

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)

令和2年6月24日

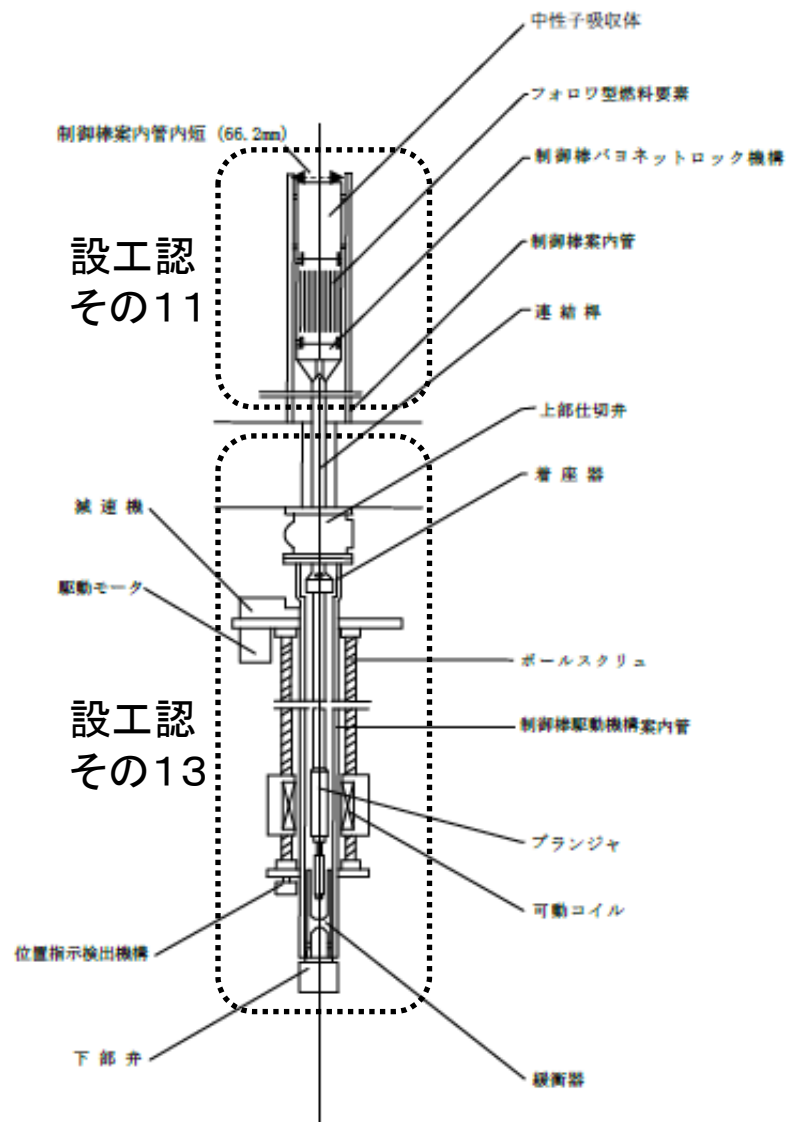
日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

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。)の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要素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。

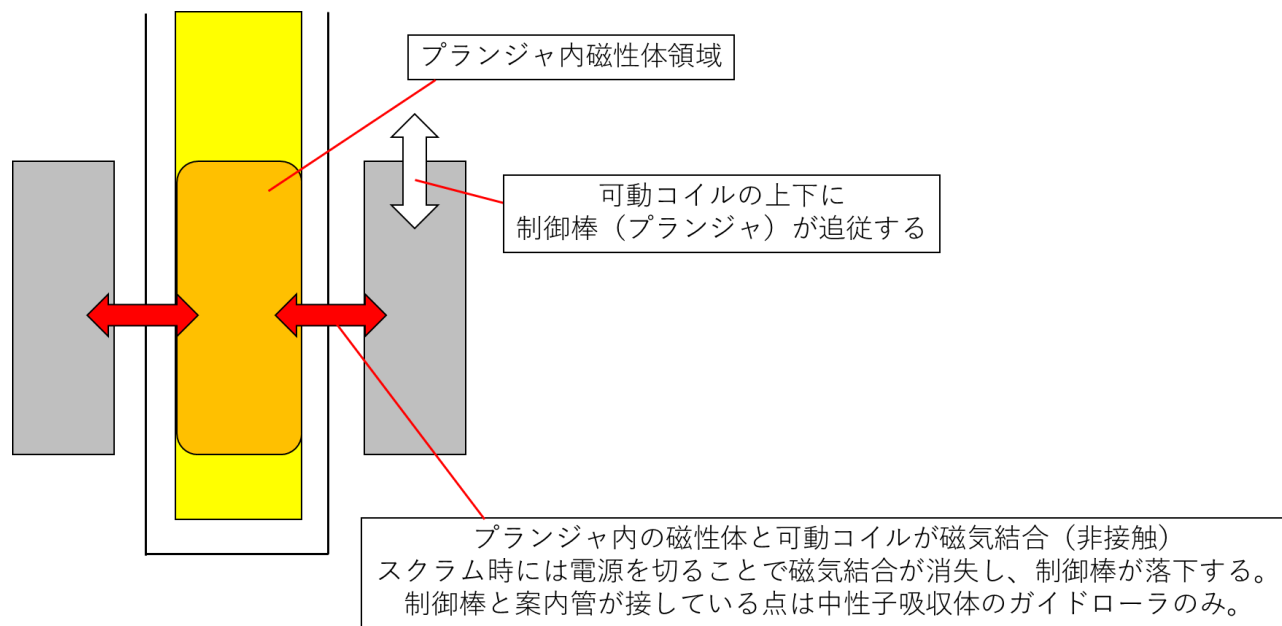
本説明書では、制御棒駆動機構管内駆動部の制御棒駆動機構案内管に対する挿入性について説明する。なお、中性子吸収体及びフォロー型燃料要素の制御棒案内管に対する挿入性については「JRR-3の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書(その11)」にて説明している。



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1秒以内である(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。



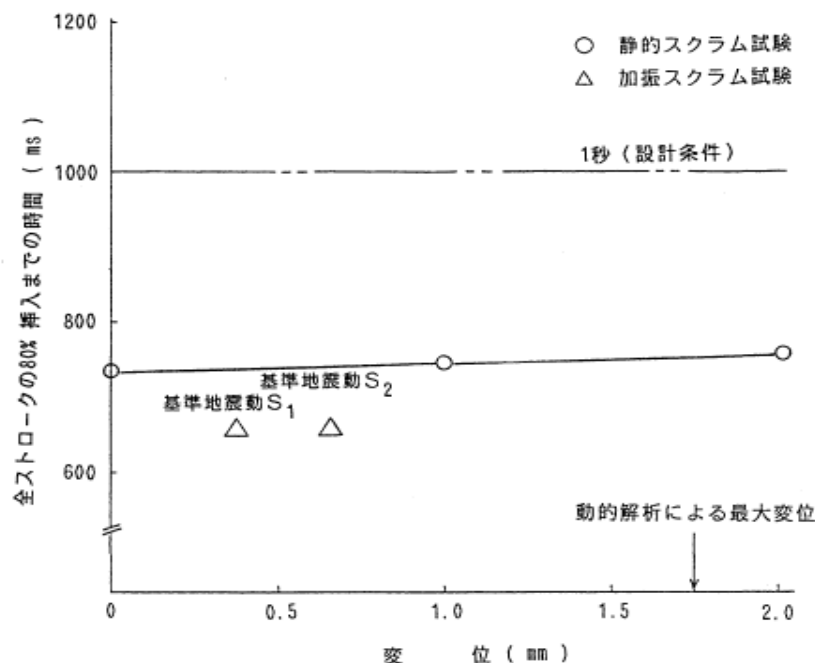
制御棒駆動機構の仕組みイメージ図

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。

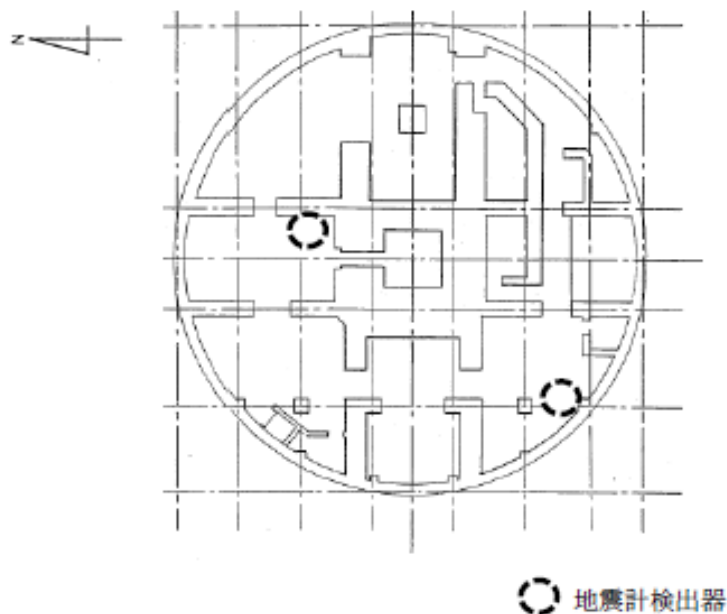
※以降、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管を併せて「制御棒駆動装置」と呼ぶ。



スクラム機能試験結果

地震計の概要

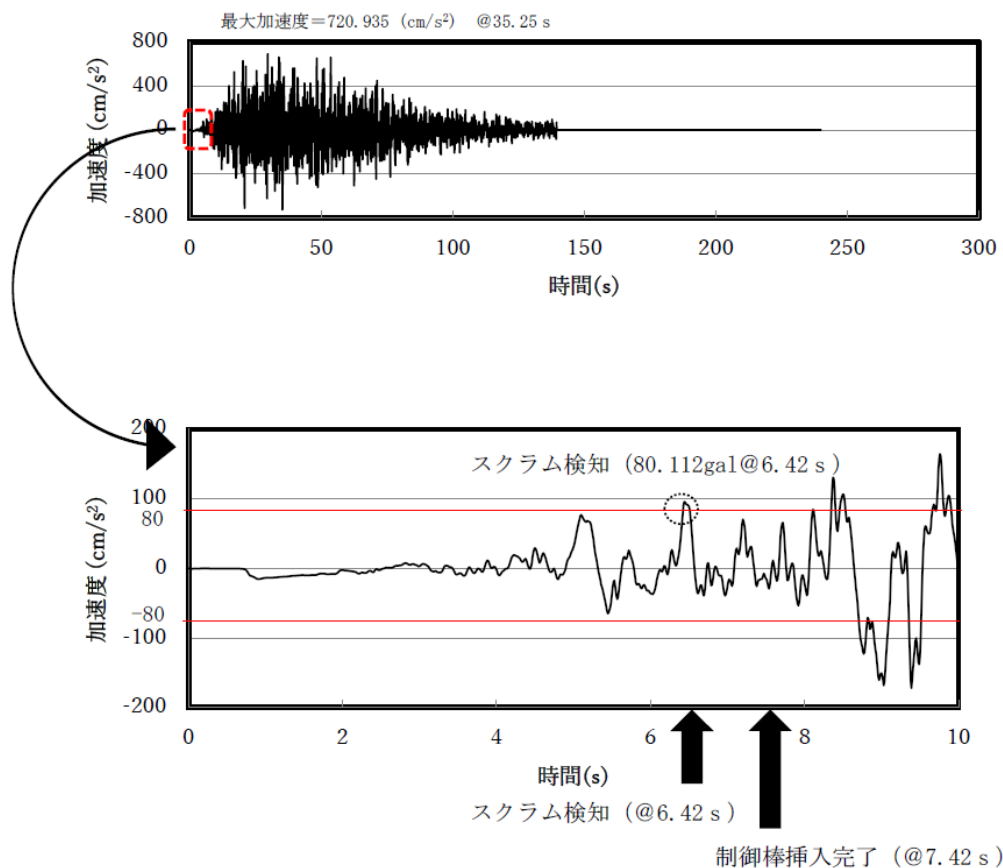
JRR-3においては、地震に対する考慮として、安全保護系に「水平地震動大」及び「鉛直地震動大」を設けている。そのスクラム設定値は水平80gal、鉛直40galである。次に、地震計検出器について説明する。地震計検出器が設置されている原子炉建家は、直径32.8m、地上高さ21.75m(地上1階)、地下深さ9.95m(地下1階)で上部にドーム形状の鉄骨屋根を持つ円筒形の鉄筋コンクリート造の建家である。以下に示すように、原子炉建家地階(GL-7.3m)の南北にA系検出器、B系検出器と1系統ずつ設けられている。



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6.42秒後に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

