

4. 制御棒の挿入性に係る説明書（制御棒駆動機構）

目次

1. 概要	添 4- 1
2. 制御棒挿入性の考え方	添 4- 1
3. JRR-3 の制御棒の特徴	添 4- 1
4. 制御棒駆動機構管内駆動部の挿入性の考え方	添 4- 3
5. 地震計の概要	添 4- 4
6. 制御棒駆動機構管内駆動部の挿入性を考慮すべき時間	添 4- 5
7. 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	添 4- 7
8. 各基準地震動における制御棒駆動装置の変位	添 4-11
9. まとめ	添 4-11
別図	添 4-13

1. 概要

JRR-3 原子炉施設（以下「JRR-3」という。）における制御棒の挿入性は、平成2年の原子炉改造時に「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）（以下「JRR-3の改造（その5）」という。）で設計及び工事の方法の認可を受けているが、今般、新規制基準を受けて基準地震動が変更になったため、新たに策定した基準地震動を用いて制御棒の挿入性を確認する。

2. 制御棒挿入性の考え方

JRR-3の制御棒系は図-4.1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）」（令和元年8月8日付け令01原機（科研）008をもって申請）にて説明している。

3. JRR-3の制御棒の特徴

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。

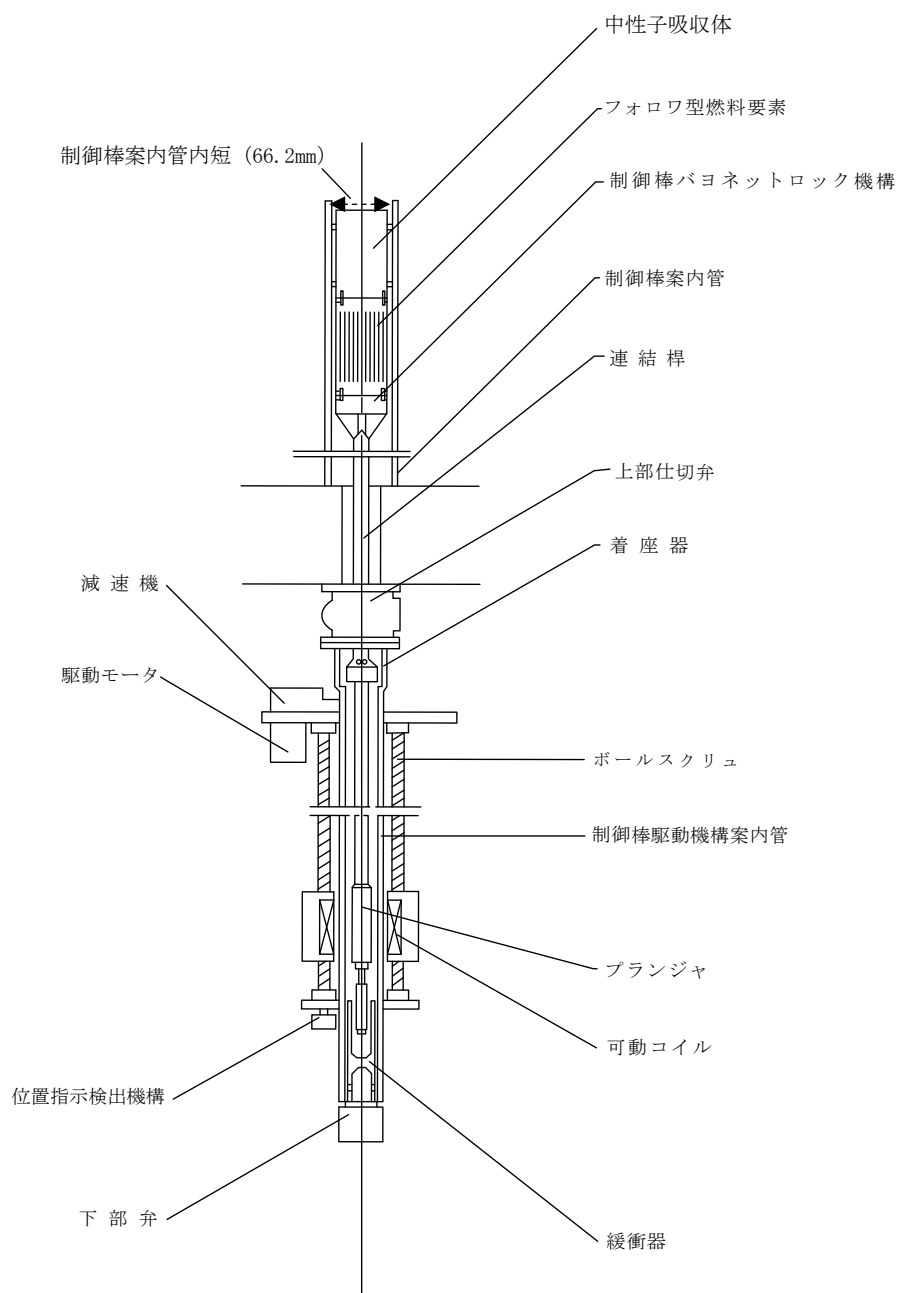


図-4.1 制御棒系概略図

4. 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（図-4.2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。

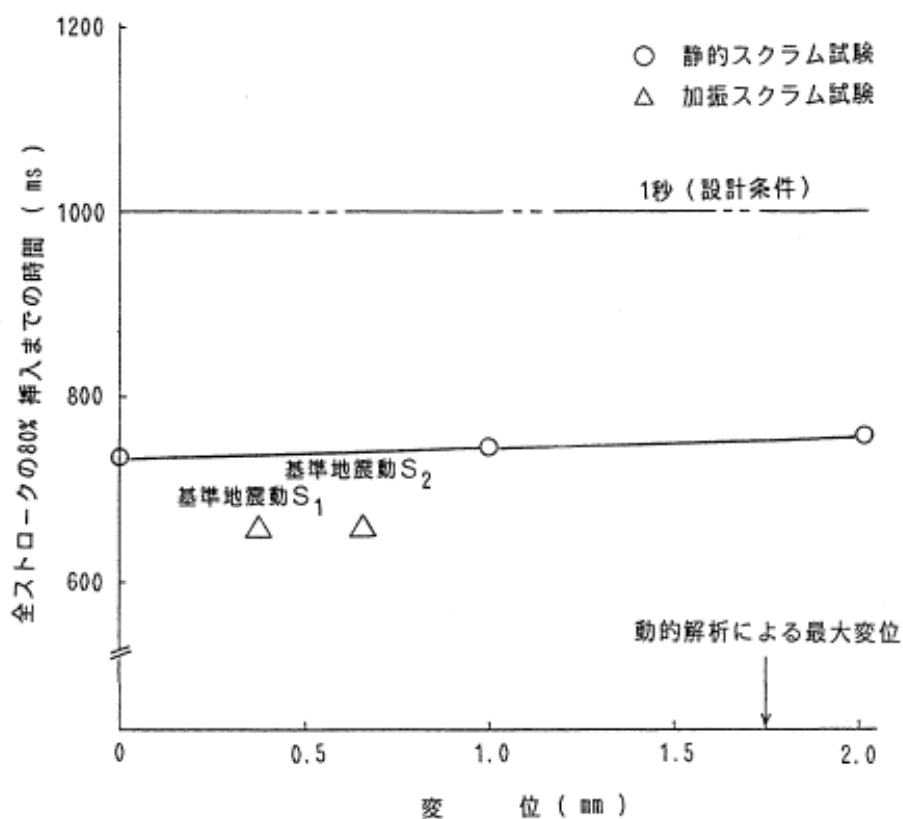


図-4.2 スクラム機能試験結果

（JRR-3の改造（その5）添付計算書Ⅱ-2-1「地震時における制御棒の挿入性についての検討」より）

5. 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。図-4.3 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。

※ 1 gal = 1 cm/s²であり、以降、gal もしくは cm/s²を用いる。

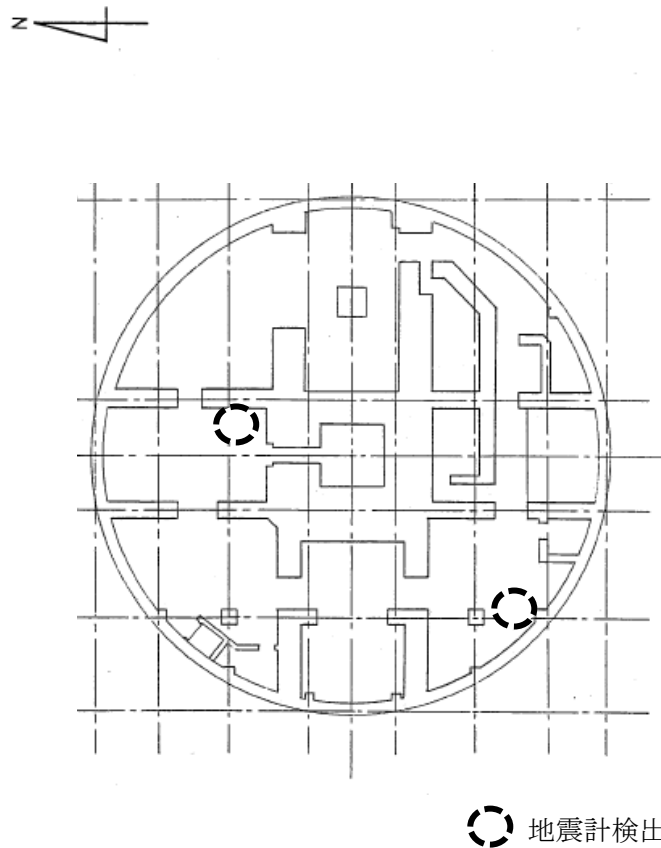
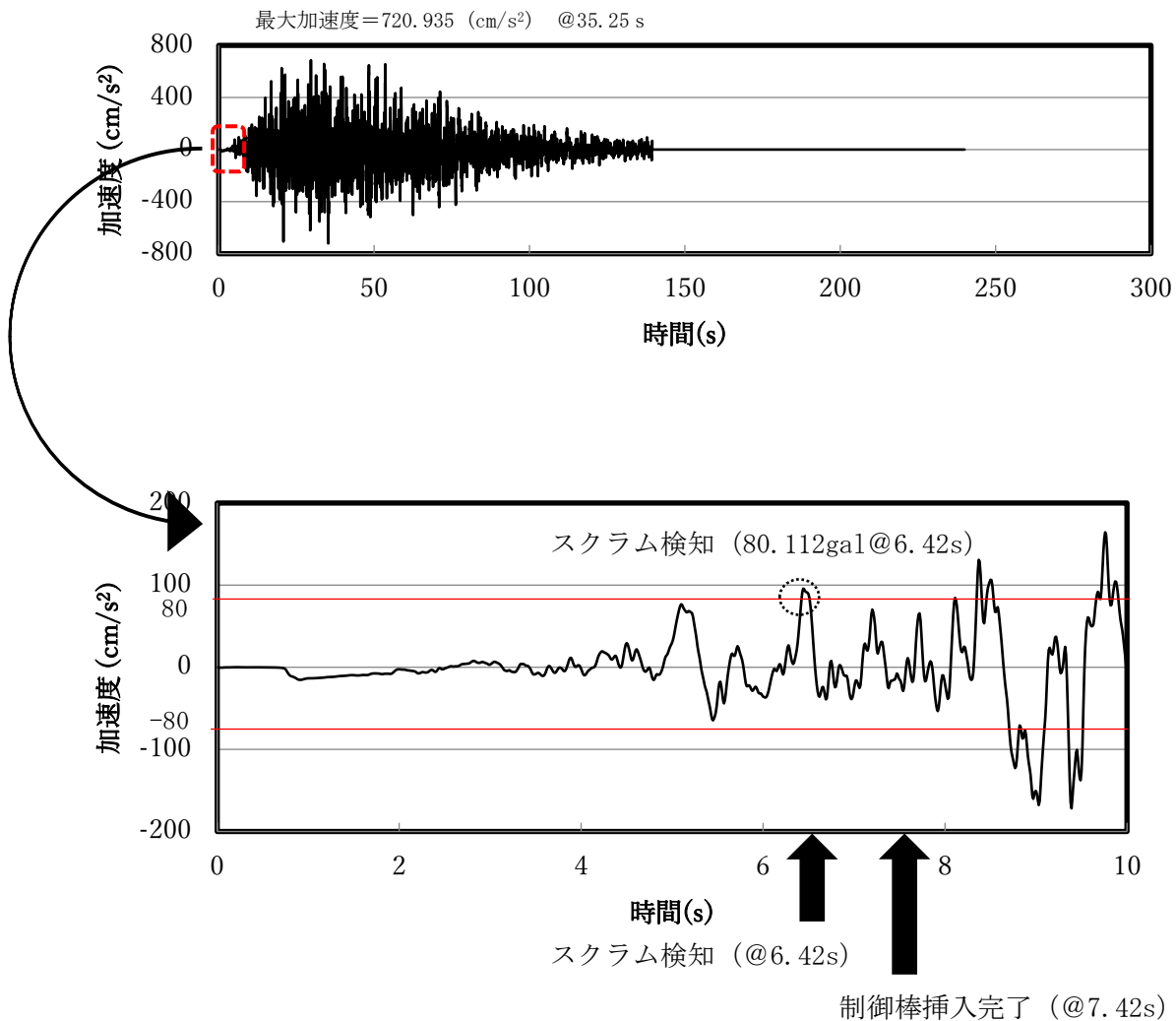


