
	PCS-R-13	860.5	452.6	377.2	1.21	0.98	9, 10	1.2ZPA	-	-	一次+二次	38	332	8.73
	PCS-R-14	22.3	11.7	91.4	-	-	3, 9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次+二次	274	332	1.21
	PCS-R-15	860.5	452.6	377.2	1.21	0.98	9, 10	1.2ZPA	-	-	一次+二次	38	332	8.73
サイフォンブ レーク弁	KV21-28	-	-	-	-	-	-	PCS-R-12の応答加速度	-	弁駆動部	応答加速度*	5.05*	6.00*	1.18
	KV21-29	-	-	-	-	-	-	PCS-R-14の応答加速度	-	弁駆動部	応答加速度*	5.87*	6.00*	1.02
使用済燃料貯蔵ラック (A型)		22.6		14.9	0.99	2.50	3	水平：1.2ZPA 鉛直：FRS読み取り値	1.0	基礎ボルト	引張	127	184	1.44
使用済燃料貯蔵ラック (B型)		20.9		13.5	0.99	2.61	3	水平：1.2ZPA 鉛直：FRS読み取り値	1.0	基礎ボルト	引張	105	134	1.27
前部水封用止板	1G~6G	770.1		2433.1	1.05	0.98	3, 9	1.2ZPA	-	中性子透過部	一次一般膜	80	151	1.88
	7R	606.4		2430.1	1.05	0.98	3, 9	1.2ZPA	-	中性子透過部	一次一般膜	73	151	2.06
	8T	251.5		1053.2	1.05	0.98	3, 9	1.2ZPA	-	中性子透過部	一次一般膜	57	151	2.64
	9C	53.2		262.7	1.05	0.98	3, 9	1.2ZPA	-	中性子透過部	一次一般膜	53	151	2.84

*単位：[G]

設備機器		固有振動数 [Hz]			地震荷重						評価結果				
					震度 [G]			使用質点		種類	減衰 [%]	応力が一番かかる部位	応力の種類	応力 [MPa]	許容 [MPa]
		水平		鉛直	水平	鉛直	原子炉建家 (原子炉本体)								
		NS	EW	UD	NS	EW		UD							
1次冷却系設備主配管	PCS-R-1	66.0	63.1	121.0	0.30	0.26	3, 9, (9, 10, 22, 23)	1.2ZPA	-	-	一次応力	10	133	13.30	
	PCS-R-2	92.5	47.5	150.1	0.30	0.26	3, 9	1.2ZPA	-	-	一次応力	10	133	13.30	
	PCS-R-3	19.2	16.3	68.7	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	21	133	6.33	
	PCS-R-4	16.3	10.2	31.1	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	1.0	-	一次応力	56	133	2.37	
	PCS-R-5	20.1	6.8	9.0	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	1.0	-	一次応力	67	133	1.98	
	PCS-R-6	8.6	23.9	8.6	-	-	3	時刻歴応答	2.0	-	一次応力	69	133	1.92	
	PCS-R-7	92.2	47.5	150.0	0.30	0.26	3, 9	1.2ZPA	-	-	一次応力	8	133	16.62	
	PCS-R-8	114.8	48.9	44.4	0.30	0.26	3, 9	1.2ZPA	-	-	一次応力	17	133	7.82	
	PCS-R-9	50.9	75.8	15.8	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	45	166	3.68	
	PCS-R-10	58.8	70.5	27.3	0.28	0.26	2, 3	1.2ZPA	-	-	一次応力	20	166	8.30	
	PCS-R-11	29.1	68.0	27.8	0.28	0.26	2, 3	1.2ZPA	-	-	一次応力	32	166	5.18	
一次冷却材熱交換器		15.3		33.6	0.48	0.25	2	鉛直: 1.2ZPA 水平: FRS読み取り値	1.0	基礎ボルト	引張	133	136	1.02	
2次冷却系設備主配管	SCS-R-1	4.2	4.2	4.4	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	1.0	-	一次応力	153	174	1.13	
	SCS-R-2	4.6	4.6	5.2	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	1.0	-	一次応力	87	143	1.64	
原子炉プール溢流タンク		14.0		55.9	0.82	-	2	1.2ZPA	-	基礎ボルト	引張	56	176	3.14	
重水溢流タンク		10.7		35.3	0.94	-	2	FRS読み取り値	1.0	基礎ボルト	引張	163	176	1.07	
ヘリウム圧縮機		9.2		108.4	1.51	0.25	2	水平: FRS読み取り値 鉛直: 1.2ZPA	1.0	圧縮機取付ボルト	引張	71	183	2.57	

設備機器		固有振動数 [Hz]			地震荷重						評価結果				
					震度[G]			使用質点			種類	減衰 [%]	応力が一番かかる部位	応力の種類	応力 [MPa]
		水平		鉛直	水平		鉛直	原子炉建家 (原子炉本体)							
		NS	EW	UD	NS	EW	UD								
重水系設備主配管	HWS-R-1	69.4	14.2	45.5	-	-	3, 9, (2, 3, 15, 16)	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	24	58	2.41	
	HWS-R-2	446.8	147.7	186.3	0.30	0.26	3, 9	1.2ZPA	-	-	一次応力	4	166	41.50	
	HWS-R-3	6.3	6.3	20.4	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	68	166	2.44	
	HWS-R-4	92.4	23.1	24.7	0.25	0.25	2	1.2ZPA	-	-	一次応力	17	166	9.76	
	HWS-R-5	11.3	22.6	22.6	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	107	166	1.55	
	HWS-R-6	20.7	14.8	14.3	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	25	166	6.64	
	HWS-R-7	458.4	143.7	170.3	0.30	0.26	3, 9	1.2ZPA	-	-	一次応力	4	166	41.50	
	HWS-R-8	113.1	24.4	41.4	-	-	3, 9, (5, 6, 18, 19)	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	10	58	5.80	
ヘリウム系設備主配管	HGS-R-1	20.7	42.4	29.5	-	-	3, 9, 10(1, 14)	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	11	58	5.27	
	HGS-R-2	20.1	7.1	41.8	-	-	3, 9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	71	166	2.33	
	HGS-R-3	13.9	33.5	83.9	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	36	166	4.61	
	HGS-R-4	10.5	27.1	26.7	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	1.0	-	一次応力	67	166	2.47	
	HGS-R-5	33.2	138.9	64.3	0.28	0.26	2, 3	1.2ZPA	-	-	一次応力	8	166	20.75	
	HGS-R-6	38.5	30.1	191.8	0.28	0.26	2, 3	1.2ZPA	-	-	一次応力	9	166	18.44	
	HGS-R-7	5.3	7.0	10.9	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	1.0	-	一次応力	122	131	1.07	
	HGS-R-8	16.1	14.1	17.9	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	42	166	3.95	
	HGS-R-9	20.1	7.1	41.8	-	-	3, 9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	71	166	2.33	
	HGS-R-10	15.9	12.8	12.4	-	-	3, 9, 10(1, 14)	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	21	58	2.76	