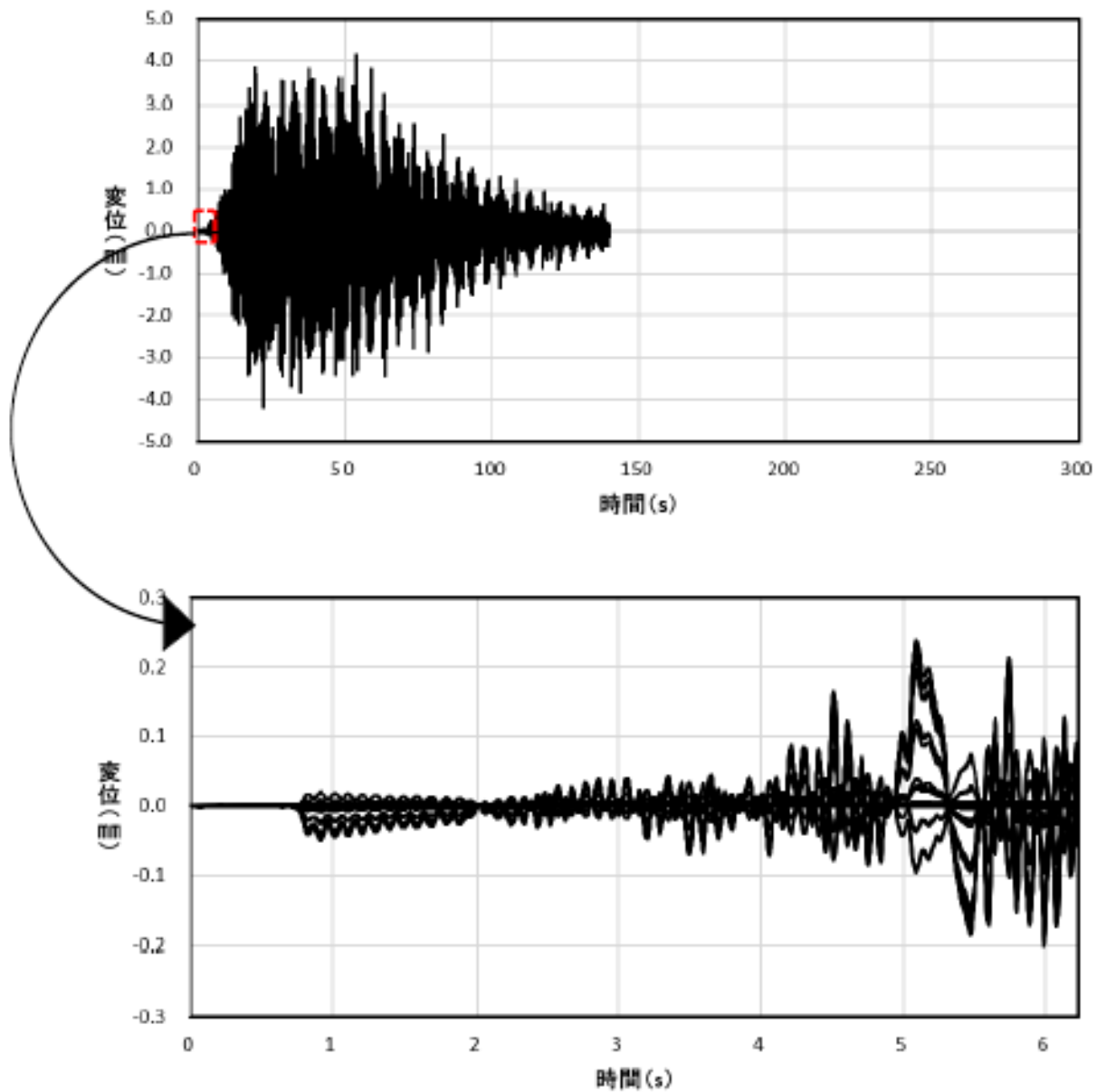
地震波	検討範囲 (秒)
Ss-D	0~6.23
Ss-1	0~14.44
Ss-2	0~14.59
Ss-3	0~13.53
Ss-4	0~80.80

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。

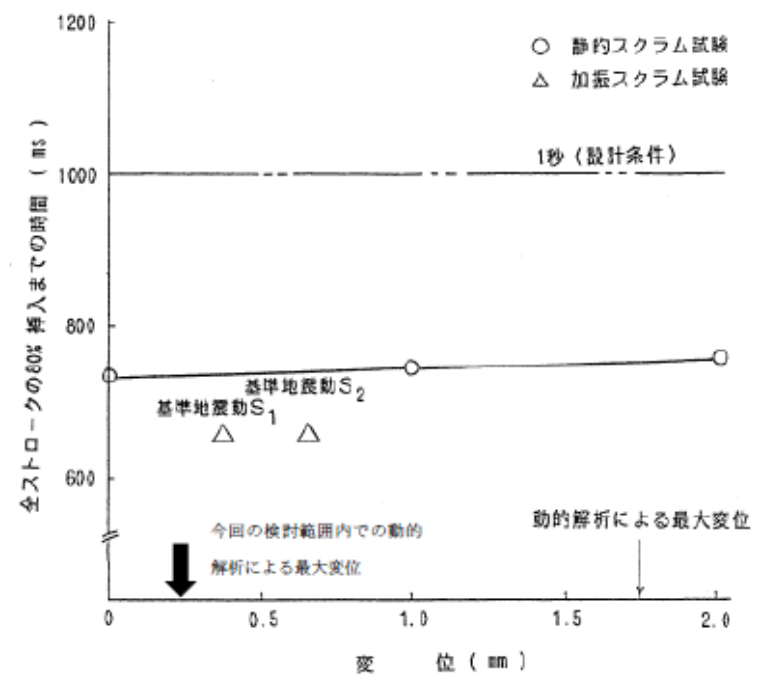


基準地震動S_s-D時のX方向の制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の変位

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

資料R3-200-3
資料R3-199-4改

内部溢水影響評価

【JRR-3設工認その13 第6編】

令和2年6月24日

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則

第十九条(溢(いつ)水による損傷の防止)

試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内における溢(いつ)水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

- 2 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置が講じられたものでなければならない。

①第十九条第一項の要求事項

- ・内部溢水に対する防護対象設備が、溢水により安全機能を喪失しないこと
 - 地震による溢水(基準地震動 S_s による機器破損+スロッシング)
 - 溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水の影響

②第十九条第二項の要求事項

- ・放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により生じた溢水が管理区域外へ漏えいしないこと



- **第一項及び第二項**
原子炉建家
- **第二項のみ**
使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、実験利用棟及び使用済燃料貯蔵施設(北地区)
- **第一項のみ**
原子炉制御棟

原子炉建家、使用済燃料貯槽室及び燃料管理施設(A-A断面)



実験利用棟(B-B断面)



使用済燃料貯蔵施設(北地区)(C-C断面)

安全機能	構築物、系統及び機器	設置場所	分割申請
過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置	原子炉建家 (地階)	本申請
炉心の形成	炉心構造物 燃料要素	原子炉建家 (原子炉プール内)	本申請
炉心の冷却	冠水維持設備 (サイフォンブレイク弁を含む。)		
	1次冷却系設備	原子炉建家 (地階、原子炉プール内)	本申請
炉心の保護	原子炉プール コンクリート躯体	原子炉建家 (1階)	本申請
重水を内蔵する機能	重水タンク、 重水冷却系設備	原子炉建家 (地階、原子炉プール内)	本申請
放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	原子炉建家 (1階)	本申請
原子炉の緊急停止	制御棒、 スクラム機構	原子炉建家 (1階、地階)	本申請
未臨界維持	制御棒	原子炉建家 (1階)	本申請
工学的安全施設及び原子炉停止系統への作動信号の発生	安全保護回路 (停止系及び工学安全施設)	原子炉建家 (1階、地階) 原子炉制御棟 (中央制御室)	本申請
原子炉停止後の除熱	1次冷却材 補助ポンプ	原子炉建家 (地階)	その7
安全上特に重要な関連施設	非常用電源系	原子炉制御棟 (地階)	その9
計測・制御(安全保護機能を除く。)	中性子計装設備*、 プロセス計装設備*	原子炉建家 (1階、地階) 原子炉制御棟 (中央制御室)	本申請

設計条件

内部溢水による安全機能喪失の防止

JRR-3内に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む。)、消火系統等の破損、誤操作、誤作動、並びに原子炉プール、カナル、使用済燃料プール又は使用済燃料貯槽のスロッシング等により溢水が発生したとしても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できること。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できること。

防護対象設備の配置図(原子炉建家)

防護対象設備の配置図(原子炉制御棟)

*: 崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

設計仕様(1/2)

内部溢水による安全機能喪失の防止

内部溢水による安全機能喪失の防止のための防護対象設備の設計仕様を以下に示す。

構築物、系統及び機器	主要な構成設備	主要な構造等
制御棒駆動装置	制御棒駆動機構管内駆動部、制御棒駆動機構管外駆動部、制御棒駆動機構案内管	制御棒駆動機構管内駆動部は制御棒駆動機構案内管内の水中に保持されている。 制御棒駆動機構案内管は原子炉建家地下に設置されており、主要材料はステンレス鋼である。 制御棒駆動機構管外駆動部は原子炉建家地下に設置されている。
炉心構造物	燃料要素、照射筒、ベリリウム反射体、制御棒、制御棒案内管、格子板、格子板支持胴、プレナム、重水タンク	原子炉プール水中に設置されている。
燃料要素	標準型燃料要素、フォロワ型燃料要素	原子炉プール水中に設置されている。
冠水維持設備(サイフォンブレイク弁を含む。)	原子炉プールコンクリート躯体(ライニングを含む)、原子炉プール貫通部シール構造、サイフォンブレイク弁	原子炉建家1階に設置されており、地震による損傷等で原子炉プール水が漏えいすることがないように、耐震Sクラスで設計されている。
1次冷却系設備	1次冷却材主ポンプ、熱交換器、 ¹⁶ N減衰タンク、配管	原子炉建家地階に設置されている。 溢水発生時において護るべき機能は1次冷却材の保持である。
原子炉プールコンクリート躯体	原子炉プールコンクリート躯体	原子炉建家1階に設置されており、地震による損傷等で原子炉プール水が漏えいすることがないように、耐震Sクラスで設計されている。
重水タンク、重水冷却系設備	重水タンク、重水ポンプ、重水溢流タンク、熱交換器、配管	重水タンクは原子炉プール水中に設置されている。 重水冷却系設備は原子炉建家地階に設置されている。 溢水発生時において護るべき機能は重水の保持である。

設計仕様(2/2)

構築物、系統及び機器	主要な構成設備	主要な構造等
使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック	使用済燃料プールは原子炉建家1階に設置されており、使用済燃料貯蔵ラックは使用済燃料プール水中に設置されている。
制御棒、スクラム機構	中性子吸収体、フォロー型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部、制御棒案内管、制御棒駆動機構案内管	中性子吸収体、フォロー型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部及び制御棒案内管は原子炉プール水中に設置されている。 制御棒駆動機構案内管は原子炉建家地下に設置されており、主要材料はステンレス鋼である。
制御棒	中性子吸収体、フォロー型燃料要素、制御棒駆動機構管内駆動部	原子炉プール水中に設置されている。
1次冷却材補助ポンプ	1次冷却材補助ポンプ	原子炉建家地階に設置されている。 溢水発生時において、原子炉停止から30秒の冷却を確保する必要がある(耐震Bクラスに適用される地震力を超える地震発生時を除く)。
安全保護回路(停止系及び工学安全施設)	安全保護系プロセス計装設備、工学的安全施設作動回路	制御盤は原子炉制御棟中央制御室に設置されている。
非常用電源系	非常用発電機、蓄電池、静止型インバータ装置	原子炉制御棟地階に設置されている。 溢水発生時において、原子炉停止から30秒の冷却を確保する必要がある(耐震Bクラスに適用される地震力を超える地震発生時を除く)。
中性子計装設備、プロセス計装設備	対数出力炉周期系、安全系、中性子計装盤、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度	制御盤は原子炉制御棟中央制御室に設置されている。

評価条件(1/2)

内部溢水による安全機能喪失の防止

◆ 地震による溢水

➢ 基準地震動Ssにより生じる内部溢水

基準地震動Ssによる耐震Bクラス以下の設備機器の破損により生じる溢水及び建家内のプールのスロッシングにより生じる溢水が与える影響を評価する。

➢ 防護すべき安全機能

基準地震動Ssにより耐震Bクラスの設備機器の機能喪失を仮定すると、護るべき安全機能は耐震Sクラスである右記の機能に限定される。

安全機能	構築物、系統及び機器
炉心の形成	炉心構築物
	燃料要素
炉心の冷却	冠水維持設備(サイフォンブレイク弁を含む。)
炉心の保護	原子炉プールコンクリート躯体
放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む。)
原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構
未臨界維持	制御棒

内部溢水による安全機能喪失の防止

◆ 溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水の影響

溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水について、防護対象設備への影響を評価する。想定される溢水源を右記に示す。

建家名称	想定溢水源		設置場所
原子炉建家	原子炉プール水	原子炉プール 1次冷却設備 原子炉プール溢流系	原子炉建家(1階) 原子炉建家(地階) 原子炉建家(地階)
	使用済燃料プール水	カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水浄化冷却系	原子炉建家(1階) 原子炉建家(1階) 原子炉建家(地階)
	1次冷却材	1次冷却系	原子炉建家(地階)
	重水	重水冷却系	原子炉建家(地階)
	上水、工業用水、 屋内消火栓用水	上水配管、工業用水配管、 屋内消火設備	原子炉建家(地階、1階)
原子炉制御棟	上水、工業用水、 屋内消火栓用水	上水配管、工業用水配管、 屋内消火設備	原子炉制御棟 (2階、1階、地階)

評価条件(2/2)



原子炉建家地階

原子炉建家1階



原子炉制御棟地階

原子炉制御棟1階

原子炉制御棟2階

防護対象設備の周辺の主な溢水源

評価結果(1/4)

内部溢水による安全機能喪失の防止

◆ 地震による溢水

➤ 基準地震動時におけるスロッシングによる溢水量と原子炉プール等の水位低下量

基準地震動 S_s によるスロッシングにより生じる溢水量及び原子炉プール等の水位低下量は下表のとおりであり、原子炉プール及びSFプールにおいて基準地震動によるスロッシングにより溢水が発生したとしても、燃料が露出することなく冠水状態を維持することができる。

なお、この評価に耐震Bクラス以下の設備機器の破損による溢水の発生を掛け合わせたとしても、サイフォンブレイク弁等の機能により冠水維持機能を維持することができる。

なお、サイフォンブレイク弁が設置されているカナルのスロッシングによる最大波高を評価すると、2.59mとなり、スロッシングによって被水してしまうが、サイフォンブレイク弁は電磁弁となっており、被水等による故障時にはフェールセーフ機能により開動作する。よってサイフォンブレイク弁がスロッシングによって被水してしまったとしても、安全機能を損なうことはない。

	原子炉プール	使用済燃料プール
溢水量[m ³]	35.9	22.7
溢水による水位低下量[m]	1.66	1.68
基準水位から燃料露出までの高さ[m]	5.35	5.72

評価結果(2/4)