図-4.3 原子炉建家地階（GL-7.3m）平面図及び地震計検出器設置場所

6. 制御棒駆動機構管内駆動部の挿入性を考慮すべき時間

4.に記載したとおり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 S_s-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）。



各基準地震動のスクラム検知時刻を表-4.1 に示す。また、各基準地震動の原子炉建家地階（GL-7.3m）における床応答の時刻歴を別図-4.1.1～別図-4.1.5 に示す。なお、当該時刻歴は「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4）添付書類 1-1. 原子炉建家の耐震性に関する説明書」（平成 30 年 11 月 1 日付け 30 原機（科研）010 をもって申請）の結果から得られたものである。

表-4.1 各基準地震動のスクラム検知時刻（原子炉建家地階（GL-7.3m））

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

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、表-4.1の結果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）は以下のとおりとなる。

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

7. 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(「添付書類3-4-3-2. 制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の地震応答解析」の結果から得られたものを用いる。)により求める。

制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の時刻歴応答解析による動的解析は、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系モデル(図-4.4参照)を制御棒6体分組み合わせたモデル(図-4.5参照)を用いて行った。

- 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(図-4.2参照)。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。

図-4.6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、当該時刻歴は図-4.4のモデルの質点1～質点15の変位を全て重ねたものである。図-4.6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。