設備機器		固有振動数 [Hz]			地震荷重						評価結果				
					震度 [G]			使用質点			種類	減衰 [%]	応力が一番かかる部位	応力の種類	応力 [MPa]
		水平		鉛直	水平		鉛直	原子炉建家 (原子炉本体)							
		NS	EW	UD	NS	EW	UD								
重水ダンプ弁の 接続管	HWS-R-9	115.5	14.7	39.4	-	-	3, 9, (3, 4, 16, 17)	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	19	58	3.05	
	HWS-R-10	614.9	153.1	180.1	0.30	0.26	3, 9	1.2ZPA	-	-	一次応力	5	166	33.20	
	HWS-R-11	10.1	15.9	19.7	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	69	166	2.40	
上部遮蔽体	摺動遮蔽体	111.1		13.5	0.32	0.72	10	水平：1.2ZPA 鉛直：FRS読み取り値	1.0	摺動遮蔽体	組合せ	28	175	6.25	
	固定遮蔽体	22.7		17.5	0.32	0.27	10	1.2ZPA	-	接続ボルト	引張	118	257	2.17	
燃料搬送装置		6.5	16.7	9.5	1.01	0.66	1.28	10	FRS読み取り値	1.0	横行レール サポート	組合せ	93	243	2.61
ダクト	duct_a1	166.5	88.8	218.8	0.28	0.26	2, 3	1.2ZPA	-	-	一次応力	8	195	24.37	
	duct_a2	62.0	207.0	207.0	0.25	0.25	2	1.2ZPA	-	-	一次応力	5	195	39.00	
	duct_b	12.9	79.0	27.2	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	1.0	-	一次応力	19	200	10.52	
クライオスタット		9.3	9.3	54.8	-	-	9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	60	99	1.65	
ビームチューブ 接続管	1G~6G	1703.0	6.5	6.5	-	-	3, 9, (4, 5, 17, 18)	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	5	173	34.60	
	7R	1569.1	3.2	3.2	-	-	3, 9, (4, 5, 17, 18)	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	4	173	43.25	
	8T	1409.6	4.1	4.1	-	-	3, 9, (4, 5, 17, 18)	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	13	173	13.30	
	9C	1515.3	5.1	5.1	-	-	3, 9, (4, 5, 17, 18)	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	4	173	43.25	
核計装案内管		6.4			-	3.70	3, 9, 10	水平：スペクトルモーダル 鉛直：FRS読み取り値	0.5	案内管	組合せ	42	62	1.47	
炉室排気系ダクト	RBE-1	9.2	86.7	9.1	-	-	2, 3	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	15	239	15.93	
	RBE-2	9.3	12.5	65.3	-	-	2, 3, 4, 5, 6, 7, 8	スペクトルモーダル	1.0	-	一次応力	62	233	3.75	
実験利用設備排気系 主ダクト	LEE-1	15.5	24.9	21.5	0.18	-	2, 3	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	14	143	10.21	
炉室給気系主ダクト	RBS-1	75.3	11.2	10.9	0.18	-	2, 3	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	20	239	11.95	

設備機器		固有振動数 [Hz]			地震荷重						評価結果				
					震度 [G]			使用質点			種類	減衰 [%]	応力が一番かかる部位	応力の種類	応力 [MPa]
		水平		鉛直	水平	鉛直		原子炉建家 (原子炉本体)							
		NS	EW	UD	NS	EW	UD								
水力照射設備主配管	EXP-HR-A-1	7.9	8.6	30.8	-	-	3, 9, 10 (1, 6, 7, 14, 19, 20)	スペクトルモーダル	1.0	-	一次応力	37	61	1.64	
	EXP-HR-A-2	14.2	8.3	19.3	-	-	3, 9, 10 (1, 6, 7, 14, 19, 20)	スペクトルモーダル	1.0	-	一次応力	23	61	2.65	
	EXP-HR-A-3	68.9	19.4	15.5	-	-	9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	58	192	3.31	
	EXP-HR-A-4	49.9	11.1	12.9	-	-	9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	110	192	1.74	
	EXP-HR-A-5	77.8	12.8	14.9	-	-	9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	91	192	2.10	
	EXP-HR-A-6	89.3	13.1	16.5	-	-	9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	82	192	2.34	
	EXP-HR-A-7	673.1	18.8	15.6	-	-	9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	58	192	3.31	
	EXP-HR-A-8	50.6	11.3	13.6	-	-	9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	102	192	1.88	
	EXP-HR-A-9	89.3	13.1	16.5	-	-	9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	82	192	2.34	
	EXP-HR-A-10	50.6	11.3	13.6	-	-	9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	102	192	1.88	
	EXP-HR-A-11	25.2	22.1	124.2	0.32	0.27	3, 9, 10	1.2ZPA	-	-	一次応力	15	192	12.80	
	EXP-HR-A-12	48.5	23.4	30.3	0.32	0.27	3, 9, 10	1.2ZPA	-	-	一次応力	34	192	5.64	
	EXP-HR-A-13	44.5	17.5	27.1	-	-	3, 9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	44	192	4.36	
	EXP-HR-A-14	27.9	17.4	122.3	-	-	3, 9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	22	192	8.72	
気送照射設備主配管	EXP-PN-A-01	10.3	12.9	16.8	-	-	3, 9, 10 (1, 6, 7, 14, 19, 20)	スペクトルモーダル	1.0	-	一次応力	27	55	2.03	
	EXP-PN-A-02	12.1	10.2	15.6	-	-	3, 9, 10 (1, 6, 7, 14, 19, 20)	スペクトルモーダル	1.0	-	一次応力	27	55	2.03	
	EXP-PN-A-03	536.4	23.0	21.5	0.32	0.27	9, 10	1.2ZPA	-	-	一次応力	25	164	6.56	
	EXP-PN-A-04	77.8	12.7	14.9	-	-	9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	78	164	2.10	
	EXP-PN-A-05	550.9	22.8	21.4	0.32	0.27	9, 10	1.2ZPA	-	-	一次応力	25	164	6.56	
	EXP-PN-A-06	49.7	11.0	12.9	-	-	9, 10	スペクトルモーダル	0.5	-	一次応力	94	164	1.74	
放射化分析用照射設備主配管	EXP-PH-A-01	7.0	13.3	32.8	-	-	3, 9, 10 (1, 4, 5, 14, 17, 18)	スペクトルモーダル	1.0	-	一次応力	35	61	1.74	