内部溢水による安全機能喪失の防止

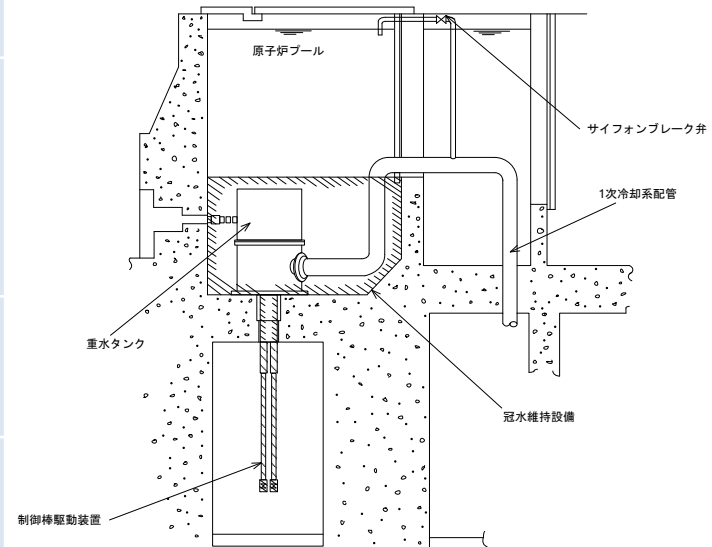
◆ 地震による溢水

➢ 基準地震動時における溢水による護るべき安全機能への影響

スロッシングにより発生した溢水により設備機器が被水した場合の影響は次のとおりであり、被水により護るべき安全機能を喪失することはない。

なお、この評価に耐震Bクラス以下の設備機器の破損による溢水の発生を掛け合わせたとしても、被水の程度により評価結果が変わることはないため、護るべき安全機能を喪失することはない。

安全機能	構築物、系統及び機器	被水による影響
炉心の形成	炉心構造物 燃料要素	・炉心構造物及び燃料要素は水中に設置されているため、影響を受けない。
炉心の冷却	冠水維持設備 (サイフォンブレイク弁を含む。)	・原子炉プール躯体は鉄筋コンクリート造りのため、影響を受けない。 ・サイフォンブレイク弁は、電磁弁となっており、被水によって故障したとしてもフェールセーフ機能により開動作するため、必要な安全機能は達成される。
炉心の保護	原子炉プール コンクリート躯体	・使用済燃料プールは鉄筋コンクリート造りであるため、影響を受けない。 ・使用済燃料貯蔵ラックは水中に設置されているため、影響を受けない。
放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	・使用済燃料プールは鉄筋コンクリート造りであるため、影響を受けない。 ・使用済燃料貯蔵ラックは水中に設置されているため、影響を受けない。
原子炉の緊急停止	制御棒、 スクラム機構	・制御棒及びスクラム機構のうち制御棒案内管と制御棒駆動機構管内駆動部は水中に設置されているため、影響を受けない。
未臨界維持	制御棒	・スクラム機構のうち制御棒駆動機構案内管はステンレス鋼により構成されているため、被水により安全機能を喪失することはない。



評価結果(3/4)

内部溢水による安全機能喪失の防止

◆ 溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水の影響

溢水源となりうる設備機器の単一故障により生じる内部溢水による防護対象設備への影響評価結果を表に示す。評価の結果、原子炉の安全を確保するのに必要な安全機能を、内部溢水により喪失することはない。

安全機能	構築物 系統及び機器	想定溢水源	防護対象設備への影響
過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置	原子炉プール水、原子炉プール溢流系、使用済燃料プール水浄化冷却系、消火設備、上水配管、工業用水配管	<ul style="list-style-type: none"> ・制御棒及びスクラム機構のうち制御棒案内管と制御棒駆動機構管内駆動部は水中に設置されているため、影響を受けない。 ・スクラム機構のうち制御棒駆動機構案内管はステンレス鋼により構成されているため、被水により安全機能を喪失することはない。 ・制御棒駆動装置はフェールセーフであるため、溢水の影響により損傷したとしても原子炉の停止機能は維持される。
原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構		
未臨界維持	制御棒		
炉心の形成	炉心構造物 燃料要素	原子炉プール水	<ul style="list-style-type: none"> ・水中に設置されているため、影響を受けない。
炉心の冷却	冠水維持設備 (サイフォンブレイク弁を含む。)	原子炉プール水	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉プール躯体は鉄筋コンクリート造りのため、影響を受けない。 ・サイフォンブレイク弁は、基準水位より高所に設置しているため、影響を受けない。 ・1次冷却材補助ポンプを除く1次冷却系設備が護るべき機能は、1次冷却材の保持であり、1次冷却系設備の主要材料はステンレス鋼のため、溢水の影響を受けない。 ・1次冷却材補助ポンプ及び電源盤は、溢水を考慮した基礎の高さを確保するとともに被水対策用の防護カバーを設置しているため、影響を受けない。
	1次冷却系設備	原子炉プール溢流系、使用済燃料プール水浄化冷却系、消火設備、上水配管、工業用水配管	
炉心の保護	原子炉プール コンクリート躯体	カナルプール水 使用済燃料プール水	<ul style="list-style-type: none"> ・鉄筋コンクリート造りのため、溢水の影響を受けない。

評価結果(4/4)

内部溢水による安全機能喪失の防止

◆ 機器破損に伴う溢水

安全機能	構築物 系統及び機器	想定溢水源	防護対象設備への影響
重水を内蔵する機能	重水タンク	原子炉プール水	・重水タンクは水中にあるため、溢水の影響を受けない。
	重水冷却系設備	1次冷却系設備	・護るべき機能は重水の保持であり、重水冷却系設備の主要材料はステンレス鋼のため、影響を受けない。
放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。)	原子炉プール水 カナルプール水	・使用済燃料プールは鉄筋コンクリート造りであるため、影響を受けない。 ・使用済燃料貯蔵ラックは水中に設置されているため、影響を受けない。
原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ	原子炉プール溢流系、使用済燃料プール水浄化冷却系、消火設備、上水配管、工業用水配管	・1次冷却材補助ポンプ及び電源盤は、溢水を考慮した基礎の高さを確保するとともに被水対策用の防護カバーを設置しているため、影響を受けない。
工学的安全施設及び原子炉停止系統への作動信号の発生	安全保護回路 (停止系及び工学安全施設)	—	・制御盤は設置場所(中央制御室)に溢水源がなく、他の区画から原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある溢水が流入するような場合は、手動にて原子炉を停止することができる。
安全上特に重要な関連施設	非常用電源系	消火設備、上水配管、工業用水配管	・溢水は制御棟地階のマンホールに流入するため、影響を受けない。
計測・制御 (安全保護機能を除く。)	中性子計装設備、プロセス計装設備	—	・制御盤は設置場所(中央制御室)に溢水源がなく、他の区画から原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある溢水が流入するような場合は、手動にて原子炉を停止することができる。

設工認その7

設工認その9

設計条件

管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

下表に示すJRR-3内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により生じた溢水が、管理区域外へ漏えいしないこと。

建家名称	放射性物質を含む液体	内包する設備	設置場所
原子炉建家	原子炉プール水	原子炉プール 原子炉プール溢流系	原子炉建家(1階) 原子炉建家(地階)
	使用済燃料プール水	カナル 使用済燃料プール 使用済燃料プール水浄化冷却系	原子炉建家(1階) 原子炉建家(1階) 原子炉建家(地階)
	1次冷却材	1次冷却系設備	原子炉建家(地階)
	重水	重水冷却系設備	原子炉建家(地階)
使用済燃料貯槽室	使用済燃料貯槽のプール水	使用済燃料貯槽No.1 オーバーフロー水受槽No.1	使用済燃料貯槽室 (地階～1階)
	重水	重水保管タンク	使用済燃料貯槽室 (地階)
燃料管理施設	使用済燃料貯槽のプール水	使用済燃料貯槽No.2 オーバーフロー水受槽No.2	燃料管理施設 (地階～1階)
	1次冷却材	軽水貯留タンクNo.1	燃料管理施設(地階)
実験利用棟	液体廃棄物	廃液貯槽	実験利用棟(地階)
	原子炉プール水、 使用済燃料プール水	廃樹脂貯留設備	実験利用棟(1階)
使用済燃料貯蔵施設(北地区)	建家内で発生する各種排水	廃液貯槽タンク	使用済燃料貯蔵施設(北地区) (地階)

設計仕様

管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止の設計仕様を下記に示す。

建家名称	構造等
原子炉建家	発生が予測される最大の溢水量(原子炉プール水、90.1m ³)に対し、滞留先である建家の地下が十分な容積を有している。
使用済燃料貯槽室	溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されている。
燃料管理施設	溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されている。
実験利用棟	溢水の発生が予測される設備機器のうち、廃液貯槽は1階床面よりも低く設置されている。 廃樹脂貯留室にて発生が予測される溢水量(廃樹脂貯留タンク1基分、容量6m ³)に対し、滞留先である廃樹脂貯留室の堰の内部が十分な容積を有している。
使用済燃料貯蔵施設(北地区)	溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されている。

評価条件

管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

設計条件に示したJRR-3内に設置された放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により生じた溢水が、管理区域外へ漏えいしないことを評価する。

なお、建家1階床面よりも低く設置されている設備は、溢水が建家1階に到達しないことが明らかであるため評価対象外とする。

評価結果

管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止

タンク及び配管のランダム破損に伴う管理区域外への影響評価結果を表に示す。
 評価の結果、溢水が発生しても、放射性物質を含む液体が管理区域外に漏えいすることはない。

溢水源	溢水量	管理区域外への影響
原子炉プール水による溢水	90.1 m ³	・原子炉建家内での溢水は全て原子炉建家地階に流入するため、放射性物質を含む液体が管理区域外に漏えいすることはない。
使用済燃料プール水による溢水	82.0 m ³	
1次冷却系設備による溢水	—	・溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されているため評価不要。
重水冷却系設備による溢水	—	・溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されているため評価不要。
オーバーフロー水受槽No.1による溢水	—	・溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されているため評価不要。
重水保管タンク1基による溢水	—	・溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されているため評価不要。
オーバーフロー水水槽No.2による溢水	—	・溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されているため評価不要。
軽水貯留タンクNo.2による溢水	—	・溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されているため評価不要。
廃樹脂貯留タンク1基による溢水	6 m ³	・溢水量は廃樹脂貯留室の堰内容量(約6.8m ³)よりも少ないことから、放射性物質を含む液体が管理区域外に漏えいすることはない。
廃液貯槽1基による溢水	—	・溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されているため評価不要。
廃液貯槽タンクによる溢水	—	・溢水の発生が予測される設備機器は1階床面よりも低く設置されているため評価不要。

試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則

第十九条(溢(いつ)水による損傷の防止)

試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内における溢(いつ)水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

- 2 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置が講じられたものでなければならない。

適合性について

- 1 原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む。)、消火系統等の作動、原子炉プール、カナル、使用済燃料プール又は使用済燃料貯槽のスロッシングにより溢水が発生したとしても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できる設計となっている。また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる設計となっている。
- 2 発生が想定される溢水が放射性物質を含むものである場合については、管理区域からの漏えいを防止する設計となっている。

参 考

スロッシングによる溢水量の計算方法

直方体容器内のスロッシングの固有周波数 f 、固有周期 T 、最大波高 D_{\max} 及び溢水量 V は、以下の式で算出する。

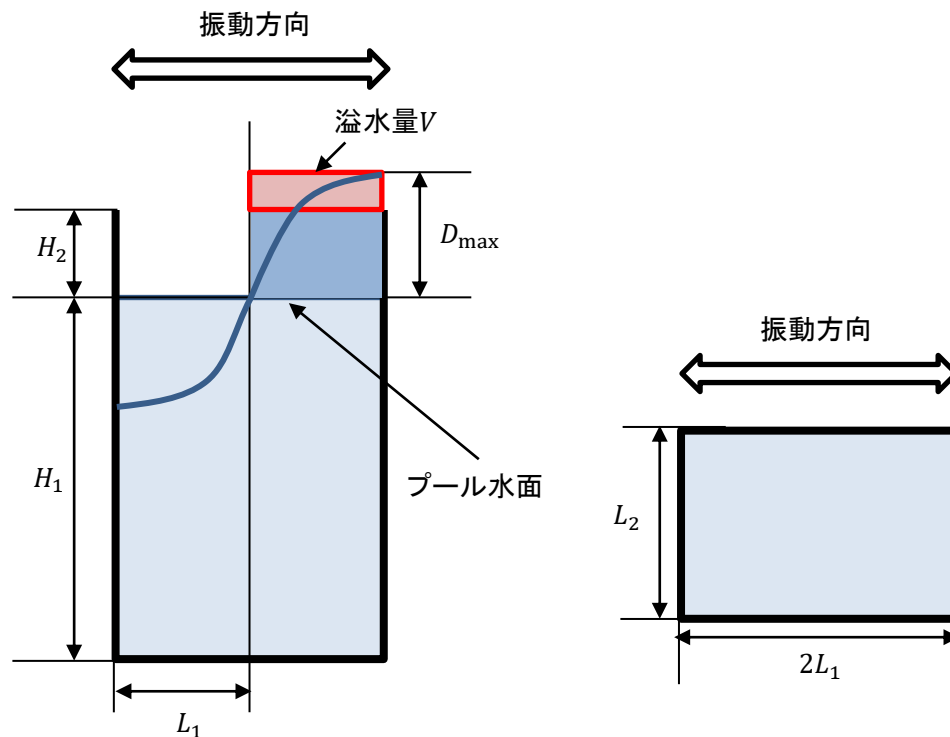
$$f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{\frac{\pi}{2L_1} g \times \tanh\left(\frac{\pi H_1}{2L_1}\right)}$$

$$T = \frac{1}{f}$$

$$D_{\max} = 0.811 \frac{L_1}{g} \alpha$$

$$V = L_1 L_2 (D_{\max} - H_2)$$

ただし、 α は固有周期 T に対する地震による加速度である。



原子炉プールの溢水量

	長方形モデル		正方形モデル	
	NS方向	EW方向	NS方向	EW方向
振動方向のプール長 $2L_1$ [m]	6.25	3.00	4.5	4.5
振動方向に垂直のプール長 L_2 [m]	3.00	6.25	4.5	4.5
プール水深 H_1 [m]	8.06	8.06	8.06	8.06
基準水位からプール縁までの高さ H_2 [m]	0.44	0.44	0.44	0.44
一時固有周波数 f [Hz]	0.35	0.51	0.42	0.42
固有周期 T [s]	2.83	1.96	2.40	2.40
地震による加速度 α [m/s ²]	16.5	20.9	18.3	20.9
最大波高 D_{\max} [m]	4.27	2.59	3.41	3.88
溢水量 V [m ³]	35.9	20.1	30.1	34.8

溢水量 V (m ³)	原子炉プール面積(m ²)	低下する水位(m)	基準水位から燃料要素上部までの高さ(m)
35.9	21.7	1.66	5.35

カナルの溢水量

	カナル	
	NS方向	EW方向
振動方向のプール長 $2L_1$ [m]	3.30	3.00
振動方向に垂直のプール長 L_2 [m]	3.00	3.30
プール水深 H_1 [m]	6.99	6.99
基準水位からプール縁までの高さ H_2 [m]	0.51	0.51
一時固有周波数 f [Hz]	0.49	0.51
固有周期 T [s]	2.06	1.96
地震による加速度 α [m/s ²]	18.3	20.9
最大波高 D_{max} [m]	2.50	2.59
溢水量 V [m ³]	9.84	10.3