※平成2年の原子炉改造当時の基準地震動

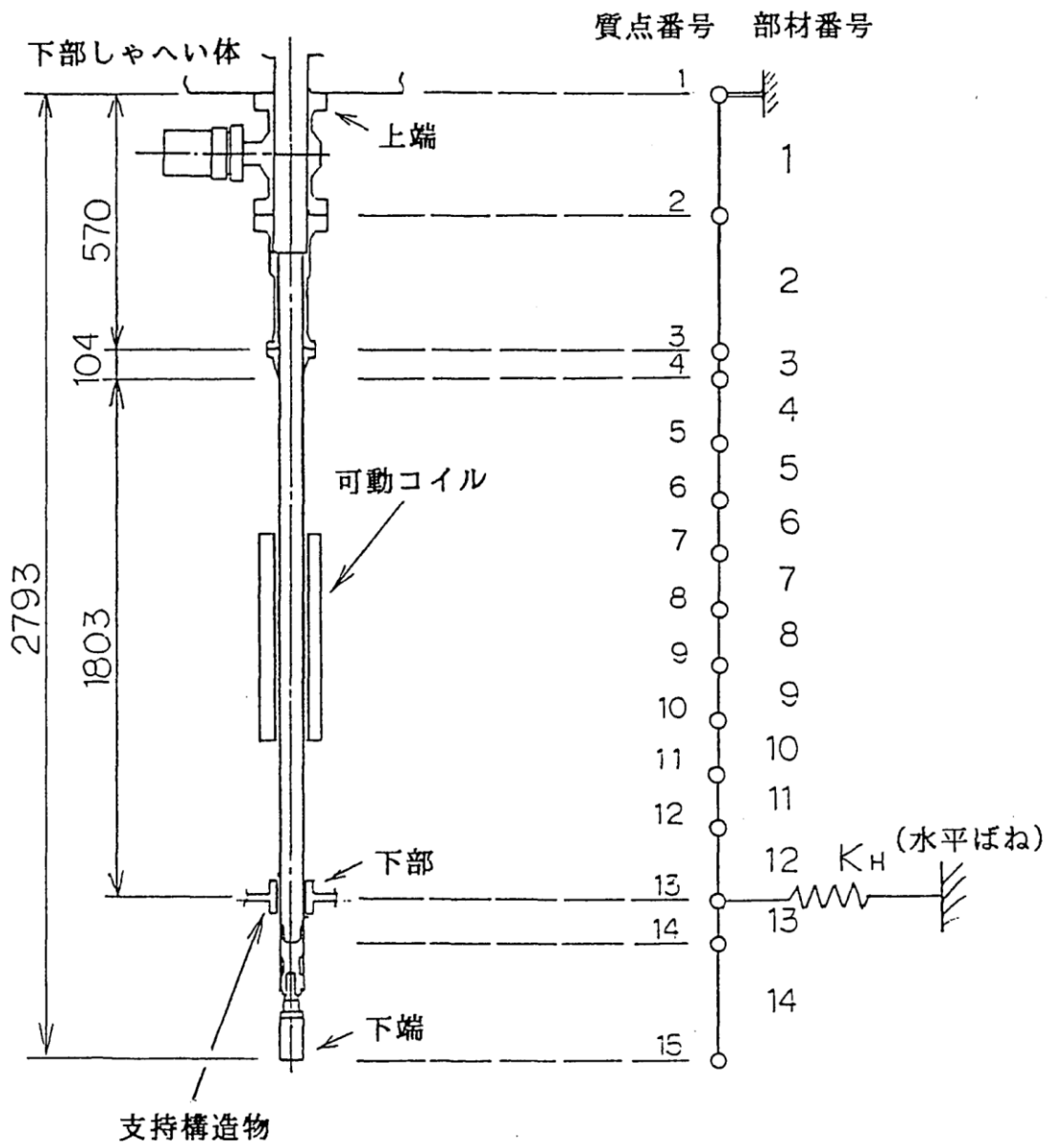


図-4.4 制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管 自重解析モデル

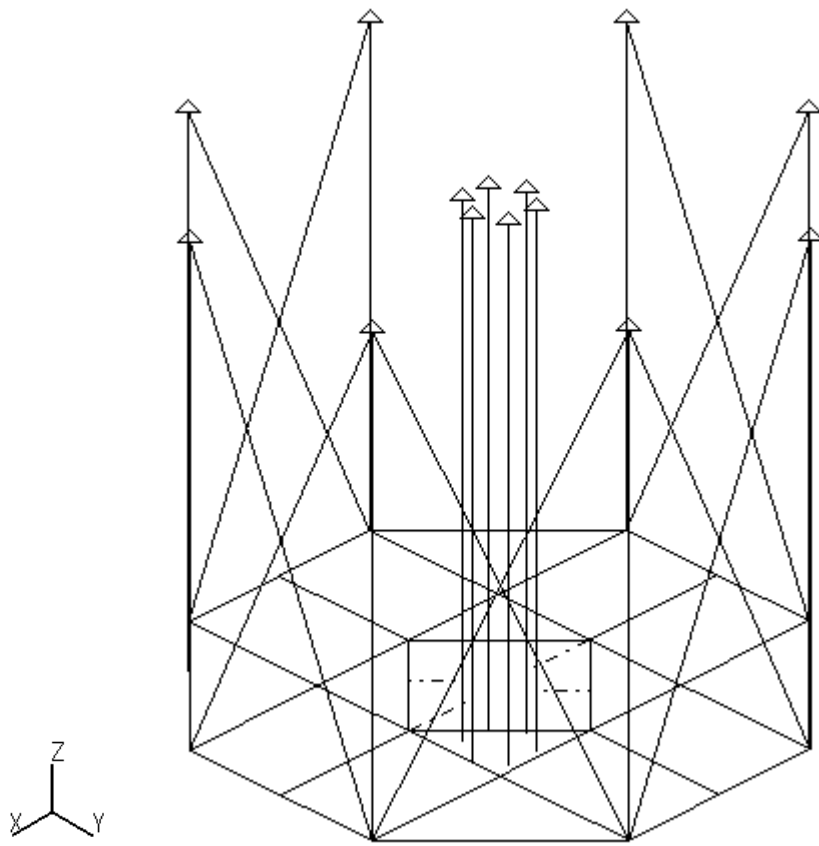


図-4.5 制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管 地震応答解析モデル

注) 入力地震波の向きについては、上記モデル図の X 軸方向を NS 方向、Y 軸方向を EW 方向に設定している。

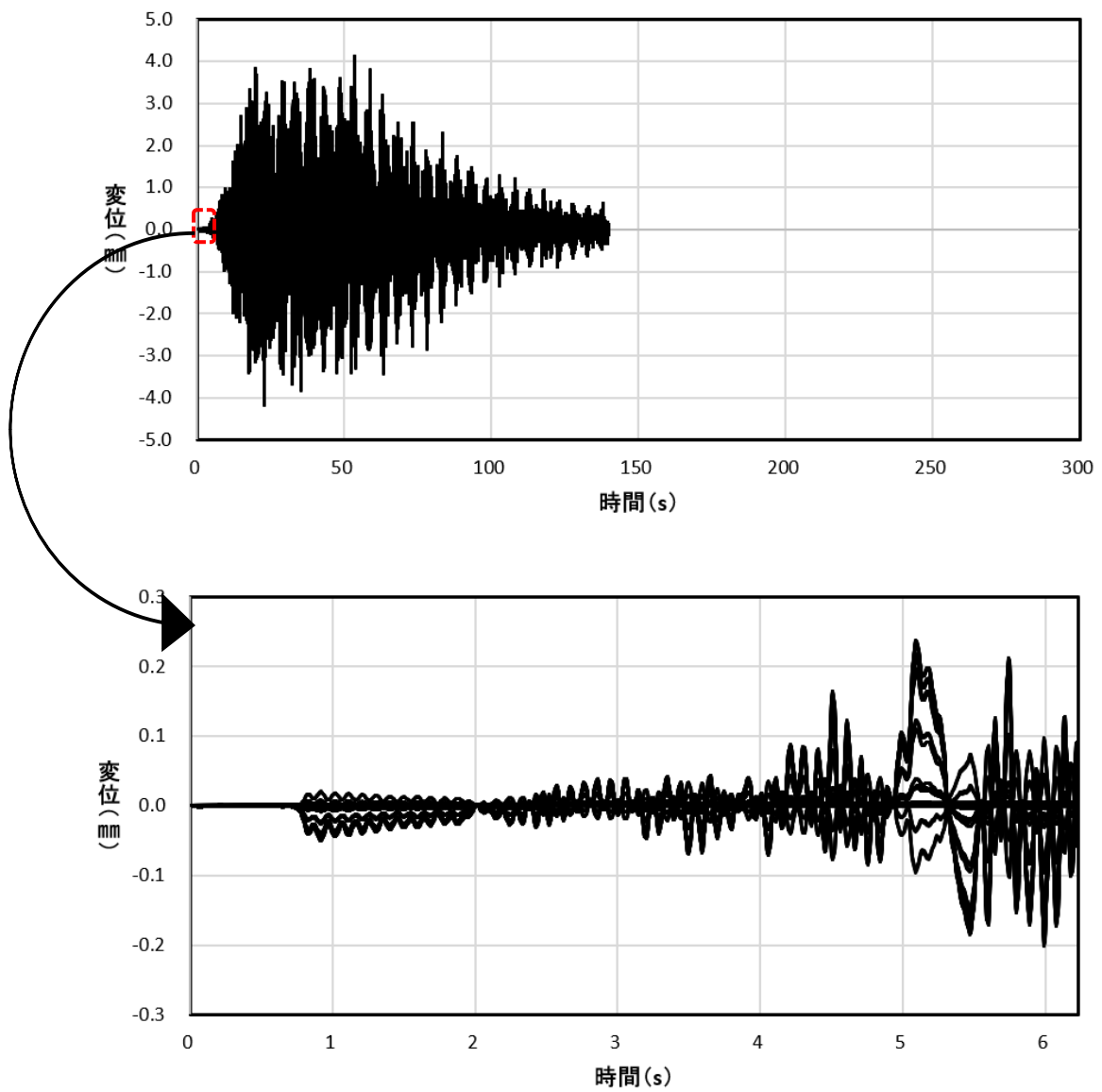


図-4.6 基準地震動 Ss-D 時の X 方向の制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の変位

8. 各基準地震動における制御棒駆動装置の変位

各基準地震動における制御棒駆動装置のスクラム検知及び制御棒挿入時間までの最大変位は別図-4.2.1～別図-4.2.5に示すとおりである。また、別図-4.3.1～別図4.3.5に別図-4.2.1～別図-4.2.5の拡大図及び各基準地震動における制御棒駆動装置の変位が2mmを超えるまでの制御棒駆動装置の時刻歴並びに原子炉建家地階（GL-7.3m）における床応答の時刻歴を示す。

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とはならないため、検討から除外する。

別図-4.2.1～別図-4.2.5及び別図-4.3.1～別図4.3.5の制御棒駆動装置の変位の時刻歴から、制御棒が挿入完了する時刻までの検討範囲内の制御棒駆動装置の最大変位は0.3mm以下であることが分かる。また、別図-4.3.1～別図4.3.5の原子炉建家地階（GL-7.3m）における床応答の時刻歴からJRR-3では地震の初期のわずかな揺れでスクラムを検知し、制御棒の挿入を完了することができることがわかる。加えて以下に示すようにスクラム検知から挿入完了までの時間（1秒）と比較し、スクラム検知時刻から制御棒駆動装置の変位が2mm以上となるまでには十分な時間がある。

	スクラム検知時刻（s）	水平方向変位が2mm以上となる時刻（s）	スクラム検知から変位が2mm以上となるまでの時間（s）
Ss-D	5.23	13.21	7.98
Ss-1	13.44	18.97	5.53
Ss-2	13.59	18.75	5.16
Ss-3	12.53	22.37	9.84
Ss-4	79.80	103.68	23.88

9. まとめ

8.の結果から、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（図-4.7参照）、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。

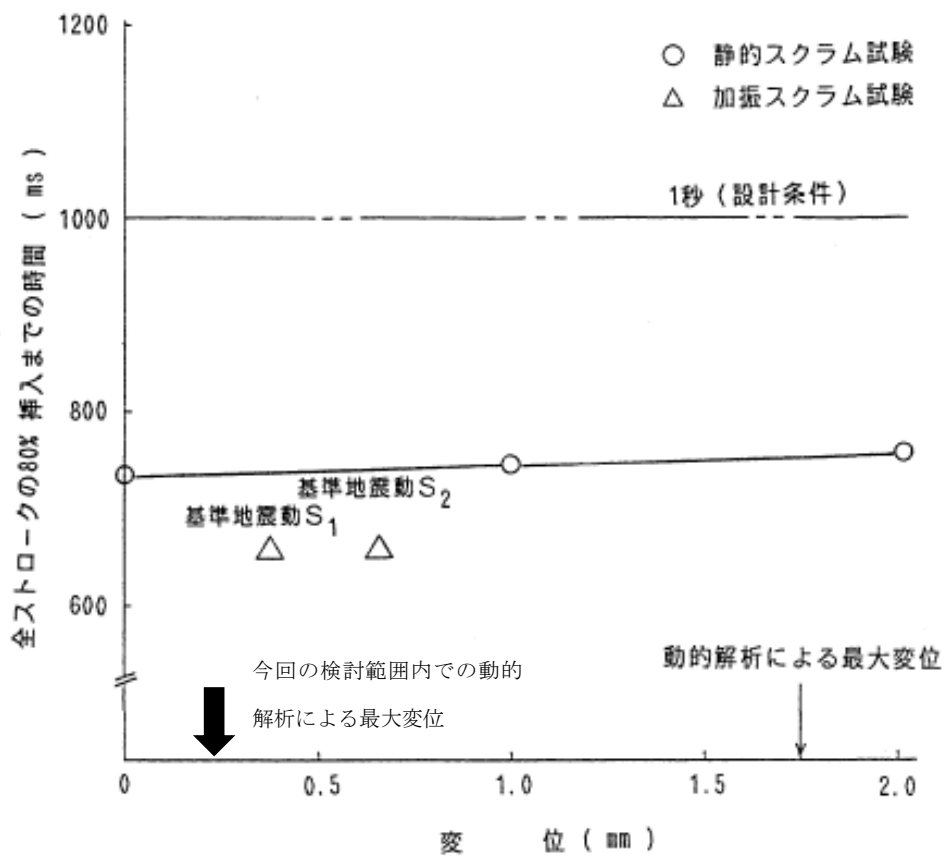
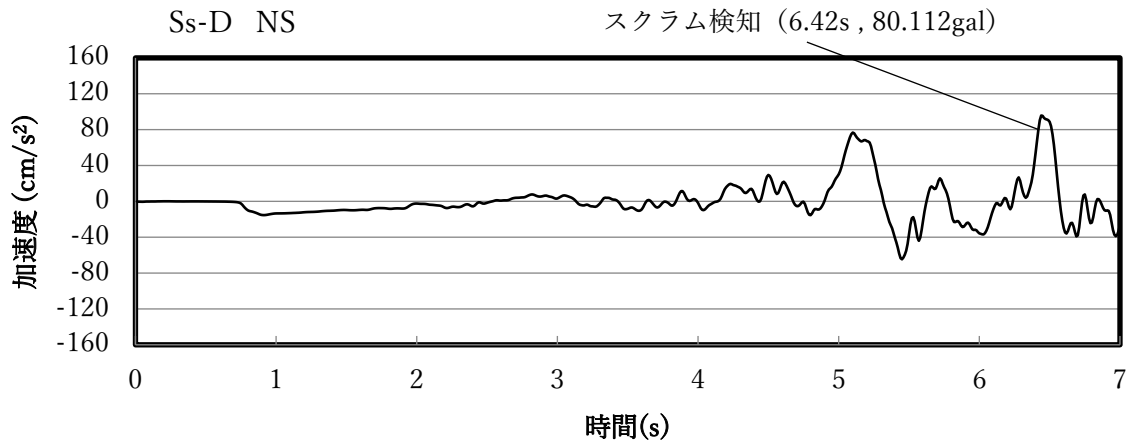
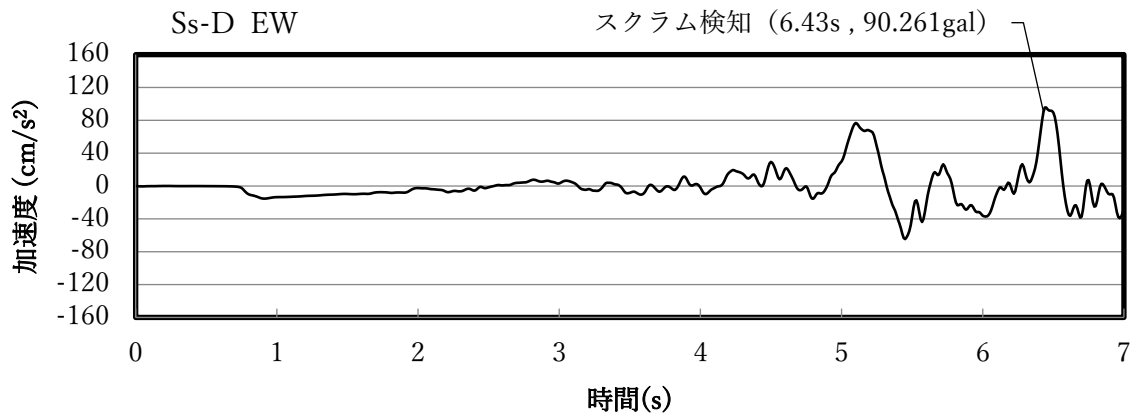