設備機器		固有振動数 [Hz]			地震荷重						評価結果				
					震度[G]			使用質点			種類	減衰 [%]	応力が一番かかる部位	応力の種類	応力 [MPa]
		水平		鉛直	水平		鉛直	原子炉建家 (原子炉本体)							
		NS	EW	UD	NS	EW	UD								
1次冷却系設備 主配管	PCS-R-1	66.0	63.1	121.0	1.05	0.98	3, 9, (9, 10, 22, 23)	1.2ZPA	-	-	一次+二次	54	266	4.92	
	PCS-R-8	114.8	48.9	44.4	1.05	0.98	3, 9	1.2ZPA	-	-	一次+二次	66	266	4.03	
上部遮蔽体	摺動遮蔽体	111.1		13.5	1.21	2.60	10	水平：1.2ZPA 鉛直：FRS読み取り値	1.0	摺動遮蔽体	組合せ	57	210	3.68	
	固定遮蔽体	22.7		17.5	1.21	0.98	10	1.2ZPA	-	接続ボルト	引張	245	252	1.02	
クライオスタット		7.6	7.6	17.2	-	-	10	時刻歴応答	0.5	-	一次+二次	140	198	1.41	

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第六条	地震による損傷の防止	有	—	以下に示すとおり

該当条文

第六条（地震による損傷の防止）

試験研究用等原子炉施設は、これに作用する地震力（試験炉許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力をいう。）による損壊により公衆に放射線障害を及ぼすことがないものでなければならない。

2 耐震重要施設（試験炉許可基準規則第三条第一項に規定する耐震重要施設をいう。以下この条において同じ。）は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（試験炉許可基準規則第四条第三項に規定する地震力をいう。）に対してその安全性が損なわれるおそれがないものでなければならない。

3 耐震重要施設は、試験炉許可基準規則第四条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないものでなければならない。

適合性について

第六条（地震による損傷の防止）

1. 本申請に係る設備機器は、地震により発生するおそれのある公衆への影響を防止する観点から、耐震重要度に応じた耐震性を有する構造となっている。
2. 本申請に係る下部遮蔽体、サイフォンブレーク弁、中性子吸収体、制御棒駆動装置、前部水封用止板、使用済燃料貯蔵ラックは、原子炉設置変更許可申請書添付書類六「5. 地震」に示す基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計されている。
3. 本申請に係る下部遮蔽体、サイフォンブレーク弁、中性子吸収体、制御棒駆動装置、前部水封用止板、使用済燃料貯蔵ラックが設置されている原子炉建家周辺には、基準地震動による地震力に対して、耐震重要施設の安全機能に重大な影響を与えるような崩壊を起こす斜面がないため、上記設備機器の安全性が損なわれるおそれがない。

参考

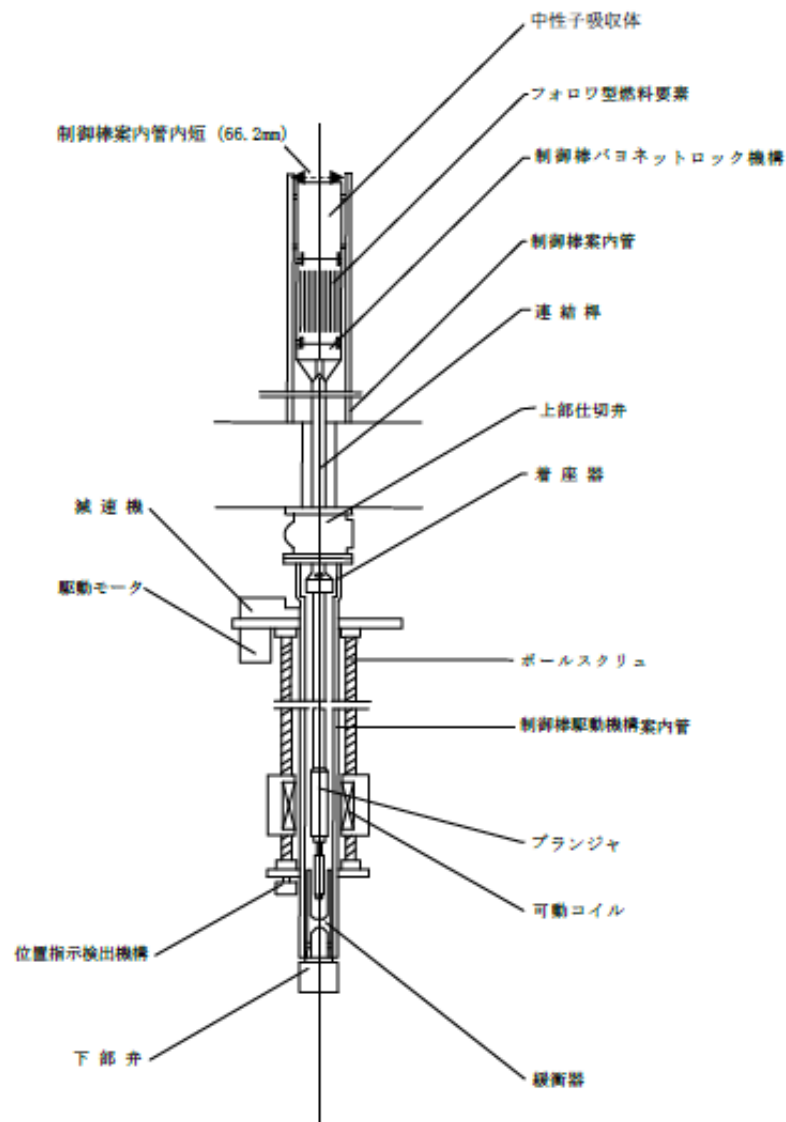
添付書類4. 制御棒の挿入性に係る説明書(制御棒駆動機構)

概要

JRR-3の制御棒系は制御棒系概略図に示すように中性子吸収体、フォロー型燃料要素、制御棒案内管、制御棒駆動機構管内駆動部(制御棒バヨネットロック機構、連結桿、着座器、プランジャ、緩衝器)、制御棒駆動機構管外駆動部(上部仕切弁、減速機、駆動モータ、ボールスクリュ、可動コイル、位置指示検出機構)、制御棒駆動機構案内管、下部弁より構成される。