使用済燃料プールの溢水量

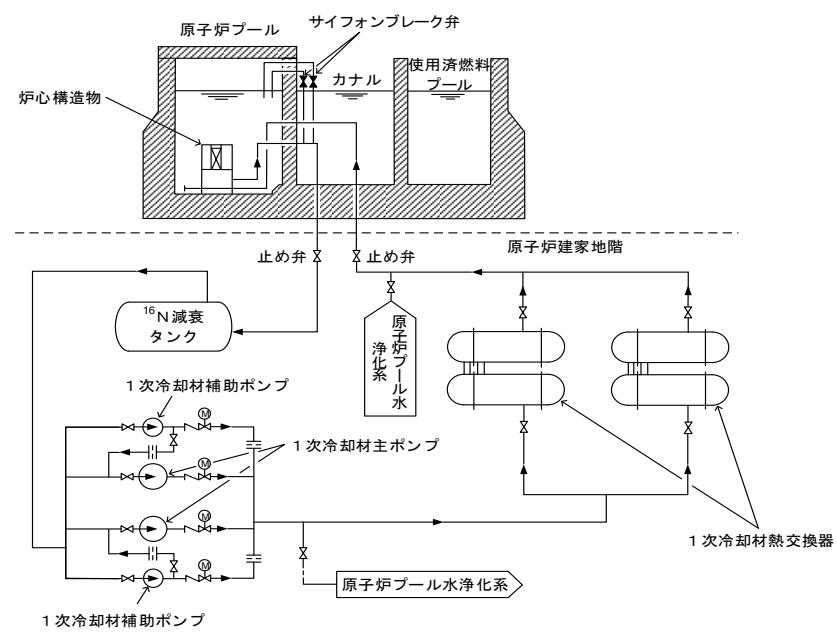
	使用済燃料プール	
	NS方向	EW方向
振動方向のプール長 $2L_1$ [m]	3.00	4.50
振動方向に垂直のプール長 L_2 [m]	4.50	3.00
プール水深 H_1 [m]	6.99	6.99
基準水位からプール縁までの高さ H_2 [m]	0.51	0.51
一時固有周波数 f [Hz]	0.51	0.42
固有周期 T [s]	1.96	2.41
地震による加速度 α [m/s ²]	20.5	20.9
最大波高 D_{max} [m]	2.54	3.88
溢水量 V [m ³]	13.7	22.7

溢水量 V (m ³)	原子炉プール面積(m ²)	低下する水位(m)	基準水位から燃料要素上部までの高さ(m)
22.7	13.5	1.68	5.72

1次冷却系配管の破損による原子炉プール水の溢水

1次冷却系配管が破損した場合、原子炉プール水が漏えいし、プールの水位が低下するが、プール水位が通常水位から4.1m低下すると、サイフォンブレーク弁により漏えいが停止する。

1次冷却系配管は、全て原子炉建家地階に設置されているため、破損により生じる溢水は全て原子炉建家地階に滞留し、その溢水量は89.0m³である。これに対し、原子炉建家地階の容積は3000m³以上あり、原子炉建家地階は他の区域に通じる出入口等を有していないため、想定される溢水が原子炉建家外に漏えいすることはない。

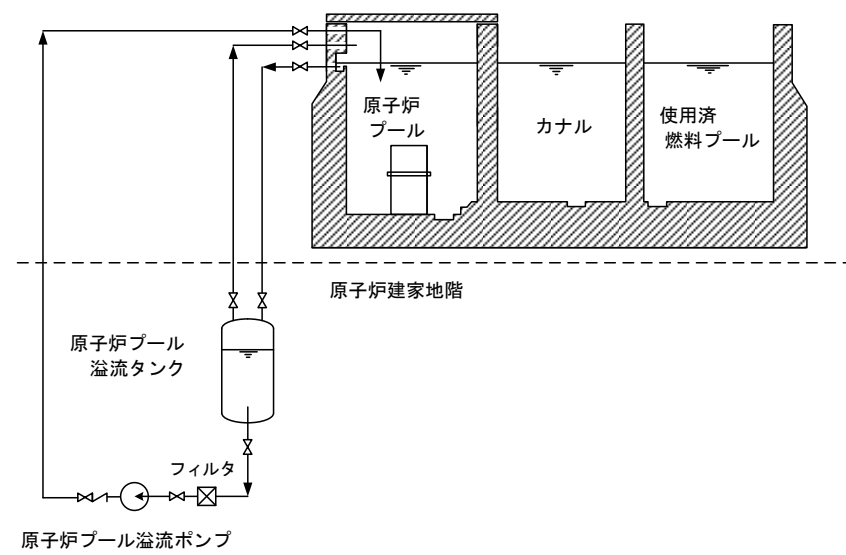


原子炉プール面積(m ²)	低下する水位(m)	溢水量(m ³)
21.7	4.1	89.0

原子炉プール溢流系の破損による原子炉プール水の溢水

原子炉プール溢流系の配管は、原子炉プールの水面下4mまで挿入されているため、水位が通常水位から4m低下すると、配管の端部が気中に露出しプール水の漏えいが停止する。また、溢流タンクが破損するため、漏えいするプール水に加え、溢流タンク内(容量3.3m³)の水も全て漏えいする。

破損を想定した原子炉プール溢流タンクは原子炉建家地階に設置されているため、破損により生じる溢水は全て原子炉建家地階に滞留し、その溢水量は原子炉プール水と溢流タンク内の水を合わせて90.1m³である。これに対し、原子炉建家地階の容積は3000m³以上あり、原子炉建家地階は他の区域に通じる出入口等を有していないため、想定される溢水が原子炉建家外に漏えいすることはない。



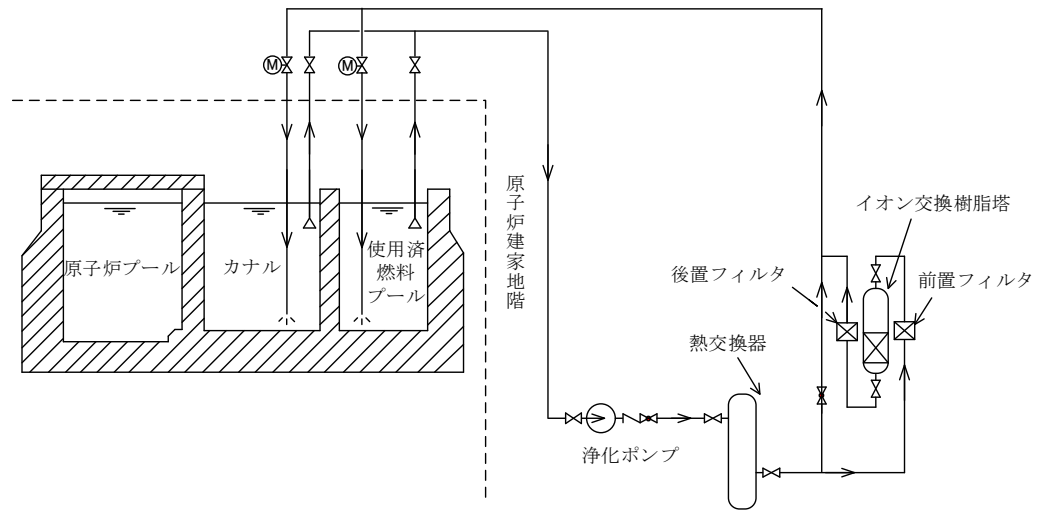
	プール面積(m ²)	低下する水位(m)	溢水量(m ³)
原子炉プール	21.7	4.0	86.8
原子炉プール溢流タンク	—	—	3.3

使用済燃料プール水の溢水による影響

使用済燃料プール水浄化冷却系の配管は、水面下約3.5mまで挿入されているため、漏えいによりカナル又は使用済燃料プールの水位が配管下端まで低下すると、配管の端部が気中に露出しプール水の漏えいが停止する。

使用済燃料プール浄化冷却系の浄化ポンプは、原子炉建家地階に設置されているため、生じた溢水は全て原子炉建家地階に滞留し、その溢水量はカナル及び使用済燃料プールからの漏えい量を合わせて82.0m³である。

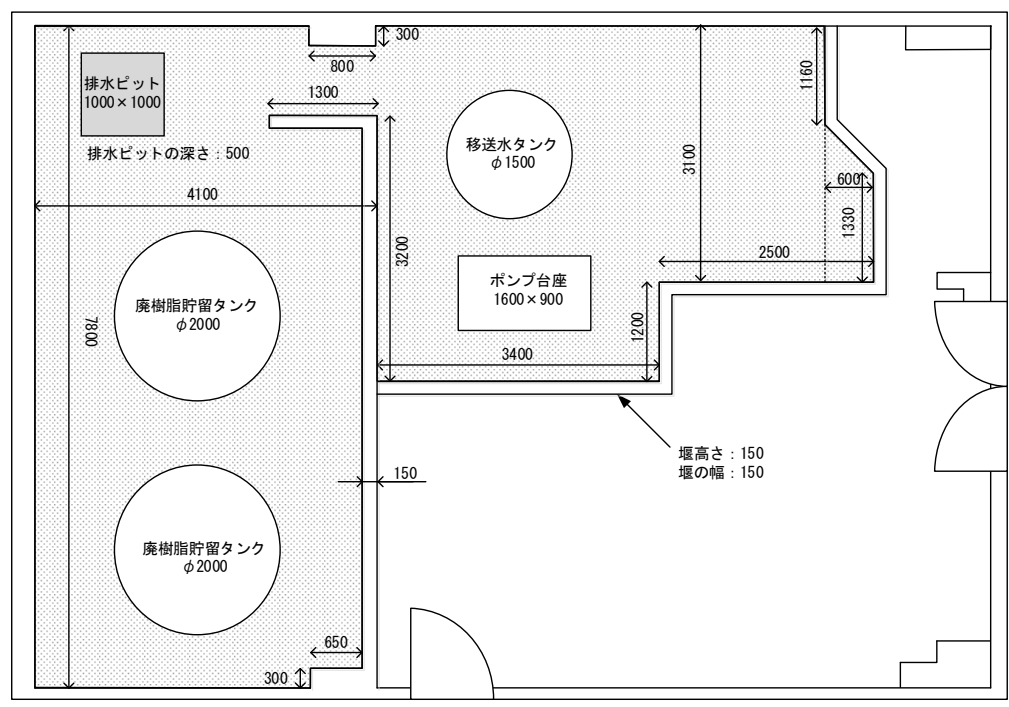
この結果は、「原子炉プール溢流系の破損による原子炉プール水の溢水」の評価結果に包含される。



	プール面積(m ²)	低下する水位(m)	溢水量(m ³)
カナル	9.9	3.5	34.7
使用済燃料プール	13.5	3.5	47.3

廃樹脂貯留タンクからのプール水の溢水

廃樹脂貯留タンクが満水状態であるとし、その容量(6m³)全量を溢水量とする。廃樹脂貯留設備の設置場所には、漏えいに備えて堰が設けられている。堰の高さは150mm、堰の内側の容積は6.8m³である。これは、想定される溢水量6m³よりも大きいため、漏えいした水が堰を超えて管理区域外に漏えいすることは無い。