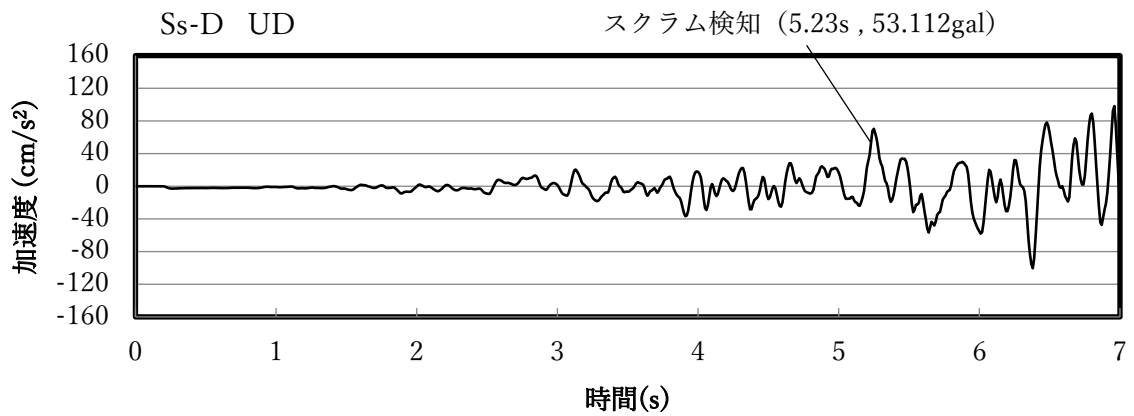
図-4.7 スクラム機能試験結果



Ss-D(NS 方向)

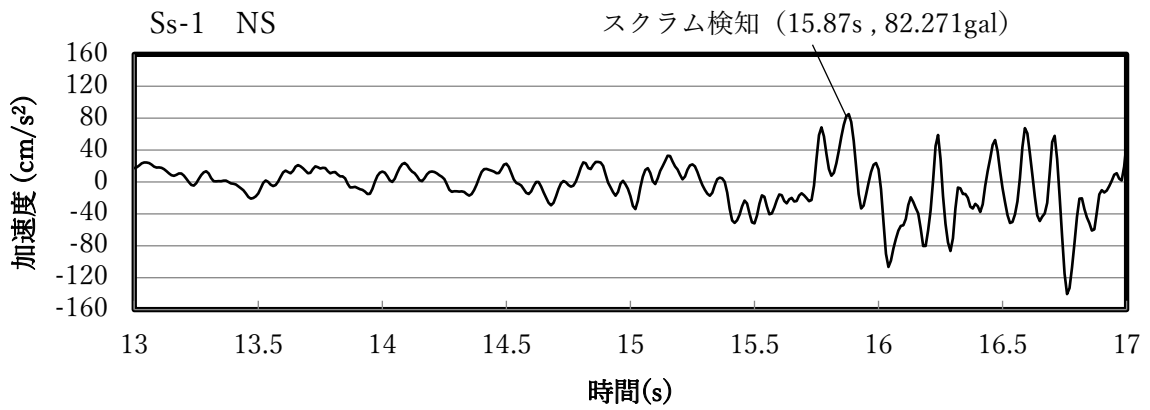


Ss-D(EW 方向)

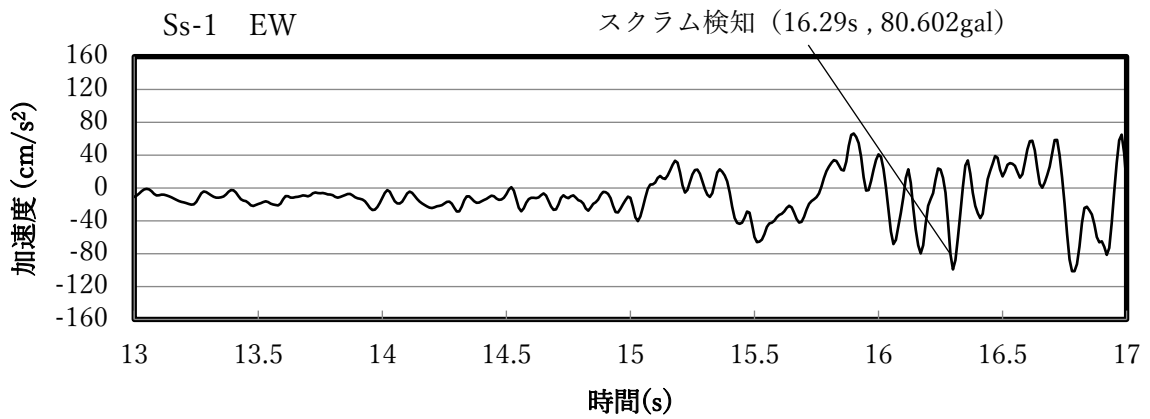


Ss-D(UD 方向)

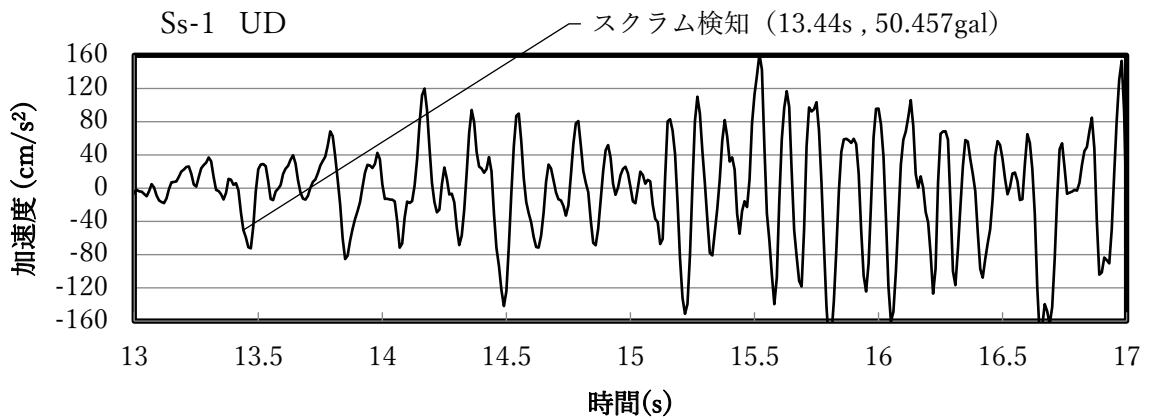
別図-4. 1. 1 基準地震動 Ss-D の原子炉建家地階 (GL-7.3m) における床応答時刻歴



Ss-1(NS 方向)

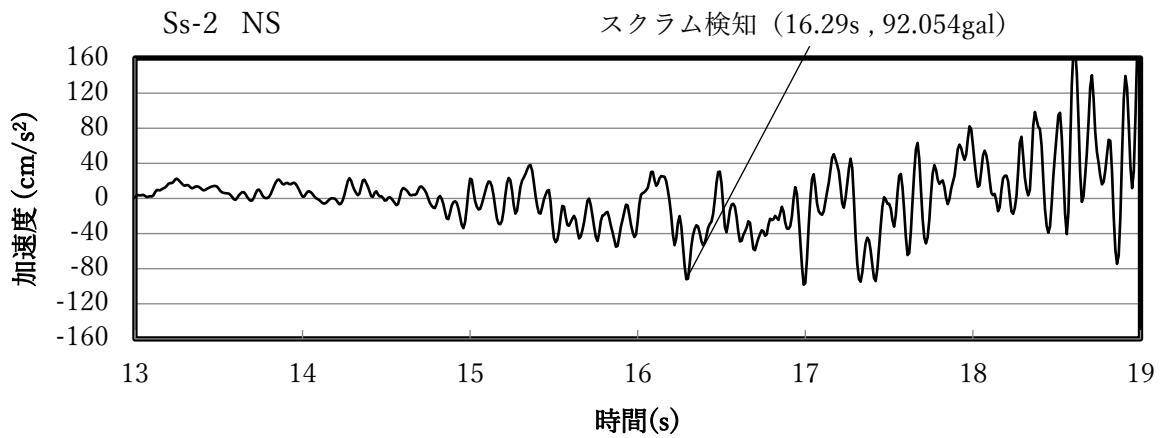


Ss-1(EW 方向)

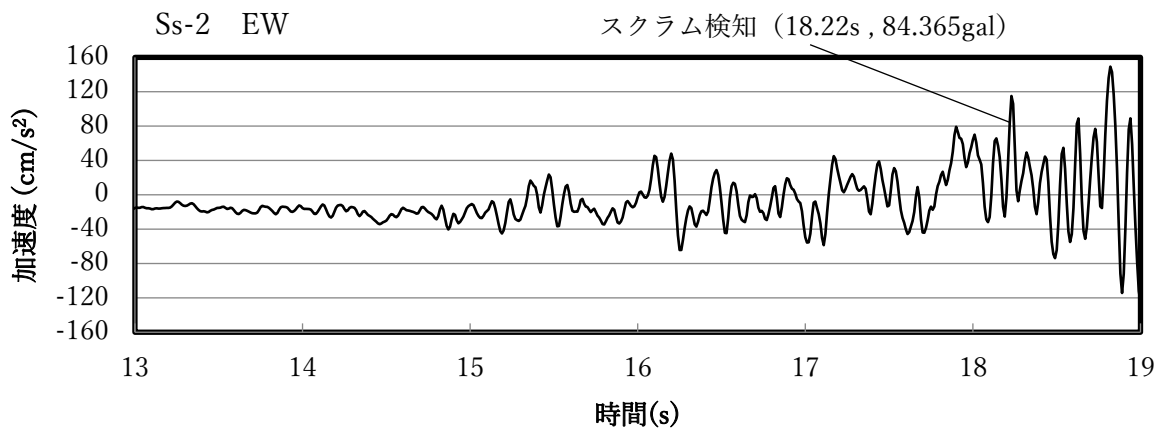


Ss-1(UD 方向)

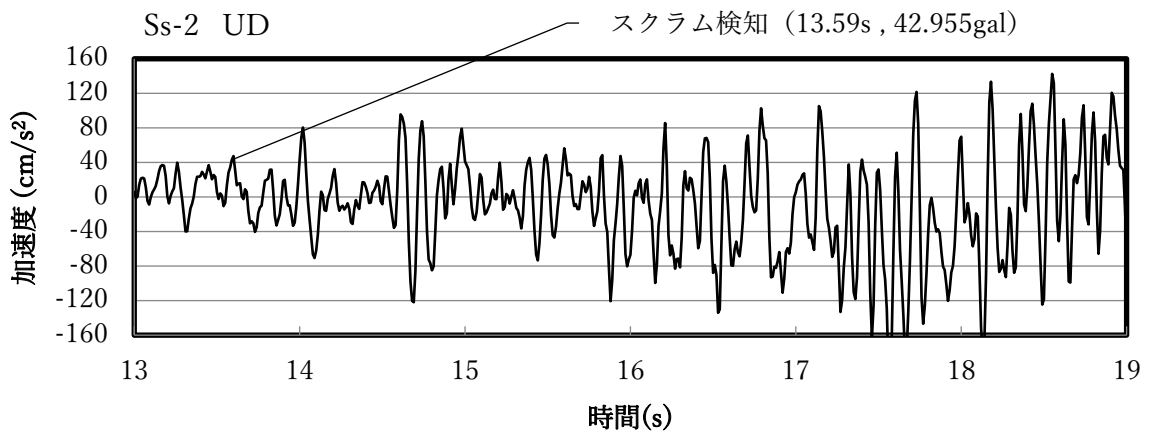
別図-4.1.2 基準地震動 Ss-1 の原子炉建家地階 (GL-7.3m) における床応答時刻歴