制御棒(以下「制御棒」という場合は、中性子吸収体、フォロー型燃料要素及び制御棒駆動機構管内駆動部から構成されるものを指す。)挿入性の考え方としては、中性子吸収体及びフォロー型燃料の制御棒案内管に対する挿入性と、制御棒駆動機構管内駆動部の制御棒駆動機構案内管に対する挿入性の2つを確認する必要がある。

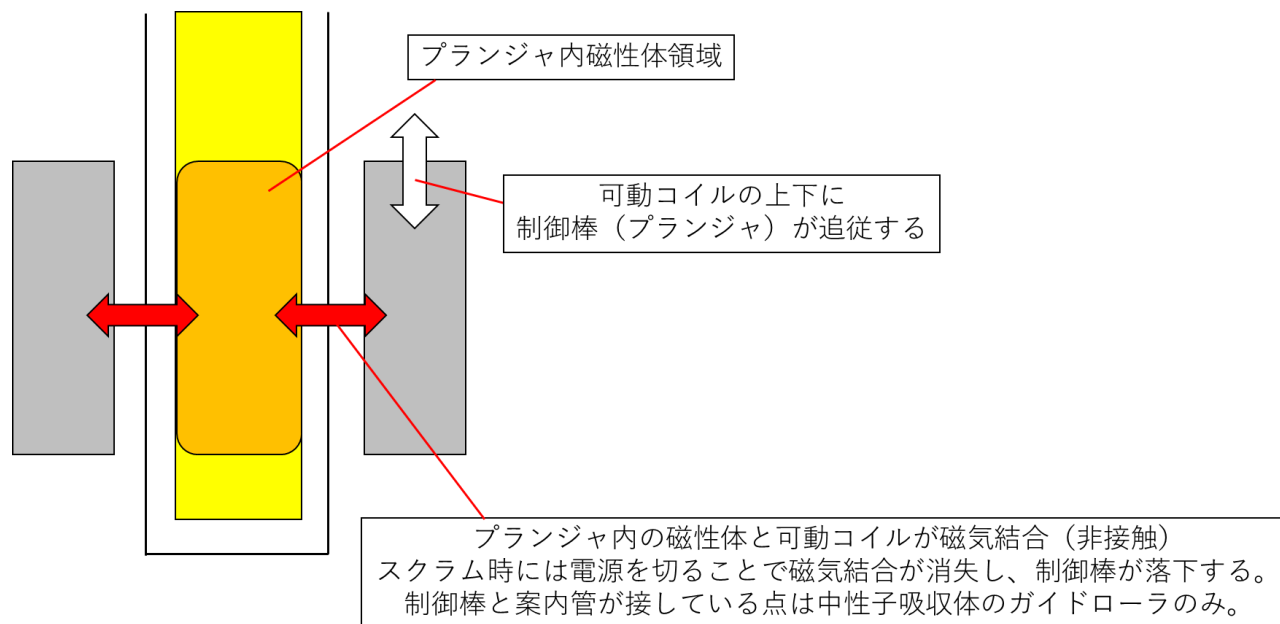
本説明書では、制御棒駆動機構管内駆動部の制御棒駆動機構案内管に対する挿入性について説明する。なお、中性子吸収体及びフォロー型燃料の制御棒案内管に対する挿入性については「JRR-3の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書(その11)」にて説明している。



制御棒系概略図

制御棒の特徴

JRR-3の制御棒は原子炉プール内で水中に浮いた状態で中性子吸収体のガイドローラ及びプランジャと可動コイルの磁気結合によって保持されているため、制御棒案内管及び制御棒駆動機構案内管と剛な支持点を持たない構造となっている。原子炉設置変更許可申請書に記載したとおり、JRR-3の制御棒のスクラム時の駆動方式は、重力による落下方式であり、スクラム信号検知から制御棒が炉心に挿入されるまでの時間は最大1秒である(スクラム時全ストロークの80%挿入時間)。また、スクラム時には可動コイルとプランジャとの磁気結合が切れるため、構造上、一度スクラム信号により挿入された制御棒が、自動で引き抜かれることはない。

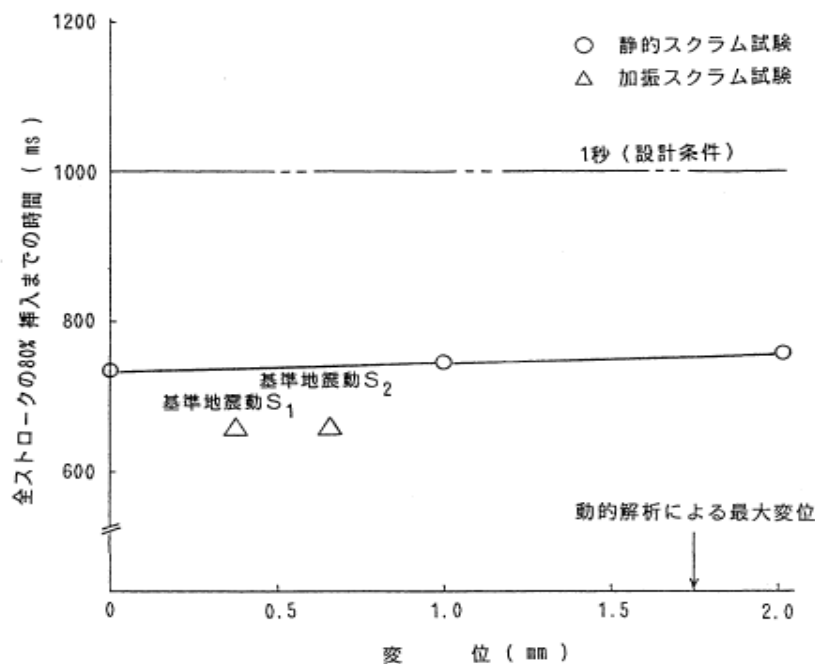


制御棒駆動機構の仕組みイメージ図

制御棒駆動機構管内駆動部の挿入性の考え方

制御棒駆動機構管内駆動部の挿入性に関しては、設置時に静的試験及び加振試験を実施しており、制御棒駆動装置の地震による変位が2mmまでは規定時間(スクラム挿入時間1秒以下)を満足することを確認している(下図にスクラム機能試験結果を示す)。