資料R3-200-4
資料R3-198-2改

原子炉制御棟避雷針の設置

【JRR-3設工認その13 第1編】

令和2年6月24日

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

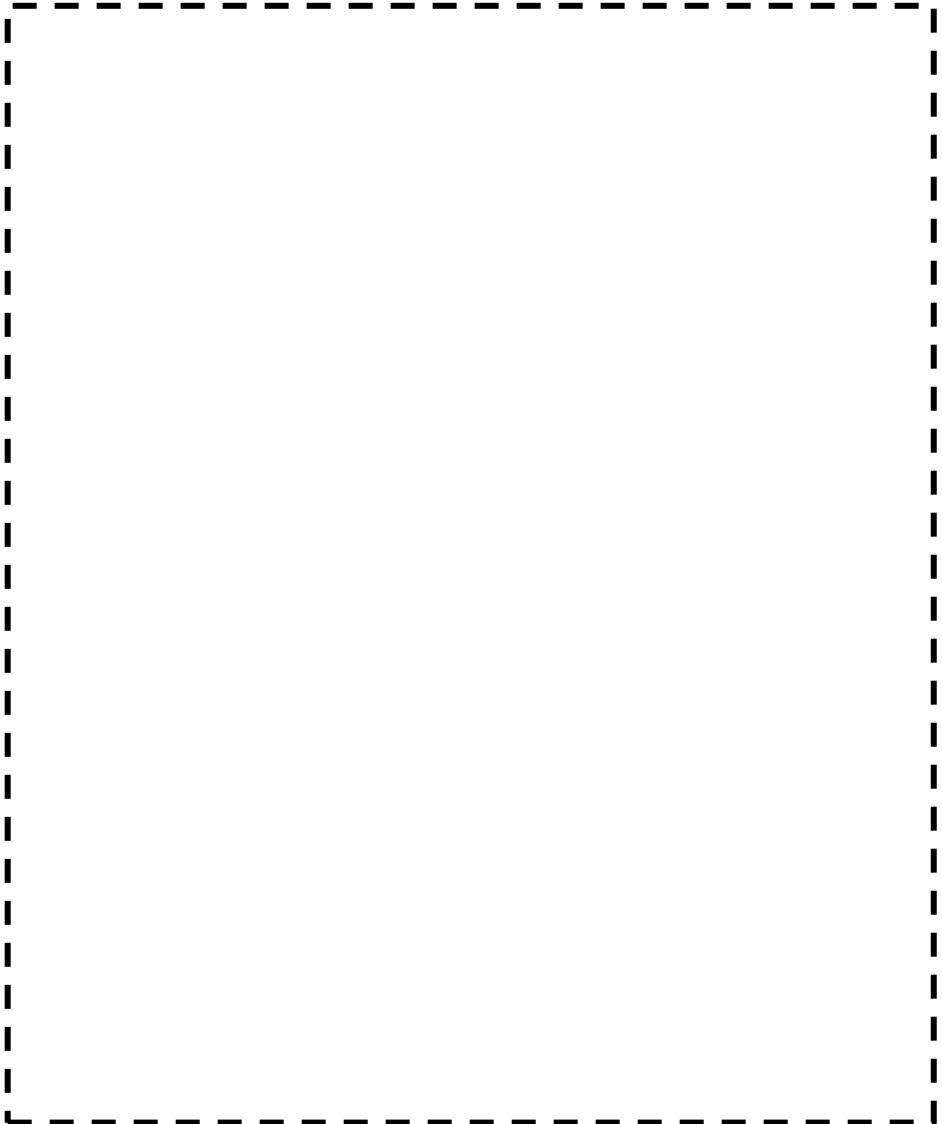
概要

本申請は、原子炉制御棟への落雷による火災の発生を防止することを目的に避雷針を設けるものである。

なお、本申請に係わる避雷針は既設であるため、工事を伴うものではない。

落雷による火災発生防止のために避雷針を設けると原子炉設置変更許可申請書に記載した施設は**原子炉建家と原子炉制御棟**の2つ。

→原子炉制御棟は建築基準法上、避雷針の設置を求められる建家ではないが、内包する設備の特徴を踏まえ、火災発生防止のための避雷針を設置する。

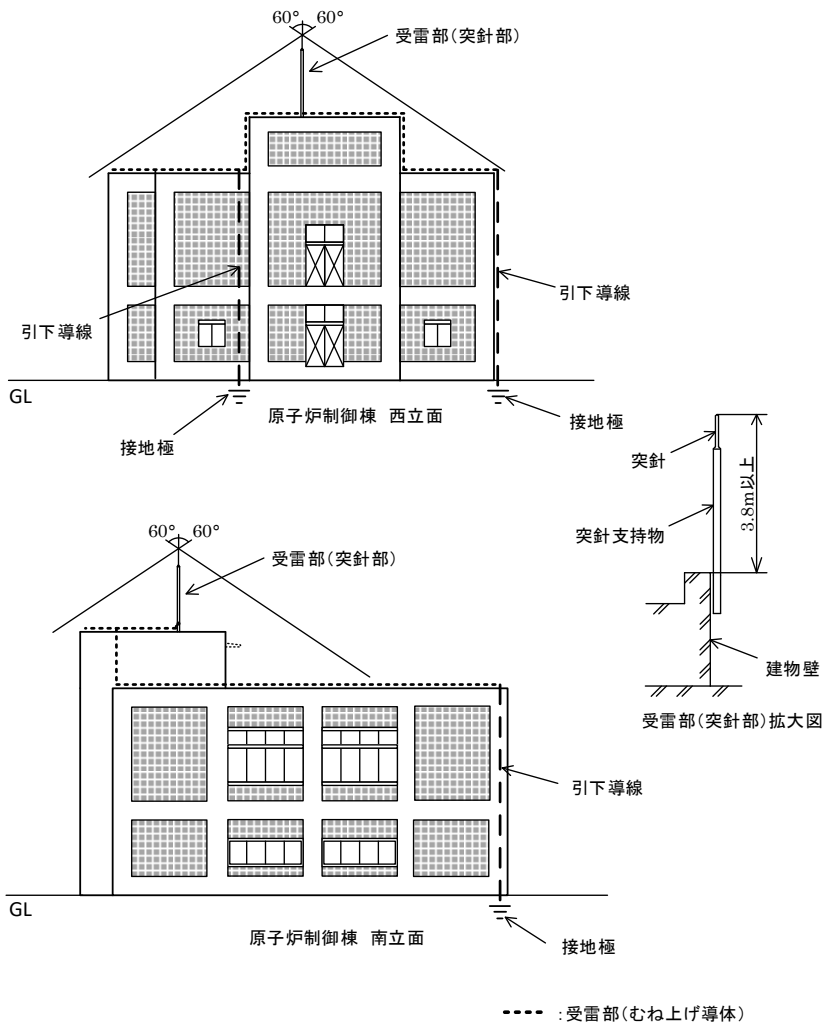


構成及び申請範囲

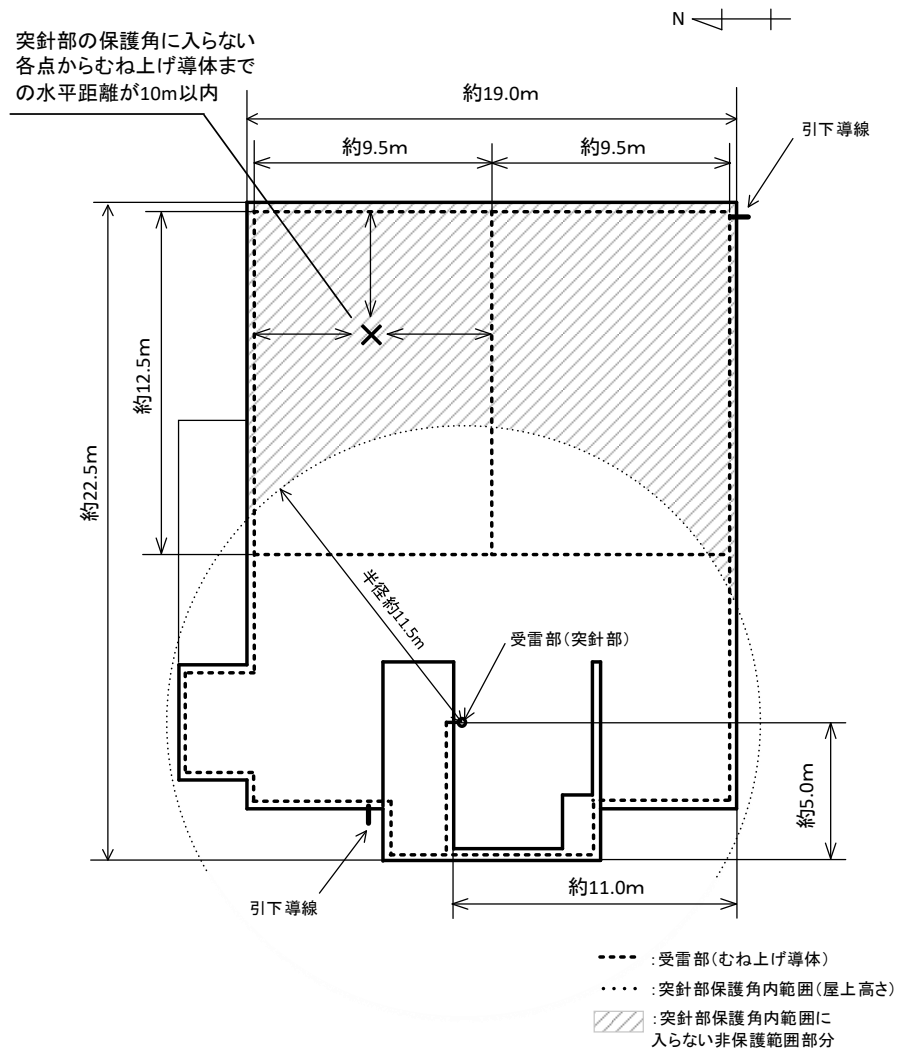
申請する範囲は、原子炉制御棟に設置した避雷針である。

当該避雷針は、突針部、むね上げ導体、引下導線、接地極から構成される。

当該避雷針の設置概略図を次のページに示す。



原子炉制御棟立面図



原子炉制御棟平面図

設計仕様

建家	原子炉制御棟	
設置場所	原子炉制御棟屋外	
仕様	JIS A 4201-1992	
	設備構成※1	突針部、むね上げ導体、引下導線、 接地極
	保護角法	60°
	突針部の保護角に入らない箇所の保護	突針部の保護角に入らない部分については、非保護範囲部分の各点からむね上げ導体までの水平距離を10m以下に設置することで屋根全体が保護されるようにする。
突針部	組み合わせ長さ※2	3.8m以上
引下導線	2条とし、被保護物の外周に沿って測った引下導線の間隔は50m以内	
接地極	2か所	
	単独接地抵抗	50Ω以下
	総合接地抵抗	10Ω以下

※1 設備については、日本産業規格(JIS)を満足する規格のものと交換できるものとする。

※2 組み合わせ長さとは突針と突針支持物を接続し、建物上面から突針先端までの長さである。

(1) 外観検査

方法: 避雷針(突針部、むね上げ導体、引下導線、接地極)を目視により確認する。

判定: 避雷針(突針部、むね上げ導体、引下導線、接地極)が所定の位置に配置され、有害な傷がないこと。

(2) 寸法検査

方法: a. 突針部の保護角に入らない非保護範囲部分の各点からむね上げ導体までの最大となる水平距離を測定する。

b. 突針部(突針及び支持物有効長)の長さを測定する。

c. 被保護物の外周に沿って測った引下導線の間隔を測定する。

判定: a. 測定した非保護範囲部分の各点からむね上げ導体までの距離が10m以下であること。

b. 突針部(突針及び支持物有効長)の長さが3.8m以上であること。

c. 被保護物の外周に沿って測った引下導線の間隔が50m以内であること。

(3) 性能検査

方法: 接地極の単独接地抵抗を測定により確認し、得られた単独接地抵抗値から総合接地抵抗値を算出する。

判定: 接地極の単独接地抵抗値が50Ω以下、総合接地抵抗値が10Ω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～第七条		無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	第1項	以下に示す。
第九条～第七十一条		無	—	—

該当条文

第八条(外部からの衝撃による損傷の防止)

試験研究用等原子炉施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。)によりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。
第2項以降は省略。

適合性について

第八条第1項について

想定される自然現象のうち、落雷による火災の発生を防止するため、原子炉制御棟には避雷針が設けられている。

資料R3-200-5

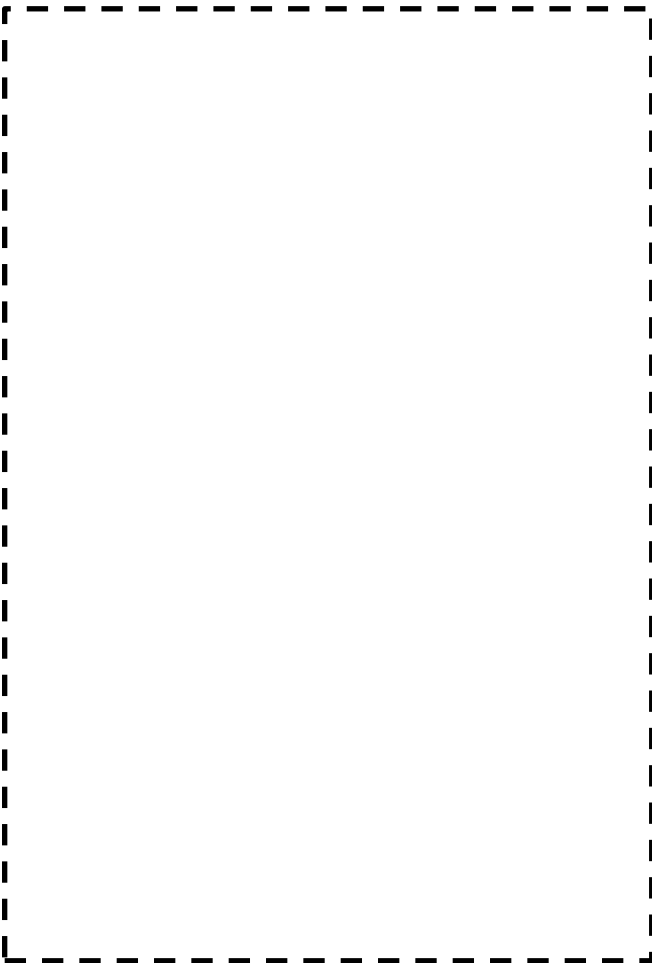
中央制御室外原子炉停止盤の設置

【JRR-3設工認その13 第2編】

令和2年6月24日

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

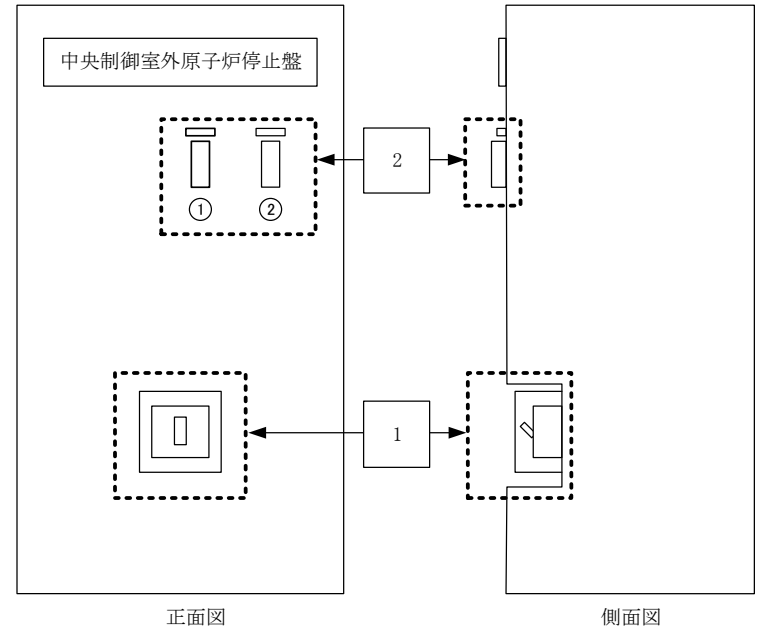
本申請は、火災その他の要因により中央制御室が使用できない場合に、中央制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができるよう中央制御室外原子炉停止盤を施設するものである。
 なお、中央制御室外原子炉停止盤は既設設備であるため、工事を伴うものではない。