Ss-2(NS 方向)

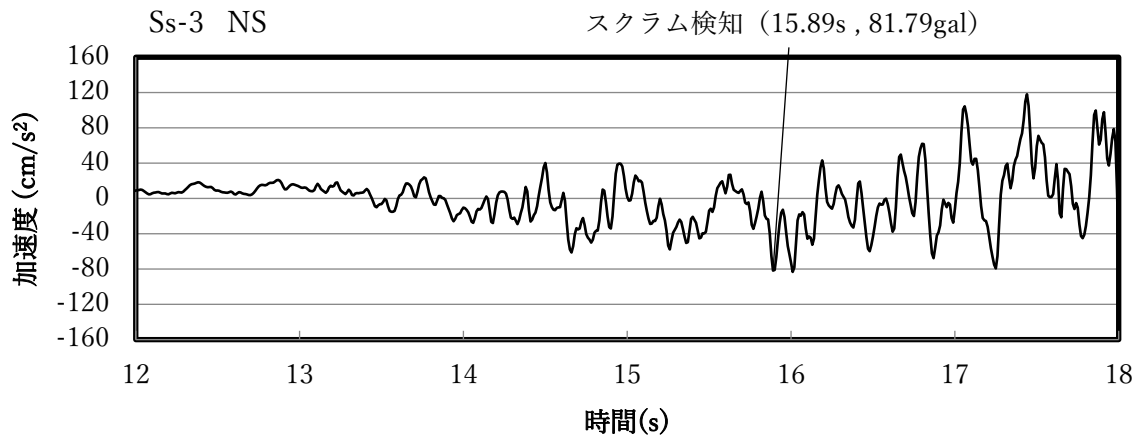


Ss-2(EW 方向)

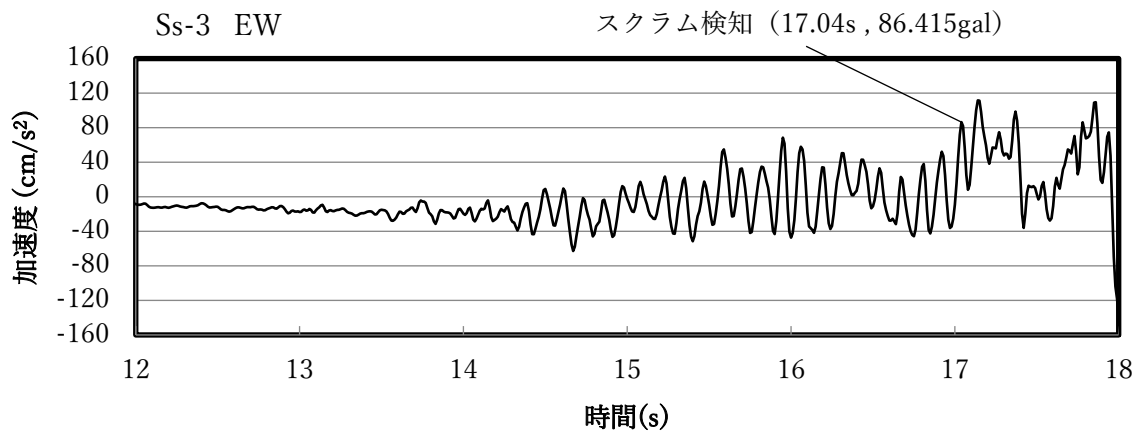


Ss-2(UD 方向)

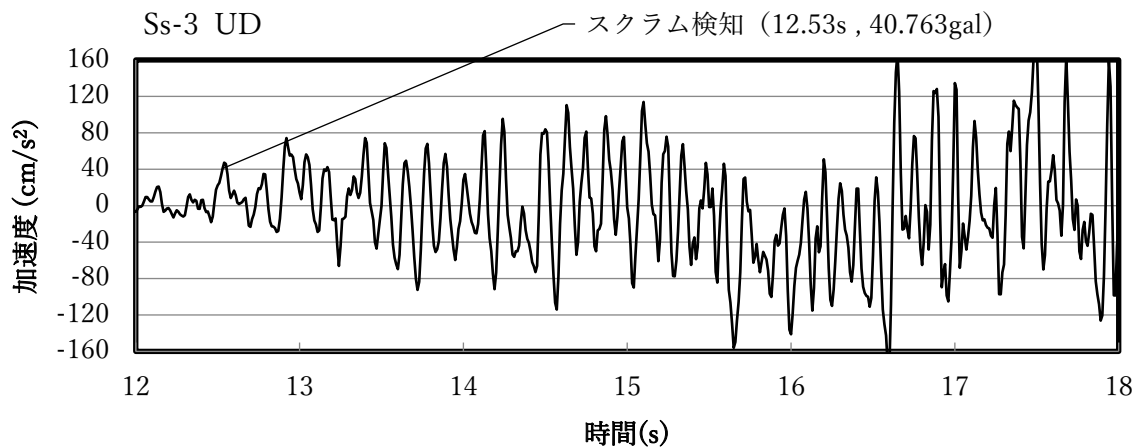
別図-4. 1. 3 基準地震動 Ss-2 の原子炉建家地階 (GL-7. 3m) における床応答時刻歴



Ss-3(NS 方向)

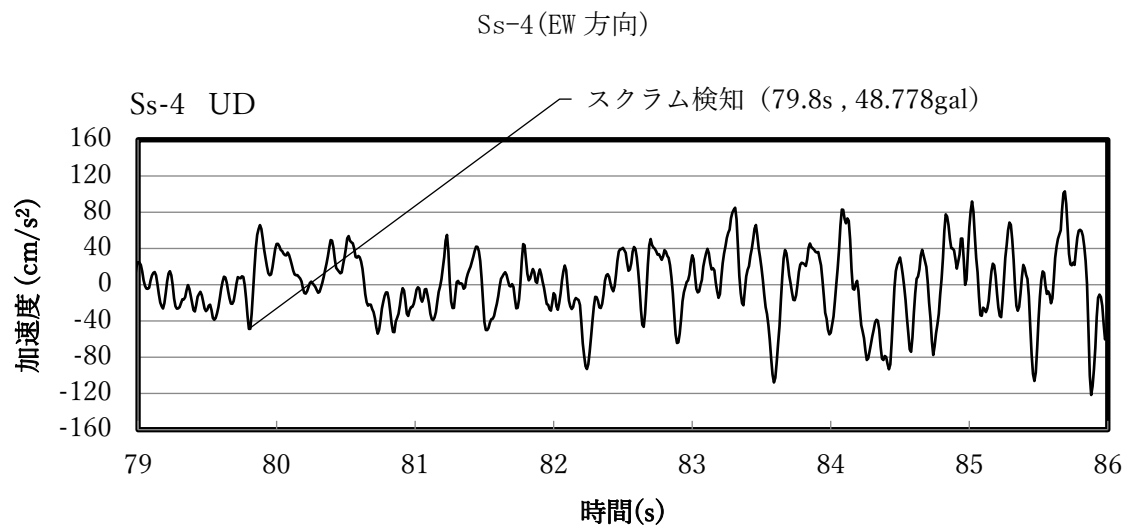
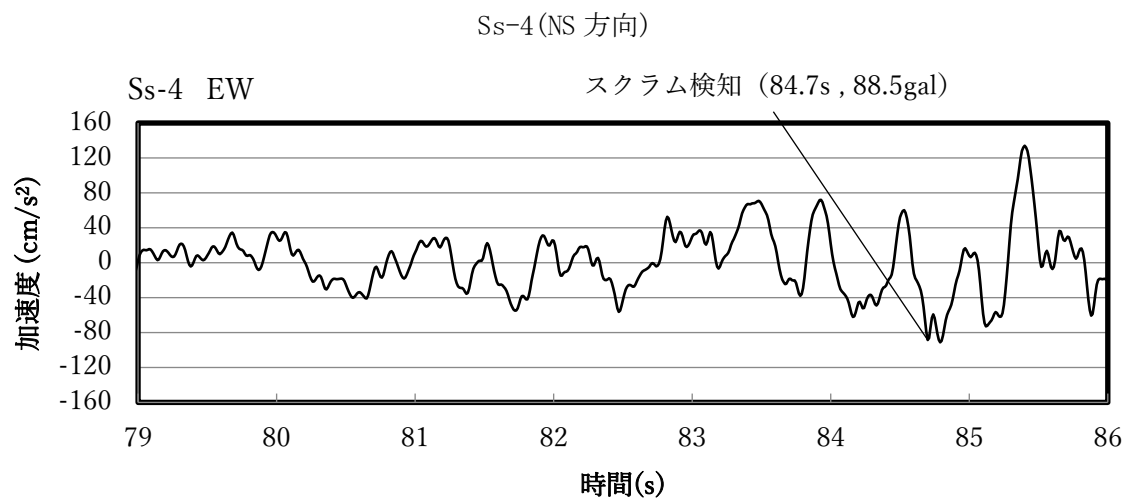
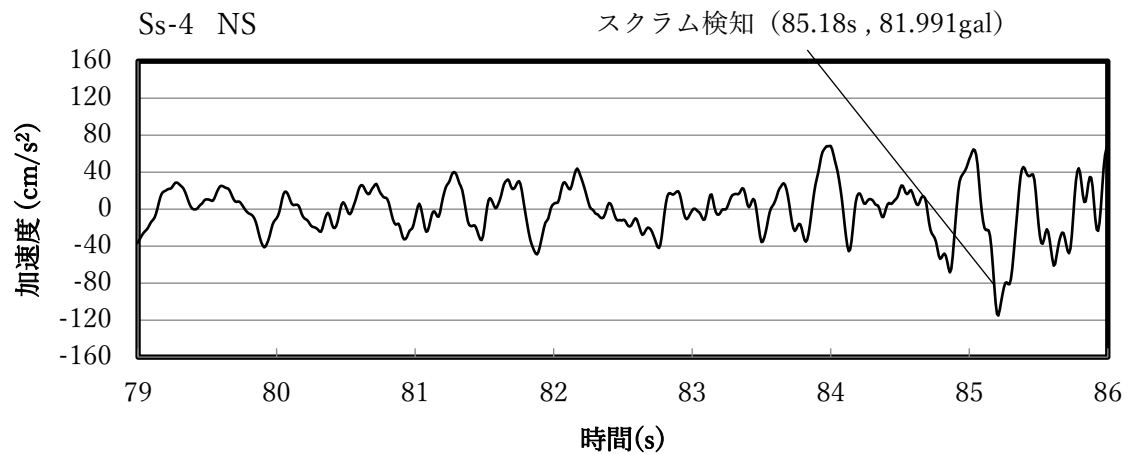