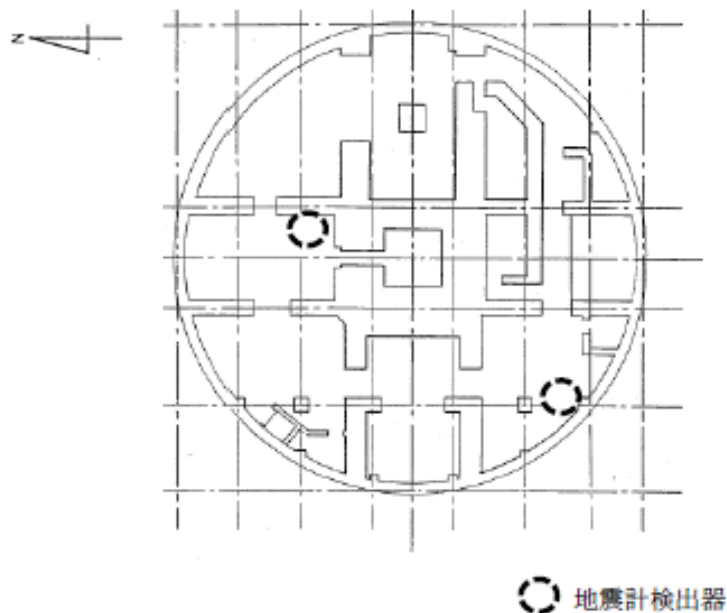
このため、新たに策定した基準地震動による制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の変位(スクラム検知時刻+1秒までについて検討を行う)が2mm以内であれば、挿入性に影響はないことを確認できる。



スクラム機能試験結果

地震計の概要

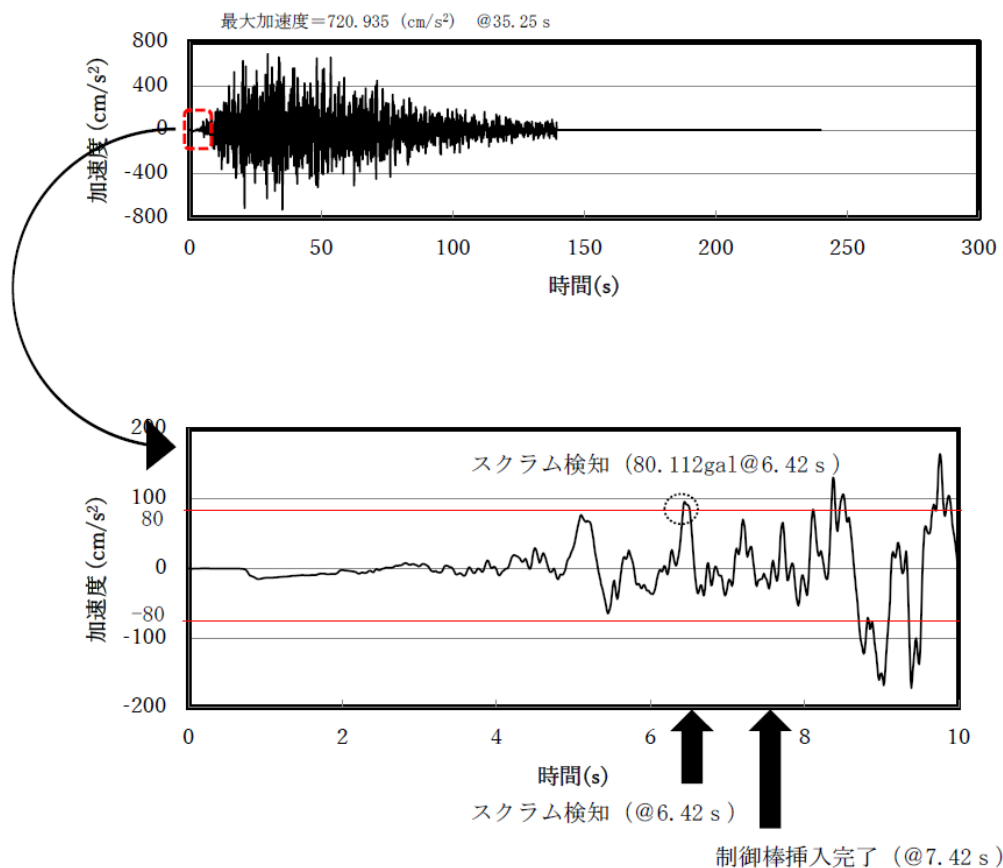
JRR-3においては、地震に対する考慮として、安全保護系に「水平地震動大」及び「鉛直地震動大」を設けている。そのスクラム設定値は水平80gal、鉛直40galである。次に、地震計検出器について説明する。地震計検出器が設置されている原子炉建家は、直径32.8m、地上高さ21.75m(地上1階)、地下深さ9.95m(地下1階)で上部にドーム形状の鉄骨屋根を持つ円筒形の鉄筋コンクリート造の建家である。以下に示すように、原子炉建家地階(GL-7.3m)の南北にA系検出器、B系検出器と1系統ずつ設けられている。



原子炉建家地階(GL-7.3m)地震計検出器設置場所

制御棒駆動機構管内駆動部の挿入性を考慮すべき時間

制御棒駆動機構管内駆動部の挿入性を考慮すべき時間は、地震到達からスクラム検知及び制御棒挿入までの間である。以下に例として原子炉建家地階(GL-7.3m)における基準地震動Ss-D(NS方向)の床応答の時刻歴を示す。この場合は、地震到達から6.42s後に80.112galに達し、原子炉はスクラムする(NS方向のみを考慮した場合)。



制御棒駆動機構管内駆動部の挿入性を考慮すべき時間

各基準地震動のスクラム検知時刻を以下のスクラム検知時刻一覧表に示す。各地震波の成分(水平2方向及び鉛直方向)のうち、最短のスクラム検知時刻がその地震動におけるスクラム検知時刻となるため、スクラム検知時刻一覧表から各基準地震動に対して、制御棒駆動機構管内駆動部の挿入性を確認すべき時刻の範囲(スクラム検知時刻 + 制御棒挿入時間1秒)は検討範囲一覧表のとおりとなる。

スクラム検知時刻一覧表

地震波	方向	時刻 (秒)	加速度 (gal)
Ss-D	水平 (NS)	6.42	80.112
	水平 (EW)	6.43	90.261
	鉛直	5.23	53.112
Ss-1	水平 (NS)	15.87	82.271
	水平 (EW)	16.29	80.602
	鉛直	13.44	50.457
Ss-2	水平 (NS)	16.29	92.054
	水平 (EW)	18.22	84.365
	鉛直	13.59	42.955
Ss-3	水平 (NS)	15.89	81.790
	水平 (EW)	17.04	86.415
	鉛直	12.53	40.763
Ss-4	水平 (NS)	85.18	81.991
	水平 (EW)	84.70	88.500
	鉛直	79.80	48.778