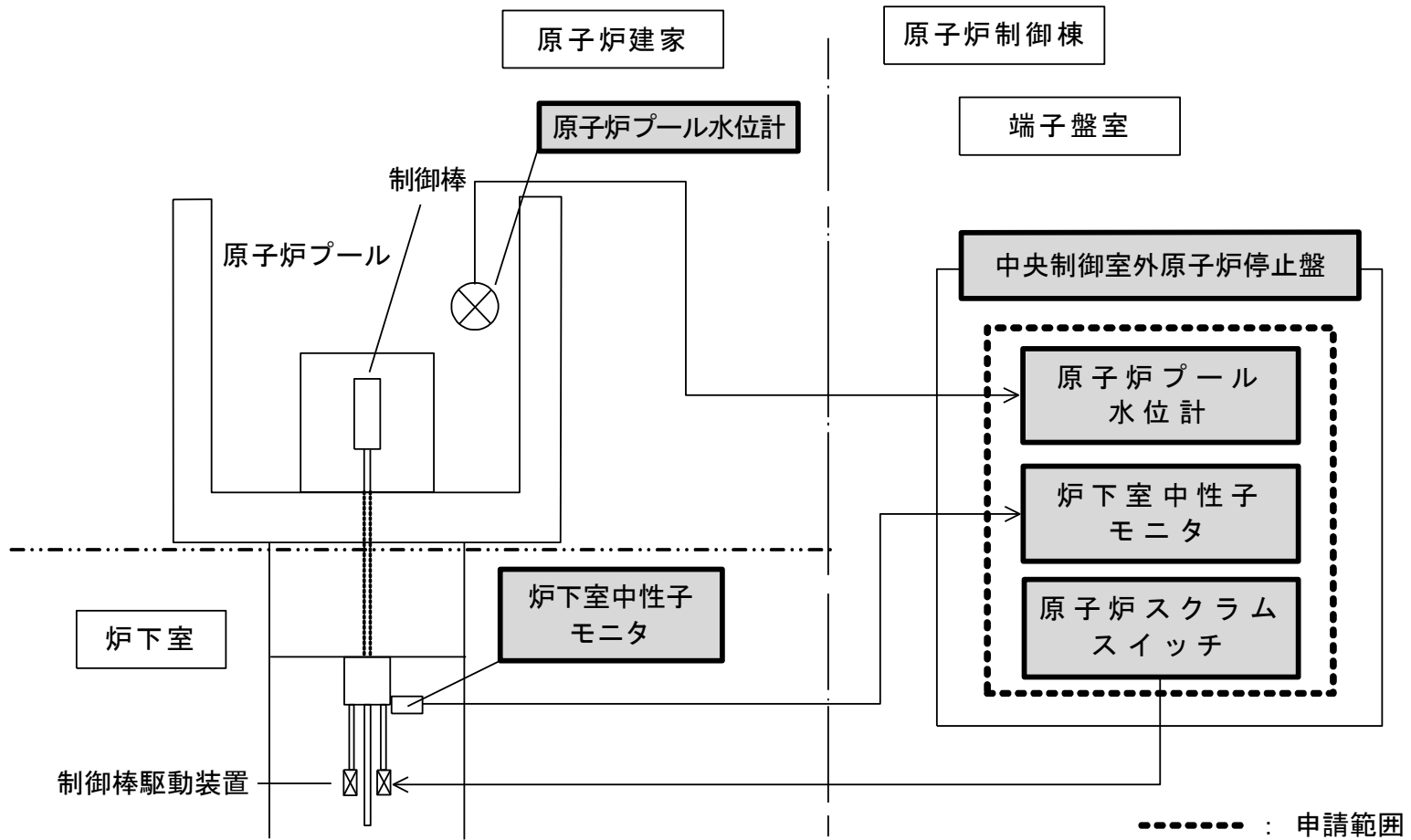
中央制御室外原子炉停止盤の配置

No.	名称
1	原子炉スクラムスイッチ
2	① 原子炉プール水位
	② 炉下室中性子モニタ

----- : 申請範囲



中央制御室外原子炉停止盤概形図



中央制御室外原子炉停止盤の概略図

構成及び申請範囲

計測制御系統施設は、次の各設備及び構造から構成される。

- (1) 計装
- (2) 安全保護回路
- (3) 制御設備
- (4) 非常用制御設備
- (5) その他の主要な事項

今回申請する範囲は、(5)その他の主要な事項のうち、中央制御室外原子炉停止盤の設置に関するものである。

設計

1. 設計条件

- (1) 火災等の原因で中央制御室にとどまることができない場合でも、中央制御室外から原子炉を停止できること。
- (2) 中央制御室外から以下の必要最小限のパラメータが監視できること。
 - イ. 原子炉プール水位
 - ロ. 炉下室中性子空間線量率

2. 設計仕様

中央制御室外原子炉停止盤の設計仕様は以下のとおり。なお、本申請に係る中央制御室外原子炉停止盤は既設設備であるため、工事を伴うものではない。

名称	中央制御室外原子炉停止盤	
原子炉 スクラムスイッチ	スイッチの種類	手動スイッチ
	個数	1個
	作動条件	手動操作による
監視設備	原子炉プール水位計、炉下室中性子モニタ	

(1) 外観検査

方法：中央制御室外原子炉停止盤について、目視により外観を確認する。

判定：中央制御室外原子炉停止盤について、機能上有害な傷等の異常がないこと。

(2) 性能検査

方法：イ. 中央制御室外原子炉停止盤の手動スイッチを操作することにより、制御棒駆動装置への電源が遮断されることを確認する。

ロ. 原子炉プール水位計に模擬信号を入力し、中央制御室外原子炉停止盤の原子炉プール水位計の読み値を確認する。

ハ. 炉下室中性子モニタに模擬信号を入力し、中央制御室外原子炉停止盤の炉下室中性子モニタの読み値を確認する。

判定：イ. 中央制御室外原子炉停止盤の手動スイッチを操作することにより、制御棒駆動装置への電源が遮断されること。

ロ. 原子炉プール水位計に模擬信号を入力し、中央制御室外原子炉停止盤に設置された原子炉プール水位計でその値が確認できること。

ハ. 炉下室中性子モニタに模擬信号を入力し、中央制御室外原子炉停止盤の炉下室中性子モニタでその値が確認できること。

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～第三十三条		無	—	—
第三十四条	原子炉制御室等	有	第5項	以下に示す。
第三十五条～第七十一条		無	—	—

該当条文

第三十四条(原子炉制御室等)

試験研究用等原子炉施設には、原子炉制御室が設けられていなければならない。

- 2 原子炉制御室は、試験研究用等原子炉の運転状態を表示する装置、試験研究用等原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、異常を表示する警報装置その他の試験研究用等原子炉の安全を確保するための主要な装置を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう設置されたものでなければならない。
- 3 原子炉制御室は、従事者が設計基準事故時に容易に避難できる構造でなければならない。
- 4 原子炉制御室及びこれに連絡する通路は、試験研究用等原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が生じた場合において、試験研究用等原子炉の運転の停止その他の試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまることができるように、遮蔽設備の設置その他の適切な放射線防護措置が講じられたものでなければならない。
- 5 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の要因により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる設備が設けられていなければならない。ただし、試験研究用等原子炉の安全を確保する上で支障がない場合にあつては、この限りでない。

適合性について

第三十四条に適合するため、火災その他の要因により中央制御室が使用できない場合に、中央制御室以外の場所から原子炉の運転を停止できるよう中央制御室外原子炉停止盤を施設する。また、原子炉の停止操作は、制御棒の挿入操作のみであり、その後の崩壊熱除去においては、原子炉の監視結果に基づく操作は必要なく、その後の停止状態の維持にも必要な動的機器はないため、原子炉プールの冠水が維持できていることが確認できればよい。このため、中央制御室外原子炉停止盤に原子炉プール水位計を施設する。なお、中央制御室外原子炉停止盤は、制御室には該当しないため、第三十四条第1項～第4項の適用を受けない。

資料R3-200-6

中央制御室における ばい煙対策設備の設置

【JRR-3設工認その13 第3編】

令和2年6月24日
日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

外部火災対策の全体像

①外部火災影響評価(その13第8編にて申請)

②外部火災時のばい煙対策(本編)

その他

- ・外部消火栓

(消火活動に期待せずとも外部火災によって施設の安全性を損なわないことを確認したが、設置許可申請書の記載と整合をとるためにその13第5編にて申請)

申請概要

本申請は、外部火災が発生した場合に、外部から原子炉制御棟中央制御室へばい煙の進入を防止するための設備を設けるものである。

なお、本申請に係る設備は既設であるため、工事を伴うものではない。

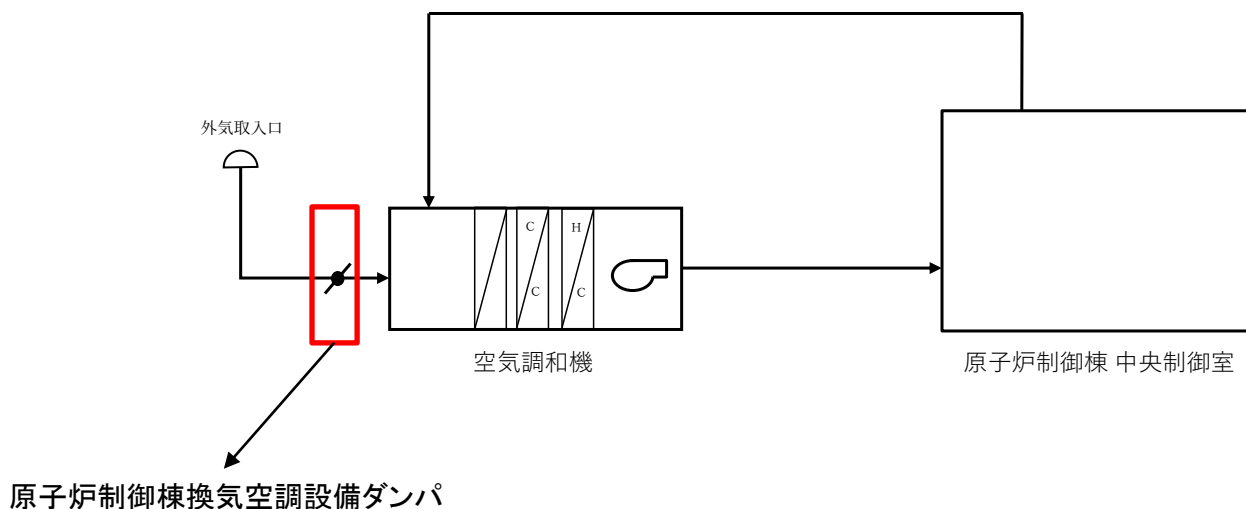


試験研究用原子炉施設の一般構造は、次の各構造から構成される。

- (1)耐震構造
- (2)耐津波構造
- (3)その他の主要な構造

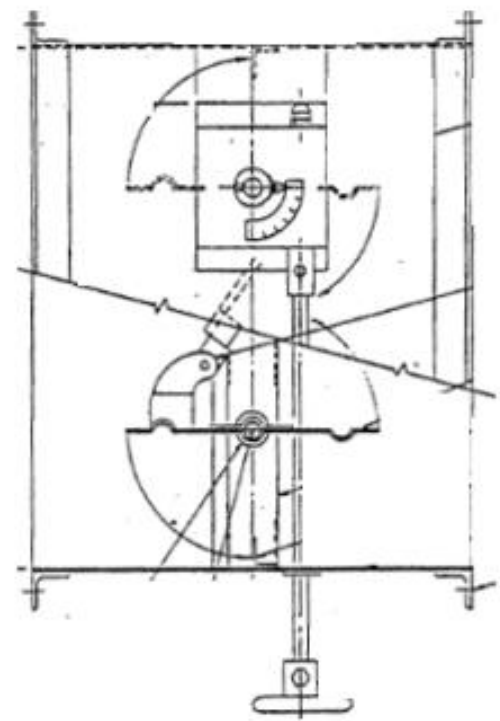
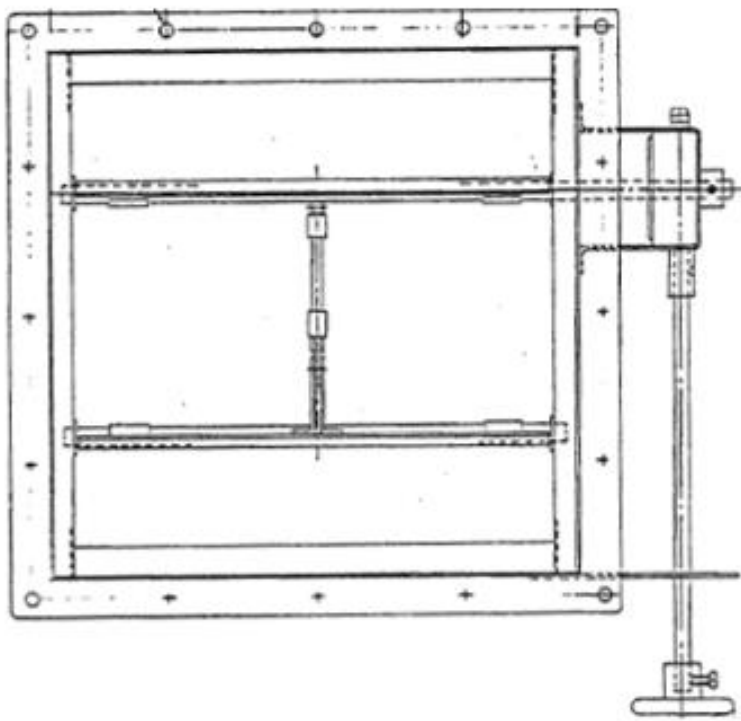
今回申請する範囲は(3)その他の主要な構造のうち、中央制御室におけるばい煙対策設備の設置に関するものである。原子炉制御棟換気空調設備系統図を以下に示す。

中央制御室にばい煙が進入し、運転員の監視操作等に影響を及ぼすおそれのある場合には、換気空調設備を停止し、空気調和器の上流(外気取入口側)にある原子炉制御棟換気空調設備ダンパを閉止させることで、ばい煙の進入を防止することができる。原子炉制御棟換気空調設備ダンパ構造図を次ページに示す。



	外気取入口
	換気空調設備 ダンパ
	Preフィルタ
	冷水コイル
	加熱コイル
	送風機

原子炉制御棟中央制御室のばい煙対策設備



原子炉制御棟換気空調設備ダンパ構造図

1. 設計条件

外部火災時のばい煙に対して、外部から原子炉制御棟中央制御室への進入を防止できること。

2. 設計仕様

中央制御室が設けられている原子炉制御棟は、専用の換気空調設備を有している。当該換気空調設備にはダンパが設けられており、外部火災時にばい煙が進入し、運転員の監視、操作等に影響を及ぼすおそれのある場合には、換気空調設備を停止し、当該ダンパを閉止することで中央制御室へばい煙の進入を防止することが出来る。

なお、原子炉制御棟は一般区域に該当し、空気汚染のおそれのある管理区域を有しないため、換気空調設備を停止させても、運転員が長期にわたりその場にとどまることが可能である。