Ss-3(EW 方向)



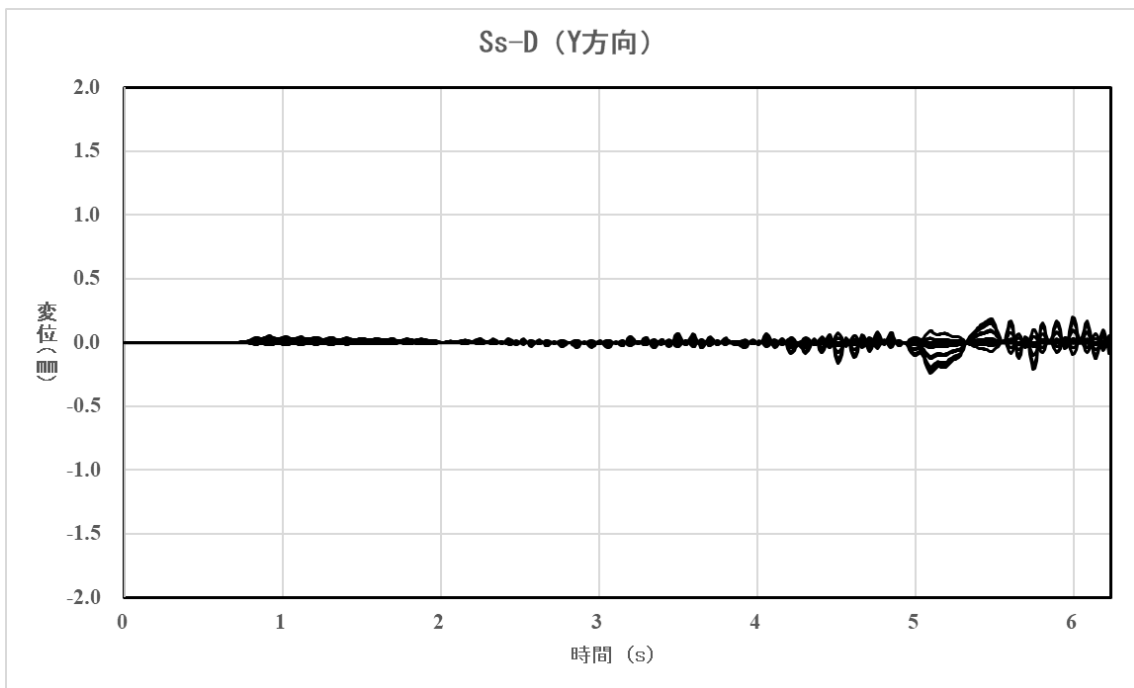
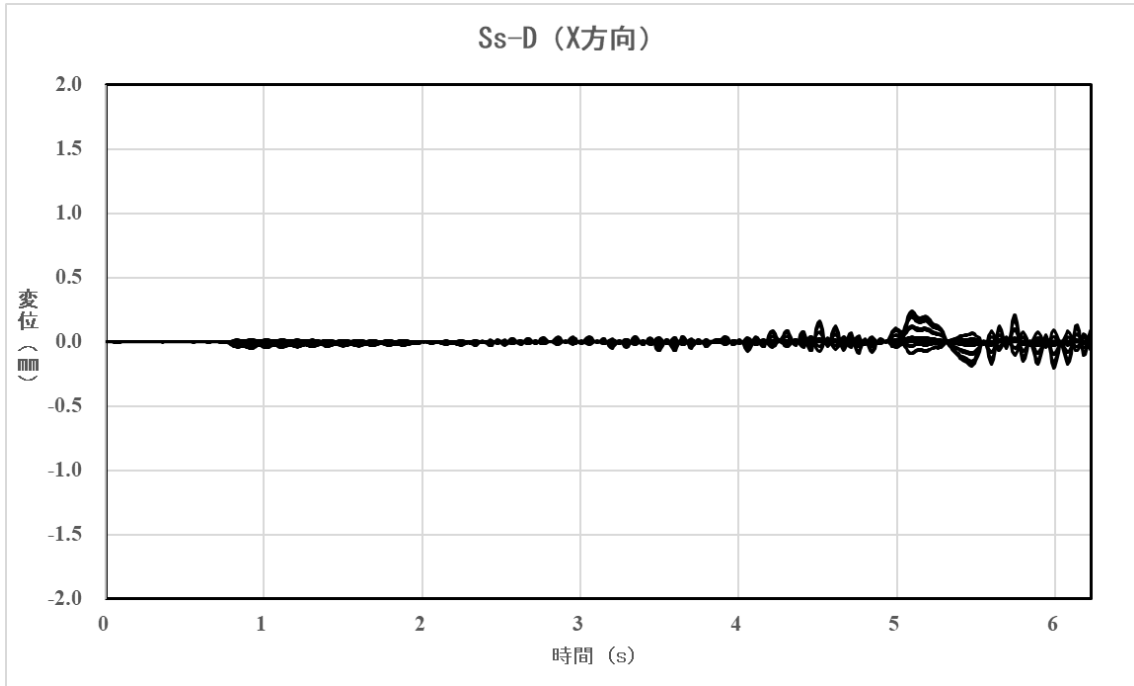
Ss-3(UD 方向)

別図-4.1.4 基準地震動 Ss-3 の原子炉建家地階 (GL-7.3m) における床応答時刻歴

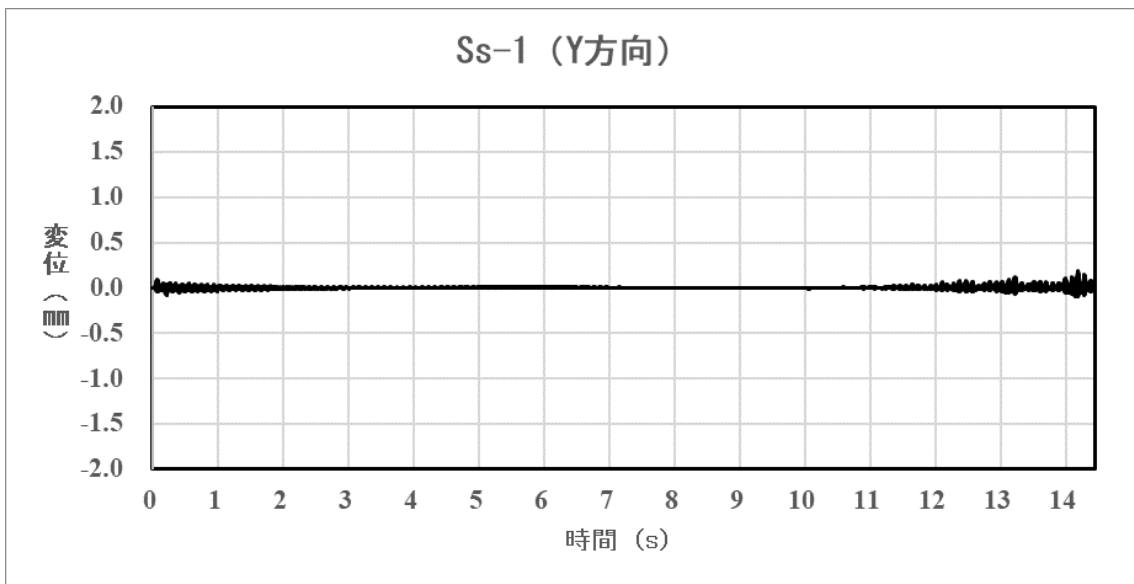
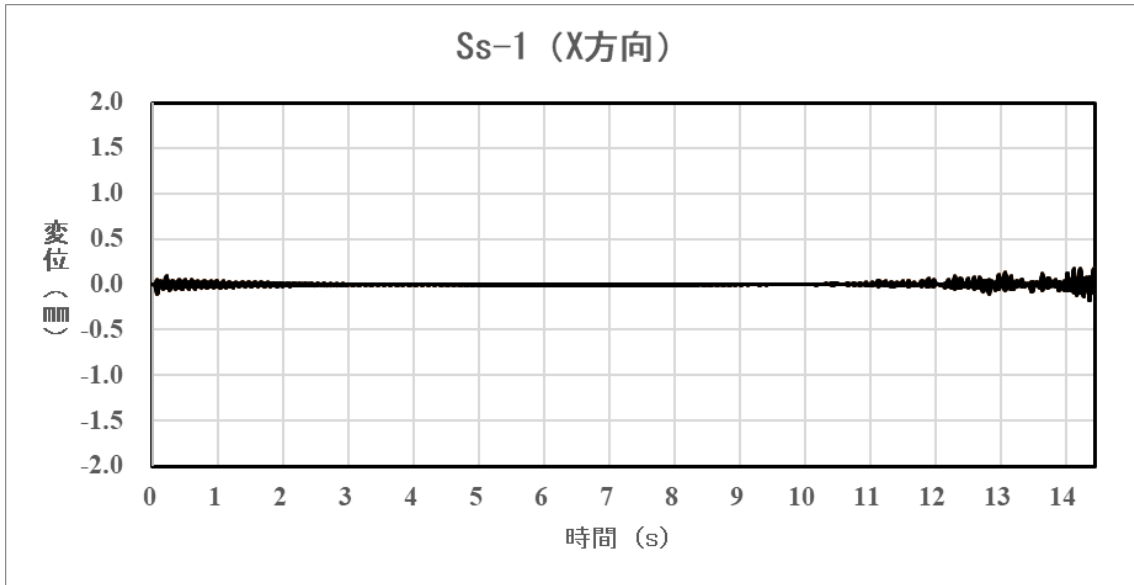


Ss-4(UD 方向)