検討範囲一覧表

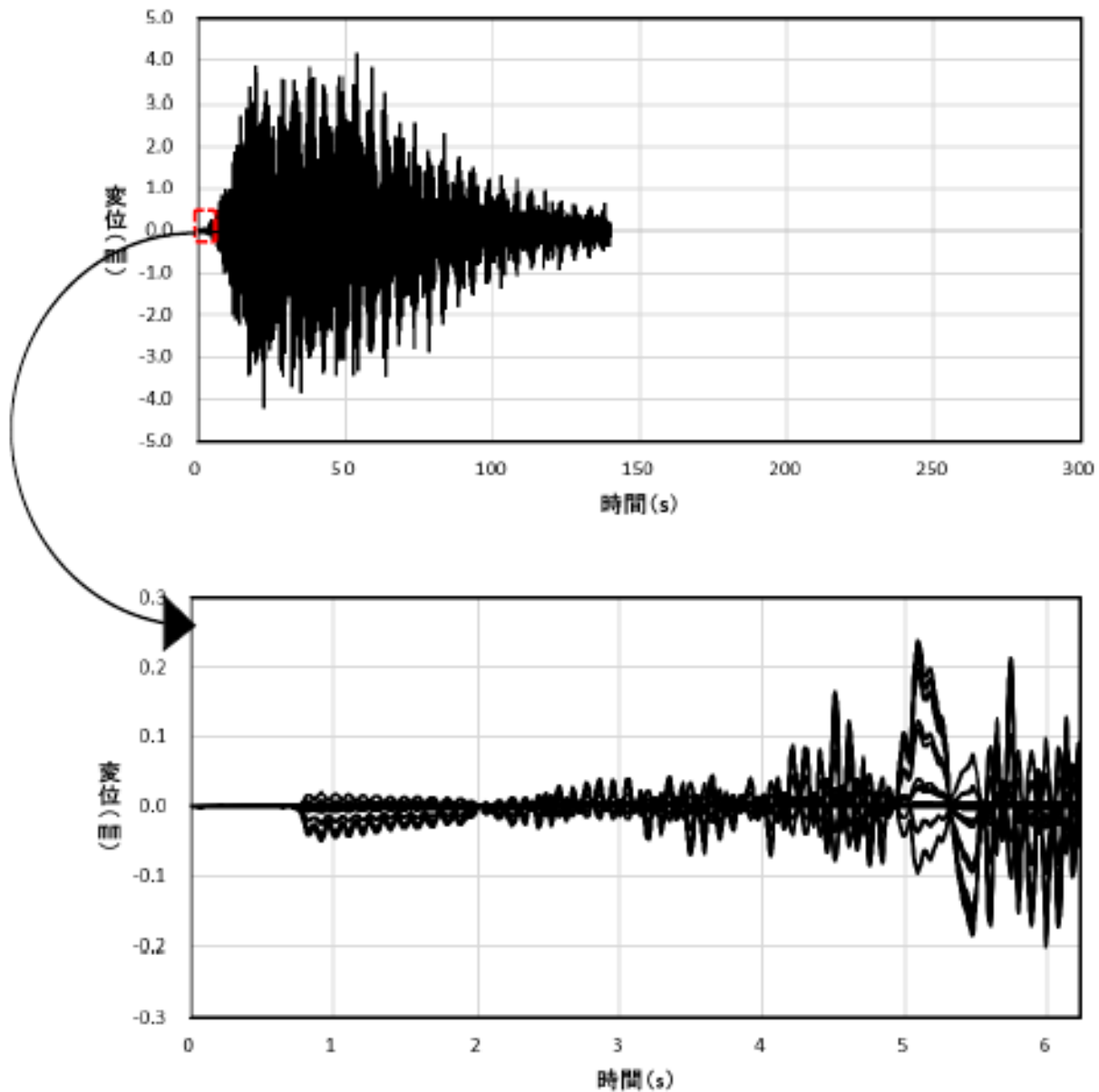
地震波	検討範囲 (秒)
Ss-D	0~6.23
Ss-1	0~14.44
Ss-2	0~14.59
Ss-3	0~13.53
Ss-4	0~80.80

地震時における制御棒駆動機構管内駆動部の挿入機能の検討

地震時における制御棒駆動機構管内駆動部の挿入時間が規定挿入時間以内であることを次の方法で確認する。

- 1) 基準地震動 S_s 時における制御棒駆動装置の地震到達からスクラム検知及び制御棒挿入時間までの最大変位を、多質点系モデルを用いた時刻歴応答解析による動的解析により求める。
- 2) 平成2年の原子炉改造時に実施した制御棒及び制御棒駆動装置の実規模の供試体を用いた、 S_2 地震時の変位を模擬した静的スクラム試験及び基準地震動 S_2 による加振試験を行った結果から、制御棒駆動装置の最大変位が2mm以内であれば、スクラム時間は規定時間の1秒以下を満足する(P3.スクラム試験結果参照)。したがって、1)の結果が2mm以内であることを確認出来れば、制御棒は規定挿入時間内に炉心に挿入される。

次ページに例として、基準地震動 S_s-D 時のX方向の制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の変位の時刻歴を示す。なお、当該時刻歴は制御棒駆動機構評価モデルの質点1～質点15の変位を全て重ねたものである。この場合は、スクラム検知から制御棒の挿入が完了する6.23秒までの間の、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管のX方向の変位は0.2mm程度となる。

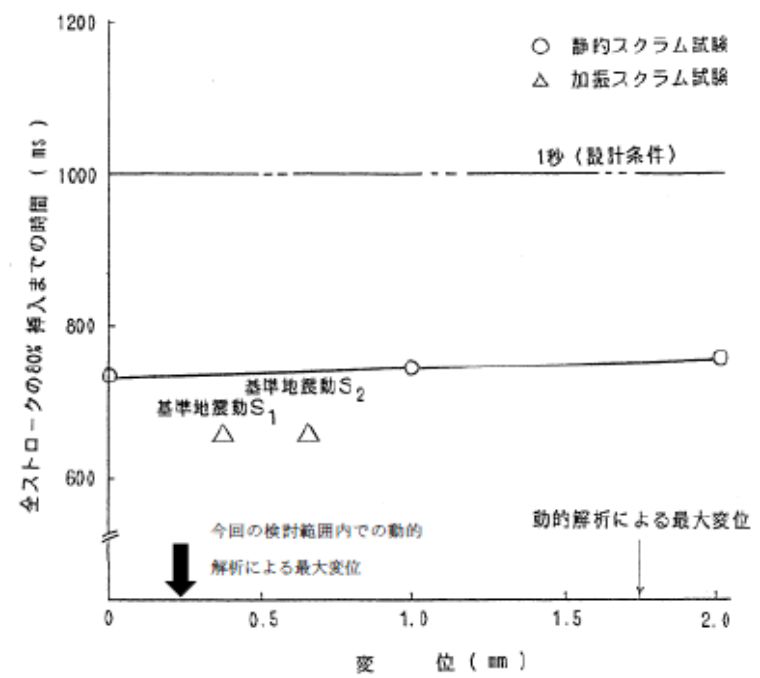


基準地震動S_s-D時のX方向の制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の変位

まとめ

評価結果から、今回新たに策定した基準地震動における制御棒駆動装置の変位は平成2年の原子炉改造時に認可を受けたもの(JRR-3の改造(その5))に比べ、十分小さいことから(下図参照)、基準地震動時においても制御棒駆動機構管内駆動部は制御棒駆動機構案内管に対し、十分な挿入性を有している。