原子炉制御棟換気空調設備ダンパの設計仕様は以下のとおり。なお、本申請に係る設備は既設であるため、工事を伴うものではない。

名称	原子炉制御棟換気空調設備ダンパ
形式	株式会社吉場製作所製 K-VD
個数	1
備考	当該ダンパについては本形式と相当するものと交換できるものとする。

工事の方法

本申請に係る設備は既設であるため、工事を伴うものではない。

検査項目

(1) 作動検査

方法: 原子炉制御棟換気空調設備を停止させた後、ダンパを手動にて操作し、閉止することを確認する。

判定: ダンパが正常に閉止すること。

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～第七条		無	—	—
第八条	外部からの衝撃による損傷の防止	有	第1項	以下に示す。
第八条の2～第五十一条		無	—	—

該当条文

第八条(外部からの衝撃による損傷の防止)

試験研究用等原子炉施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。)によりその安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じられたものでなければならない。

2 試験研究用等原子炉施設は、周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)により試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じられたものでなければならない。

3 試験研究用等原子炉を船舶に設置する場合にあつては、原子炉格納容器に近接する船体の部分は、衝突、座礁その他の要因による原子炉格納容器の機能の喪失を防止できる構造でなければならない。

4 試験研究用等原子炉施設は、航空機の墜落により試験研究用等原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合において、防護措置その他の適切な措置を講じられたものでなければならない。

適合性について

1. (森林火災)

外部火災時のばい煙に対して、外部から原子炉制御棟中央制御室への進入を防止できるよう、換気空調設備にはダンパを設ける。

2. 人為事象は本申請の申請範囲外である。

3. JRR-3原子炉施設は、船舶に設置されるものではないため、本条項の適用を受けない。

4. JRR-3原子炉施設は、航空機の墜落により施設の安全性を損なうおそれはないため、本条項の適用を受けない。

資料R3-200-7
資料R3-198-5改

原子炉プール及び使用済燃料プール 水位警報設備の設置

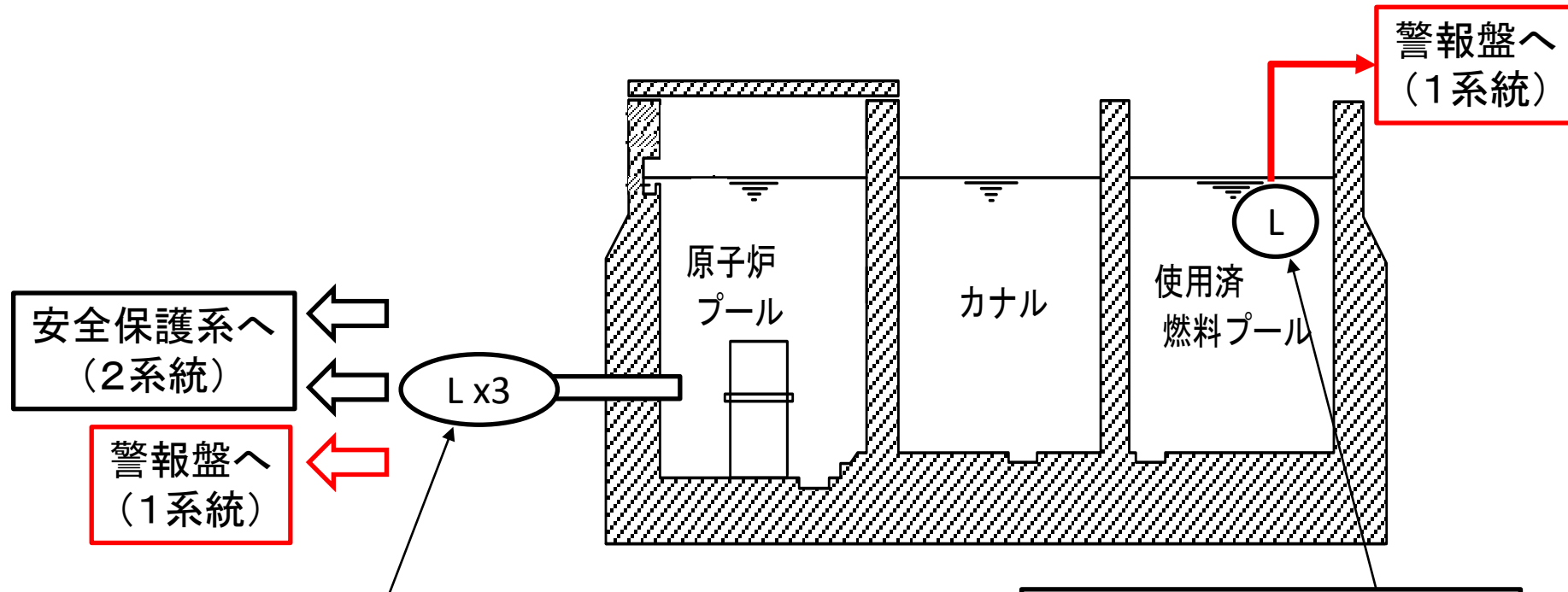
【JRR-3設工認その13 第4編】

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

本申請は、原子炉プール及び使用済燃料プールの水位低下を検知するための警報設備を設けるものである。なお、原子炉の通常運転時等運転員が中央制御室に滞在している間の原子炉プールの水位監視は、安全保護系の原子炉プール水位計(既設、本申請範囲外)により行う。

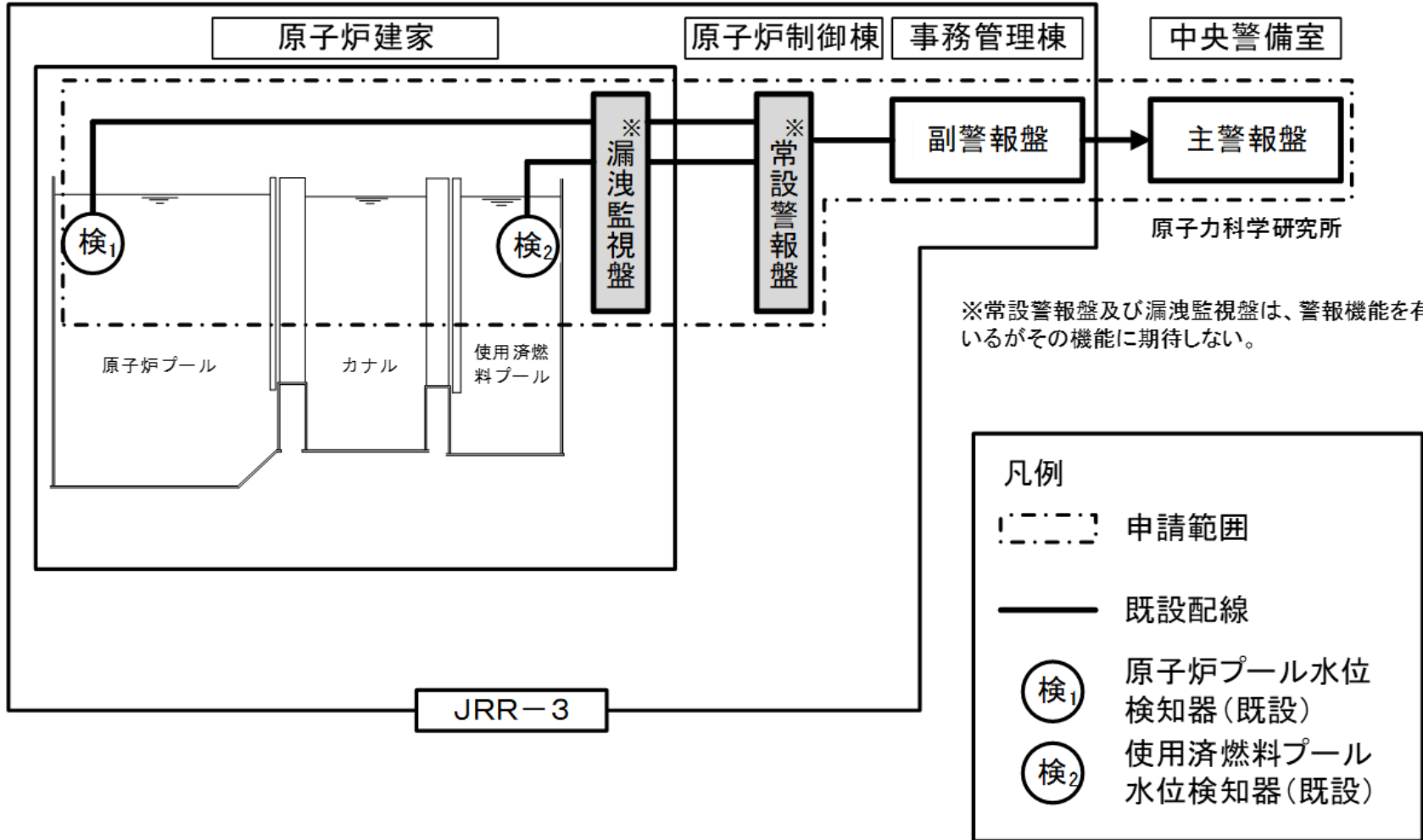
また、本申請に係わる原子炉プール及び使用済燃料プール水位警報設備は既設であるため、工事を伴うものではない。



原子炉プールには3器の差圧伝送器が設けられており、そのうち2器を安全保護系(設置時に認可済み)に、残り1器を常設警報に用いている。本申請は常設警報に用いている原子炉プール水位計を申請するものである。

本申請は使用済燃料プールに設けられたフロートスイッチ式の水時計を申請するものである。

構成及び申請範囲



原子炉プール及び使用済燃料プール水位警報設備系統図

設計条件

(1) 原子炉プール水位警報設備

本申請に係わる原子炉プール水位警報設備は、原子炉停止中※に運転員が中央制御室外（事務管理棟に設置された副警報盤又は中央警備室の主警報盤）で原子炉プールの水位低下を検知するための設備である。

原子炉停止中に原子炉プールの水位低下を検知した場合には、事務管理棟に設置された副警報盤に警報を発するものであること。

原子炉停止中の夜間、休日等に水位の低下を検知した場合には、中央警備室の主警報盤に警報を発するものであること。

(2) 使用済燃料プール水位警報設備

使用済燃料プール水位の低下を検知した場合には、事務管理棟に設置された副警報盤で警報を発するものであること。

原子炉停止時の夜間、休日等に水位の低下を検知した場合には、中央警備室の主警報盤に警報を発するものであること。

※: 原子炉の通常運転時における原子炉プールの水位監視は、安全保護系の原子炉プール水位計(昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号をもって設計及び工事の方法の認可を受け、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)によって行う。

設計仕様

原子炉プール及び使用済燃料プール水位警報設備の構成及び機能は以下のとおり。

(1) 構成

対象	原子炉プール水位	使用済燃料プール水位
形式 (検出方式)	差圧式伝送器	フロートスイッチ式
計測範囲	-400cm ~ 20cm	
警報設定範囲	規定水位から-10cm以下	規定水位から-10cm以下
個数 (チャンネル数)	1	1

(2) 機能

原子炉停止中に原子炉プールの水位低下を検知し、既設の漏洩監視盤及び常設警報盤を経由し、事務管理棟に設置された副警報盤に警報を発生させること。また、中央警備室の主警報盤に警報を発生させること。

使用済燃料プール水の漏洩等により、プール水位の低下が生じた場合に水位の低下を検知し、既設の漏洩監視盤及び常設警報盤を経由し、事務管理棟の副警報盤に警報を発生させること。また、中央警備室の主警報盤に警報を発生させること。

試験・検査は、次の項目について実施する。

作動検査

- 方法:
- イ. 原子炉プール水位の検出器に模擬信号を入力し、事務管理棟に設置された副警報盤及び中央警備室に設置された主警報盤に原子炉プール水位低下の警報が発報することを確認する。
 - ロ. 使用済燃料プール水位の検出器に模擬信号を入力し、事務管理棟に設置された副警報盤及び中央警備室に設置された主警報盤に使用済燃料プール水位低下の警報が発報することを確認する。

- 判定:
- イ. 入力した模擬信号により、事務管理棟に設置された副警報盤及び中央警備室に設置された主警報盤に、原子炉プール水位低下の警報が発報すること。発報した際の模擬の入力値は原子炉プール水位-10cmに達する前の値であること。
 - ロ. 入力した模擬信号により、事務管理棟に設置された副警報盤及び中央警備室に設置された主警報盤に、使用済燃料プール水位低下の警報が発報すること。発報した際の模擬の入力値は、使用済燃料プール水位-10cmに達する前の値であること。

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～第二十五条		無	—	—
第二十六条	核燃料物質貯蔵設備	有	第2項 第4号口	以下に示す。
第三十条	計測設備	有	第1項 第4号口	以下に示す。
第三十一条～第七十一条		無	—	—

該当条文

第二十六条（核燃料物質貯蔵設備）

第1項は省略

2 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する核燃料物質貯蔵設備は、前項に定めるところによるほか、次に掲げるところにより設置されていなければならない。

- 一 省略
- 二 省略
- 三 省略
- 四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を液体中で貯蔵する場合は、前号に掲げるところによるほか、次に掲げるところによること。
 - イ 省略
 - ロ 液位を測定でき、かつ、液体の漏えいその他の異常を適切に検知し得るものであること。

第三十条（計測設備）

試験研究用等原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する設備が設けられていなければならない。この場合において、当該事項を直接計測することが困難な場合は、これを間接的に計測する設備をもって代えることができる。

- 一 省略
 - 二 省略
 - 三 省略
 - 四 一次冷却材に関する次の事項
 - イ 省略
 - ロ 原子炉容器内における温度、圧力、流量及び液位
- 第2項は省略。

適合性について

本申請に係る使用済燃料燃料プール水位警報設備は、液位を計測する設備であり、燃料を貯蔵する設備ではないため、第二十六条第2項第四号ロが該当し、第二十六条第1項から第2項第四号イまでは申請範囲外である。第二十六条第2項第四号ロについて、使用済燃料燃料プールの液位を測定し、異常を検知できるよう使用済燃料プールに水位計を設ける。