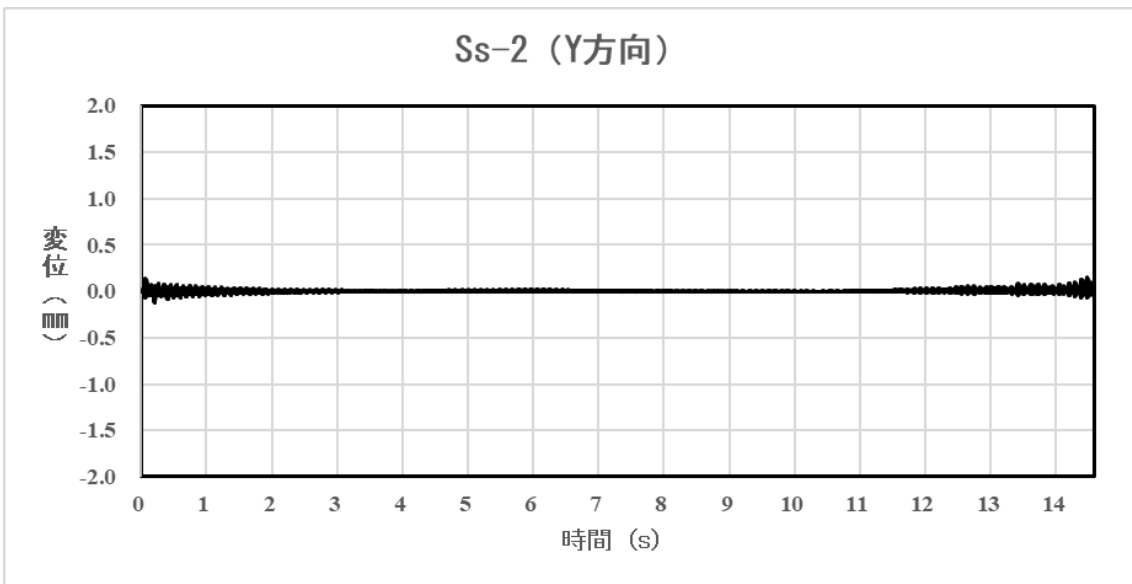
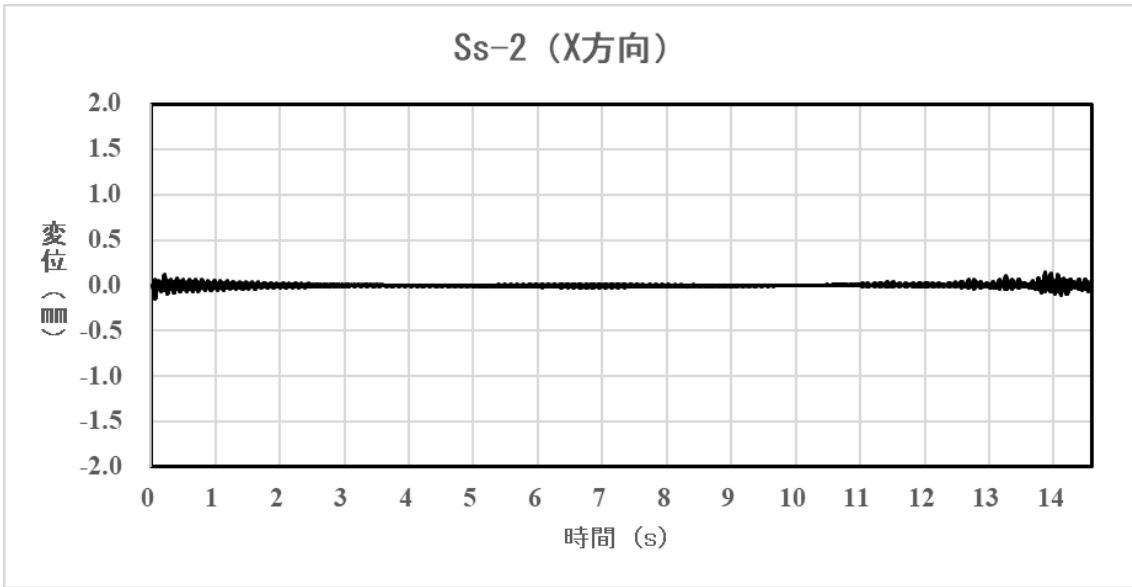
別図-4. 1. 5 基準地震動 Ss-4 の原子炉建家地階 (GL-7. 3m) における床応答時刻歴



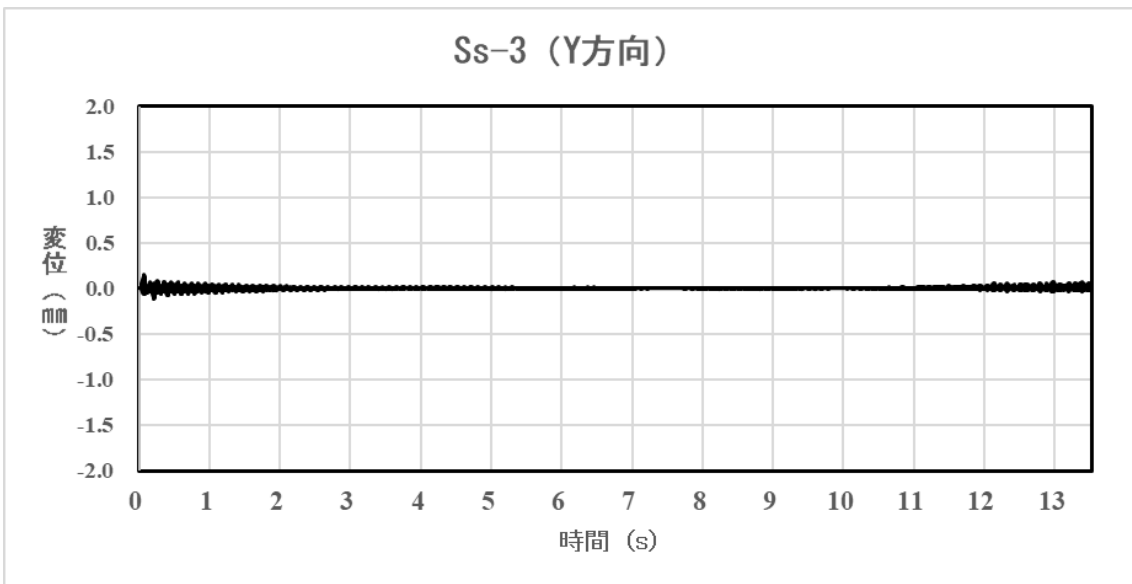
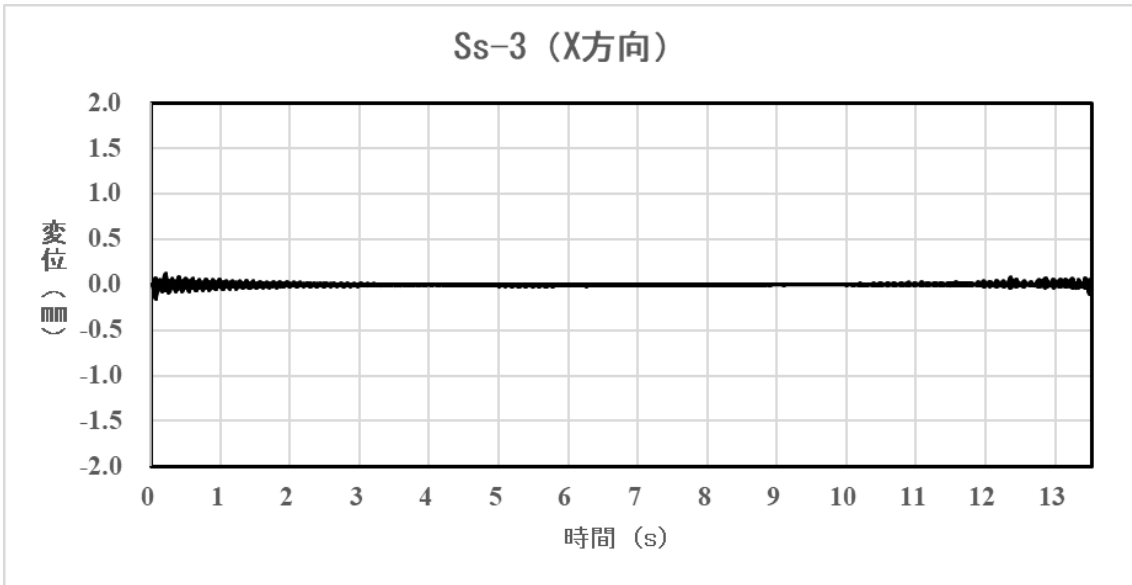
別図-4. 2. 1 基準地震動 Ss-D 時の制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の変位
(水平 (X, Y) 方向)



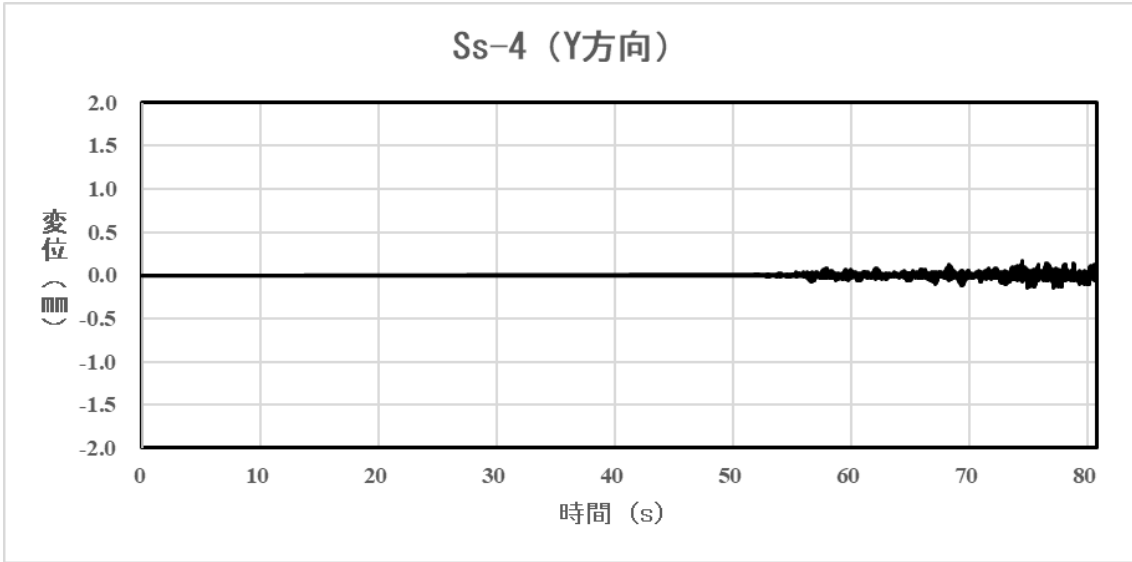
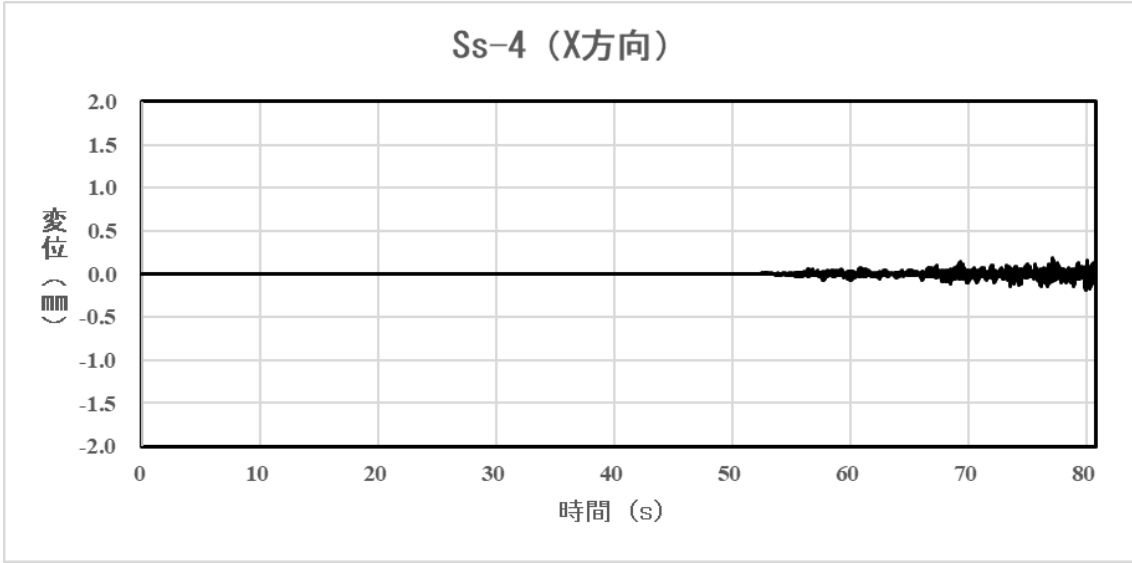
別図-4. 2. 2 基準地震動 Ss-1 時の制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の変位
(水平 (X, Y) 方向)