なお、鉛直方向はJRR-3の制御棒が重力落下方式であり、制御棒の挿入性を確認すべき時刻までの間に、鉛直上向きに自重(1G = 980gal)に比べ過度の加速度がかかることがないため、検討から除外する。



スクラム試験結果と今回の動的解析結果の比較

原子炉建家の負圧維持 及び漏えい率に係る設計

【JRR-3設工認その13 第16編】

令和2年6月10日

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

概要

JRR-3原子炉施設の負圧の維持及び建家の漏えい率は、原子炉格納施設を構成する原子炉建家、原子炉建家排気設備、原子炉建家換気空調設備(通常運転時)、非常用排気設備(放射性物質の放出を伴う設計基準事故時)により達成される。本申請は、これらの設備の機能により、原子炉建家が所定の漏えい率を満たし、負圧の維持が可能であることを確認するものである。なお、本申請に係る設備は全て既設もしくは認可済みであり、本申請にて新たに工事を実施するものではない。

構成及び申請範囲

原子炉格納施設は、次の各構造等から構成される。

- (1) 構造
- (2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率
- (3) その他の主要な構造

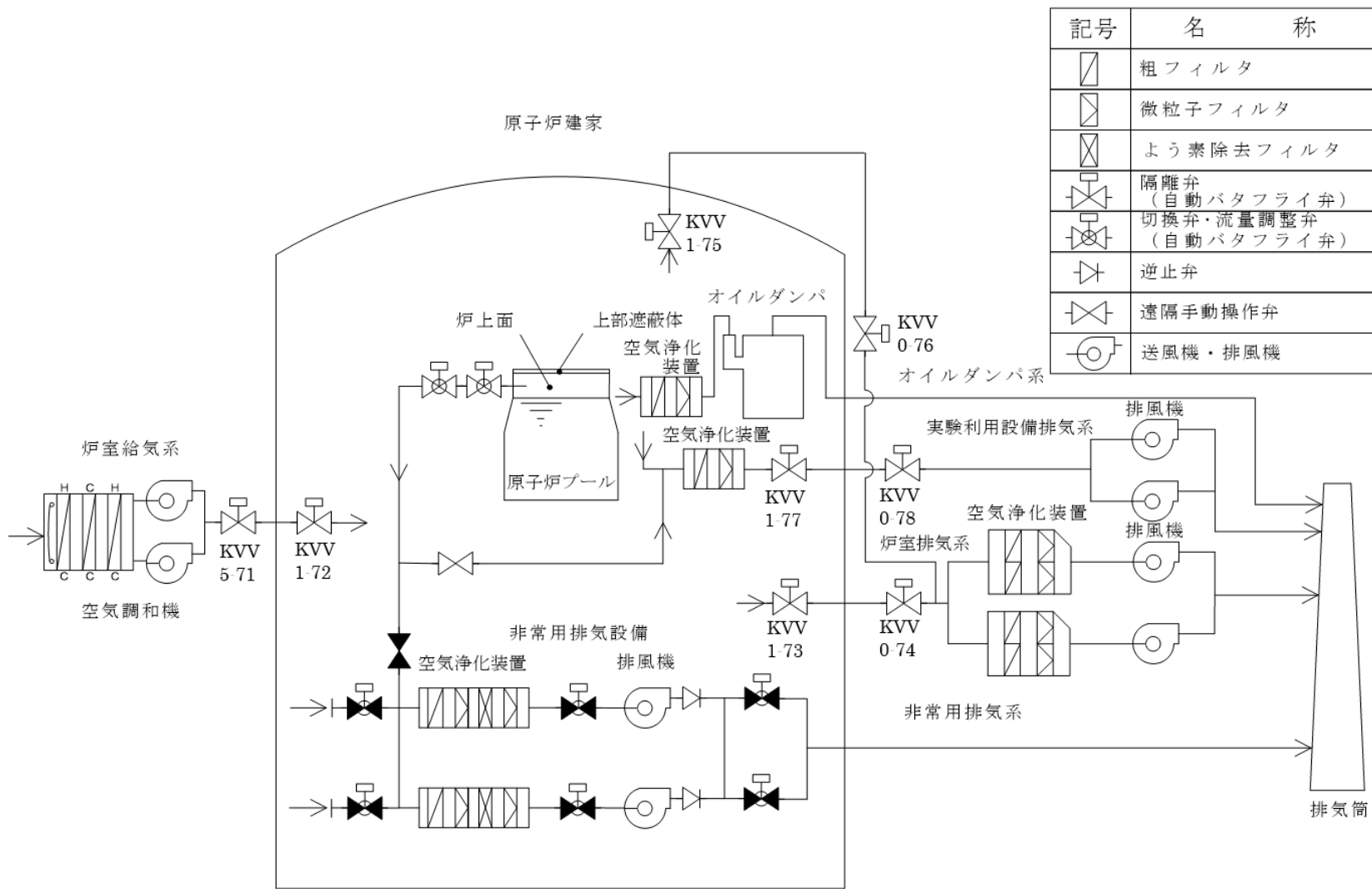
今回申請する範囲は、原子炉格納施設の(2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率のうち、原子炉建家の負圧の維持及び建家の漏えい率の設計に関するものである。負圧維持に係る設備及び漏えい率に係る設備を以下に示す。また、原子炉建家換気系設備の系統図を次ページに示す。

イ. 負圧維持に係る設備

原子炉建家		円筒壁
		屋根
原子炉建家排気設備	炉室排気系	排風機 主ダクト
	実験利用設備排気系	排風機 主ダクト
	オイルダンパ系	オイルダンパ 主ダクト
原子炉建家換気空調設備	炉室給気系	空気調和機 主ダクト
非常用排気設備		排風機
		主ダクト