本申請に係る原子炉プール水位警報設備は、液位を計測する設備であるため、第三十条第1項第四号ロが該当し、第三十条第1項のその他の条項及び第2項は申請範囲外である。第三十条第1項第四号ロについて、原子炉停止時に原子炉プールの液位を測定し、制御室外で異常を検知できるよう原子炉プールに水位計を設ける。なお、通常運転時の液位の監視及び設計基準事故時の状況把握並びに対策を講ずるために必要な原子炉停止後の液位の監視及び記録は安全保護系の原子炉プール水位計(昭和62年4月6日付け61安(原規)第218号をもって設計及び工事の方法の認可を受け、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)を用いる。

外部消火設備の設置

【JRR-3設工認その13 第5編】

令和2年6月24日

日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所

外部火災対策の全体像

- ①外部火災影響評価(その13第8編にて申請)
- ②外部火災時のばい煙対策(その13第3編にて申請)

その他

- ・外部消火栓

(消火活動に期待せずとも外部火災によって施設の安全性を損なわないことを確認したが、設置許可申請書の記載と整合をとるために本編にて申請)

概要

JRR-3原子炉施設の設置変更許可申請書に記載したとおり、JRR-3原子炉施設周辺で森林火災が発生した場合に備え、建家周辺に消火栓を設ける。なお、森林火災によるJRR-3原子炉施設への影響を評価した結果、外部消火栓の機能に期待しなくとも施設の安全性を損なわないことを確認している。

また、本申請に係る設備は全て既設であり、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

その他試験研究炉用等原子炉の附属施設は、次の各構造及び設備から構成される。

- (1) 非常用電源設備
- (2) 主要な実験設備の構造
- (3) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための設備
- (4) その他の主要な事項

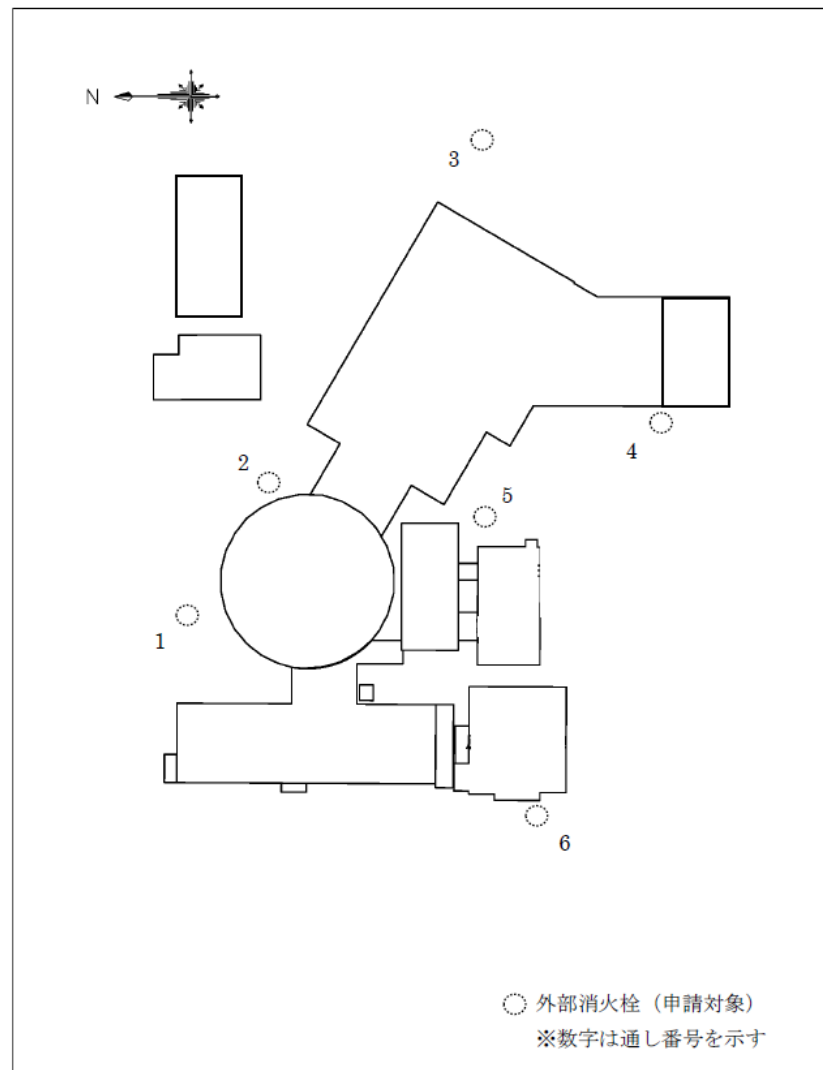
今回申請する範囲は、その他試験研究炉用等原子炉の附属施設の(4) その他の主要な事項について、外部消火設備の設置に関するものである。

設計条件

名称	外部消火栓
設計条件	<ul style="list-style-type: none"> ・JRR-3原子炉施設周辺で森林火災が発生した場合に、消火活動が出来るものであること。 ・消防法を満足するものであること。
備考	森林火災によるJRR-3原子炉施設への影響を評価した結果、外部消火栓の機能に期待しなくとも施設の安全性を損なわないことを確認している。

設計仕様

名称	外部消火栓
個数	6基
図	右図に配置を示す。
備考	消火栓は、消防法を満足する規格のものと交換できるものとする。



外部消火栓の配置図

検査項目及び方法

(1) 員数検査

方法: 外部消火栓が配置図に示す所定の位置に所定の数量配置されていることを目視により確認する。

判定: 外部消火栓が配置図に示す所定の位置に所定の数量配置されていること。

技術基準への適合性について

森林火災による影響評価において、外部消火設備の機能に期待しなくとも施設の安全性を損なわないことが確認できたため、外部消火設備が適合性を示すべき「試験研究の用に供する原子炉等の技術基準に関する規則」の条文はない。

資料R3-200-9
資料R3-198-11改

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24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

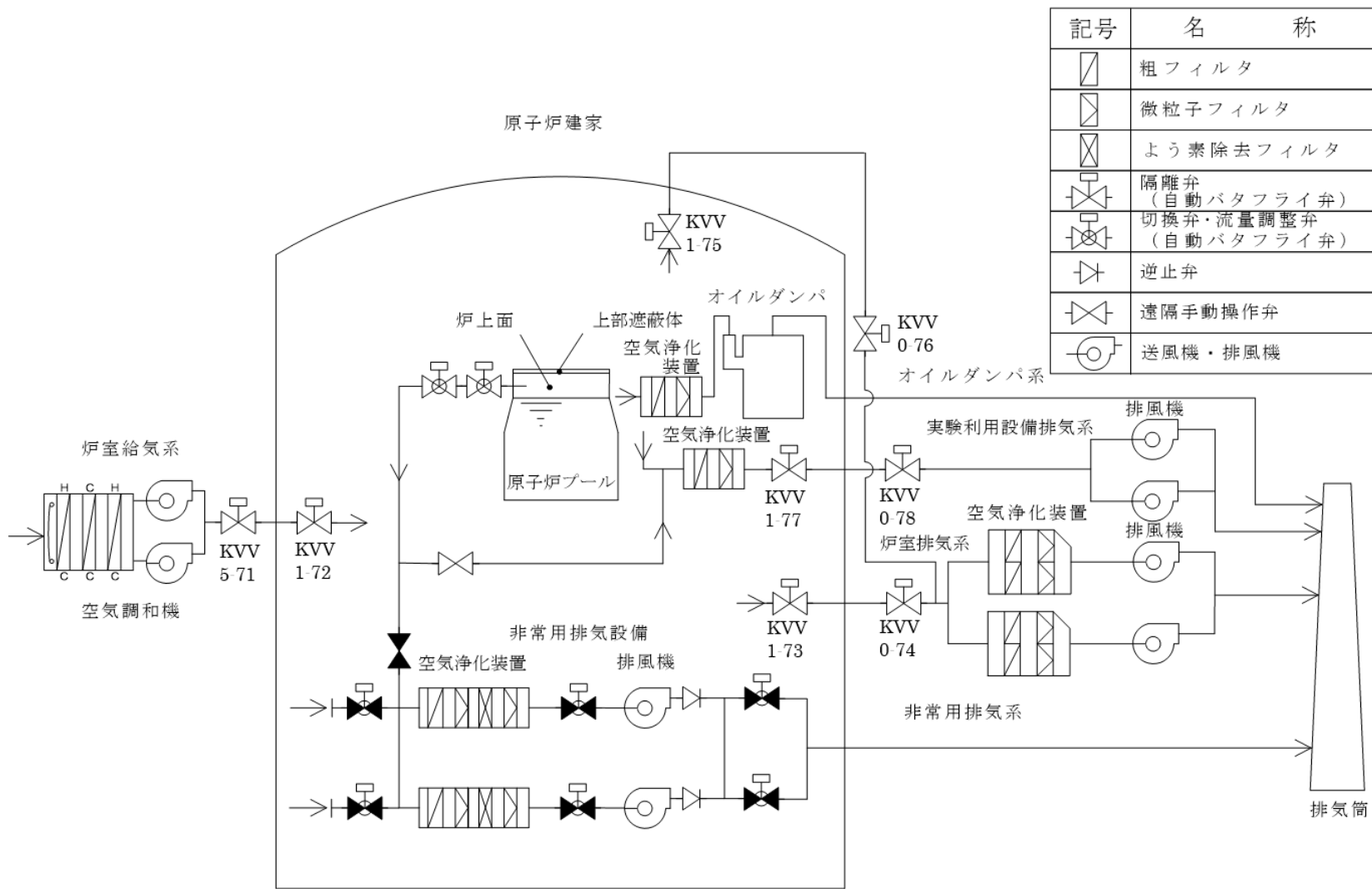
今回申請する範囲は、原子炉格納施設の(2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率のうち、原子炉建家の負圧の維持及び建家の漏えい率の設計に関するものである。負圧維持に係る設備及び漏えい率に係る設備を以下に示す。また、原子炉建家換気系設備の系統図を次ページに示す。

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

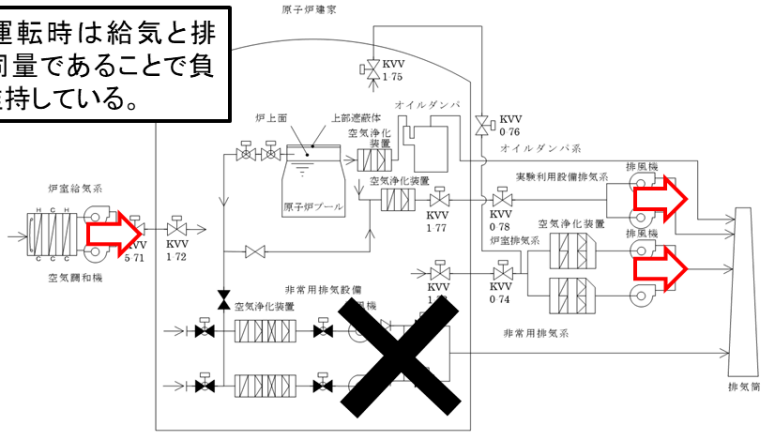
原子炉建家		円筒壁
		屋根
原子炉建家排気設備	炉室排気系	隔離弁
	実験利用設備排気系	隔離弁
	オイルダンパ系	オイルダンパ
原子炉建家換気空調設備	炉室給気系	隔離弁



原子炉建家換気系設備系統図

通常運転時の負圧維持

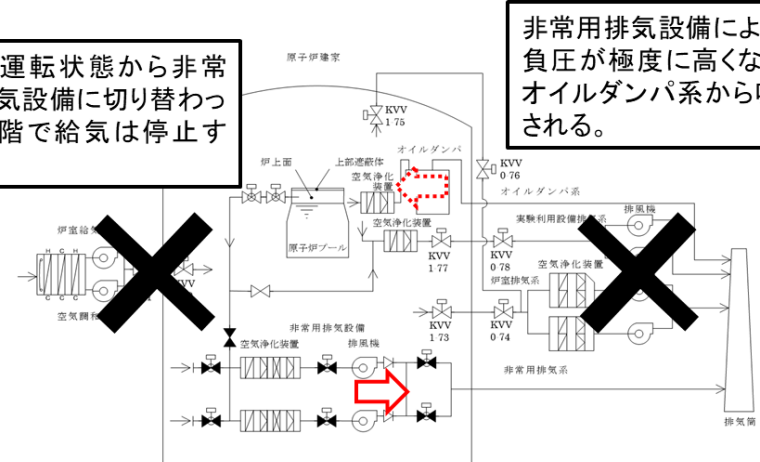
通常運転時は給気と排気が同量であることで負圧を維持している。



非常用排気設備作動時時の負圧維持

通常運転状態から非常用排気設備に切り替わった段階で給気は停止する。

非常用排気設備によって負圧が極度に高くなるとオイルダンパ系から吸気される。

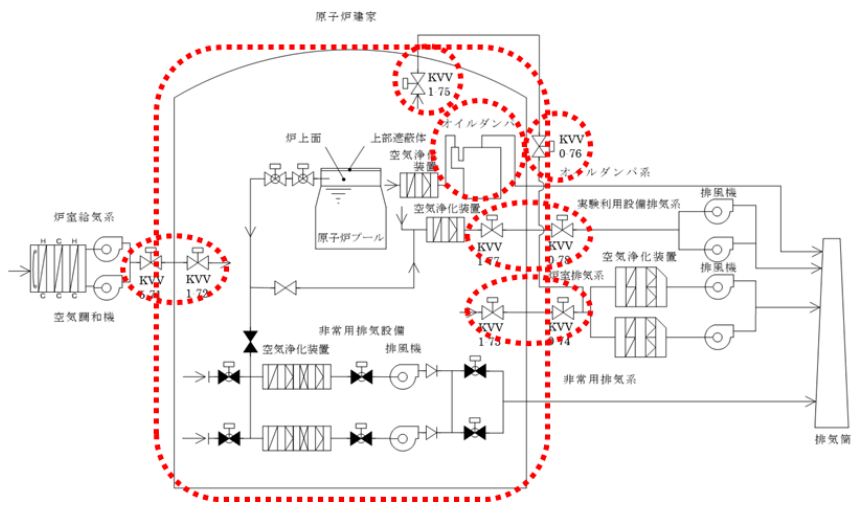


建家の漏えい率について

JRR-3の気密性は原子炉建家とその貫通部(隔離弁及びオイルダンパ)により担保される。

○機能の確認方法

→原子炉格納容器の漏えい率試験規程(JEAC 4203-2008)に定められた絶対圧法により確認する。



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。