ロ. 漏えい率に係る設備

原子炉建家		円筒壁
		屋根
原子炉建家排気設備	炉室排気系	隔離弁
	実験利用設備排気系	隔離弁
	オイルダンパ系	オイルダンパ
原子炉建家換気空調設備	炉室給気系	隔離弁



原子炉建家換気系設備系統図

設計条件

- (1) 原子炉建家について、構成及び申請範囲に示したイ. 負圧維持に係る設備の機能により通常運転時及び放射性物質の放出を伴う設計基準事故時において負圧の維持ができること。
- (2) 原子炉建家について、構成及び申請範囲に示したロ. 漏えい率に係る設備の機能により以下に示す漏えい率を満たすこと。

設計圧力	常圧
設計温度	常温
漏えい率	10%/日以下 (原子炉建家内負圧約20mm水柱(約196Pa))

設計仕様

(1) 負圧維持に係る設備

通常運転時の負圧維持は、給排気量が一定であることにより担保されるため、原子炉建家屋根の新設による建家容積の変化の影響はない。

また、非常用排気設備作動時は、建家の給気が停止した状態で排風機による排気のみとなり、負圧が極度に高くなるとオイルダンパ系より吸気される。このため、原子炉建家屋根の新設による建家容積の変化の影響はない。

名称		仕様	
原子炉建家		円筒壁	鉄筋コンクリート造
		屋根	鉄骨造
原子炉建家排気設備	炉室排気系	排風機	型式 遠心式 容量 20600(Nm ³ /h/個) 個数 2
		主ダクト	主要材料 SS41(SS400)
	実験利用設備排気系	排風機	型式 遠心式 容量 4400(Nm ³ /h/個) 個数 2
		主ダクト	主要材料 SS41(SS400)又はSGP
	オイルダンパ系	オイルダンパ	型式 油入式 油面の高さ 48(mm) 主要材料 SS41(SS400) 個数 1
		主ダクト	主要材料 SGP
原子炉建家換気空調設備	炉室給気系	空気調和機(送風機)	容量 25000(Nm ³ /h/個) 個数 2
		主ダクト	主要材料 SS41(SS400)
非常用排気設備		排風機	型式 遠心式 容量 90(Nm ³ /h/個) 個数 2
		主ダクト	主要材料 SUS304TP(原子炉建家内) STPG38(STPG370)

設計仕様

(2) 原子炉建家の漏えい率に係る設備

原子炉建家の漏えい率は、原子炉建家とその貫通部の気密性により担保されるため、原子炉建家屋根の新設による建家容積の変化の影響はない。

名称		仕様		
原子炉建家		円筒壁	鉄筋コンクリート造	
		屋根	鉄骨造	
原子炉建家排気設備	オイルダンパ系	オイルダンパ	形式 油入式、油面の高さ 48(mm) 主要材料 SS41(SS400)、個数 1	
隔離弁	原子炉建家排気設備	炉室排気系	KVV1-75	主要寸法(呼び径A) 600、主要材料 SCS13 駆動方式 空気作動、個数 1 設置箇所 原子炉建家内側
			KVV1-73	主要寸法(呼び径A) 900、主要材料 SCPH2 駆動方式 空気作動、個数 1 設置箇所 原子炉建家内側
			KVV0-76	主要寸法(呼び径A) 600、主要材料 SCS13 駆動方式 空気作動、個数 1 設置箇所 原子炉建家外側
			KVV0-74	主要寸法(呼び径A) 900、主要材料 SCPH2 駆動方式 空気作動、個数 1 設置箇所 原子炉建家外側
	実験利用設備排気系	KVV1-77	主要寸法(呼び径A) 500、主要材料 SCS13 駆動方式 空気作動、個数 1 設置箇所 原子炉建家内側	
		KVV0-78	主要寸法(呼び径A) 500、主要材料 SCS13 駆動方式 空気作動、個数 1 設置箇所 原子炉建家外側	
	原子炉建家換気空調設備	炉室給気系	KVV1-72	主要寸法(呼び径A) 1100、主要材料 SCPH2 駆動方式 空気作動、個数 1 設置箇所 原子炉建家内側
			KVV5-71	主要寸法(呼び径A) 1100、主要材料 SCPH2 駆動方式 空気作動、個数 1 設置箇所 原子炉建家外側

(1) 性能検査(負圧維持機能確認検査)

ア. 原子炉建家排気設備及び原子炉建家換気空調設備(以下「給排気設備」という。)

- ・方 法 : 給排気設備が通常運転の状態において、負圧が維持されていることを確認する。
- ・判 定 : 給排気設備が通常運転の状態において、負圧が維持されていること。

イ. 非常用排気設備

- ・方 法 : 給排気設備が通常運転の状態から、非常用排気設備を作動させ、給排気設備が停止した状態でも原子炉建家の負圧が維持されることを確認する。
- ・判 定 : 非常用排気設備を作動させ、給排気設備が停止した状態でも負圧が維持されること。

(2) 漏えい率検査(原子炉建家漏えい率検査)

- ・方 法 : 給排気設備を停止し、隔離弁を閉止させた後、原子炉建家内を所定圧力まで加圧し、原子炉建家内の圧力及び温度を計測し、漏えい率を算出する。
- ・判 定 : 算出した漏えい率が、10%/日以下であること。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
第一条～第三十六条		無	—	—
第三十七条	原子炉格納施設	有	第1項 第1号	以下に示す。
第三十八条～第七十一条		無	—	—

該当条文

第三十七条(原子炉格納施設)

試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉格納施設が設けられていなければならない。

- 一 通常運転時に、その内部を負圧状態に維持し得るものであり、かつ、所定の漏えい率を超えることがないものであること。ただし、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない場合にあつては、この限りでない。
- 二 設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、原子炉格納施設から放出される放射性物質を低減するものであること。ただし、公衆に放射線障害を及ぼすおそれがない場合にあつては、この限りでない。

適合性について

1. 通常運転時に原子炉建家内を適切な負圧に維持できるよう原子炉建家排気設備及び原子炉建家換気空調設備を設けている。また、原子炉建家、原子炉建家排気設備及び原子炉建家換気空調設備は、原子炉建家の漏えい率が10%/日以下となるよう設計されている。
2. 非常用排気設備については、「JRR-3の改造(その5)」(昭和61年12月26日付け61原研19第35号をもって申請し、昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号をもって認可)にて認可を受け、平成2年10月16日付け60安(原規)第173号をもって使用前検査に合格しているため、本申請の申請範囲外である。