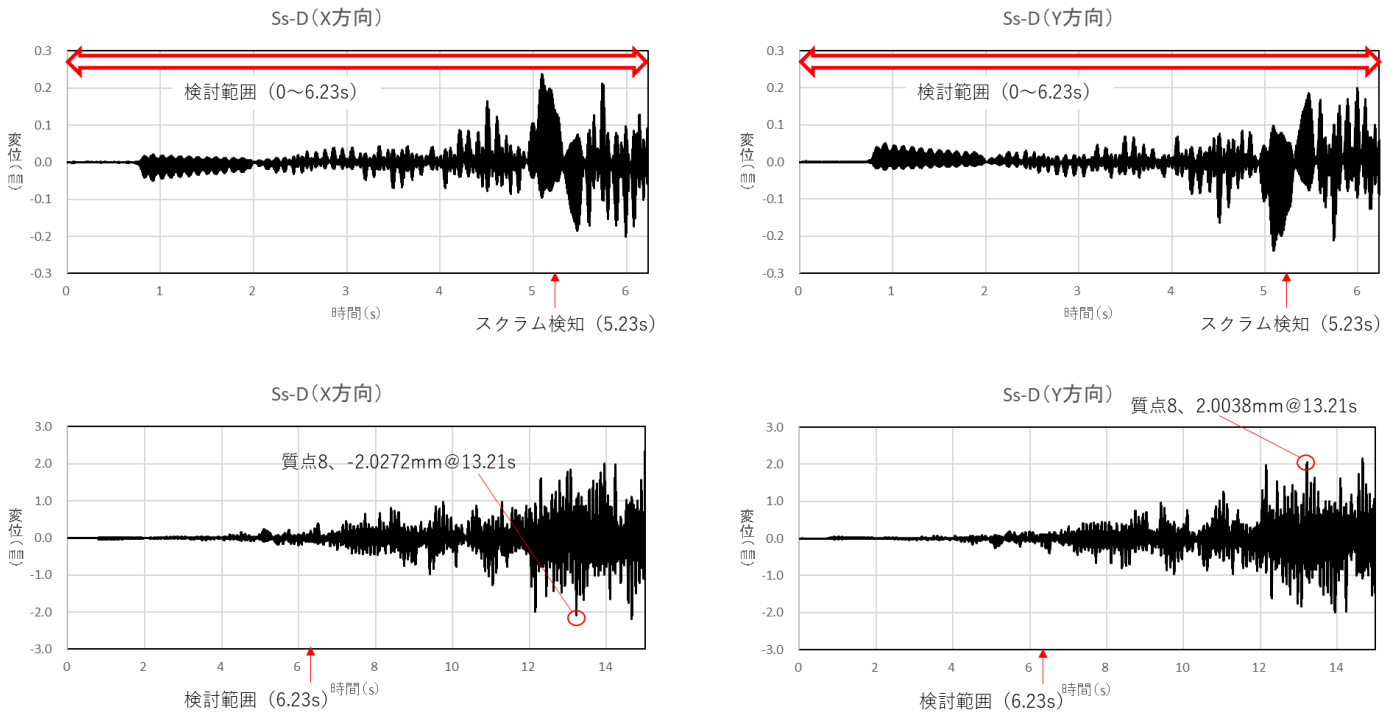
別図-4. 2. 3 基準地震動 Ss-2 時の制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の変位
(水平 (X, Y) 方向)



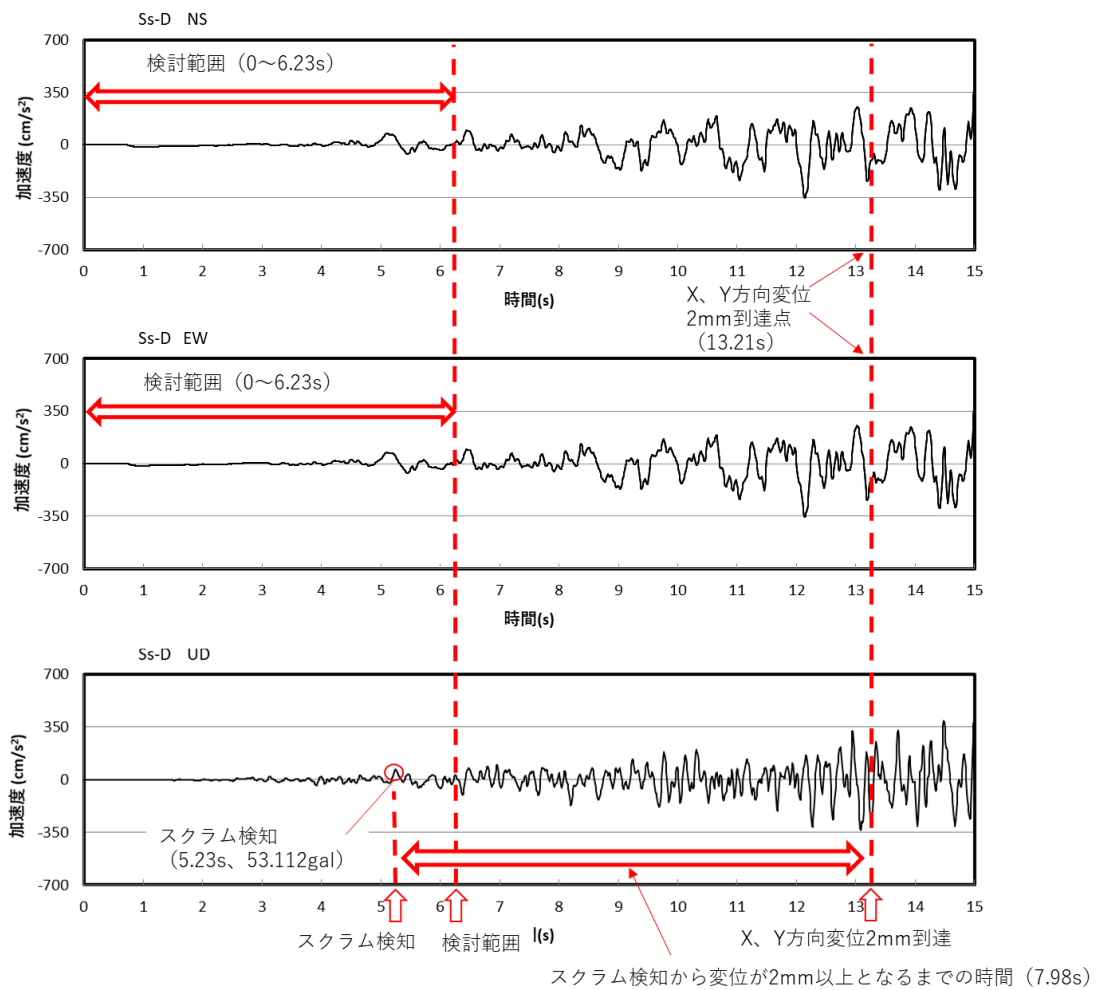
別図-4.2.4 基準地震動 Ss-3 時の制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の変位
(水平 (X, Y) 方向)



別図-4. 2. 5 基準地震動 Ss-4 時の制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構案内管の変位
(水平 (X, Y) 方向)

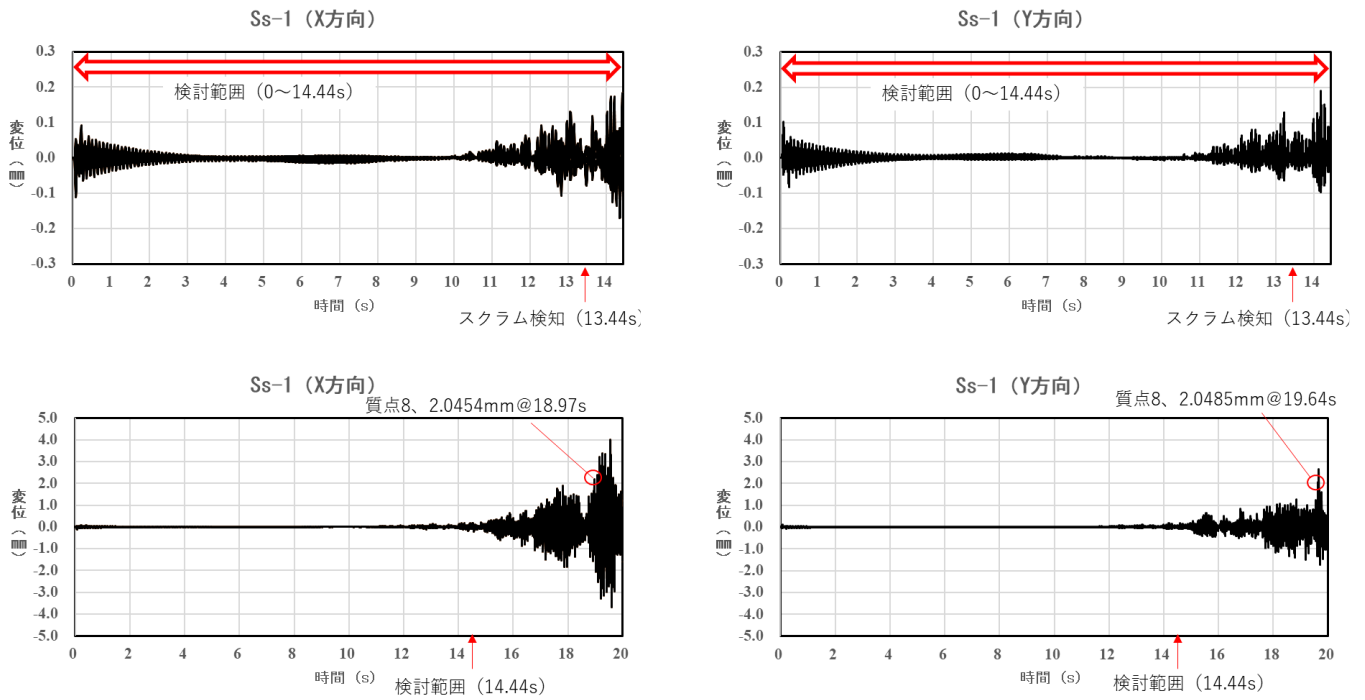


基準地震動 Ss-D に対する制御棒駆動機構の変位時刻歴

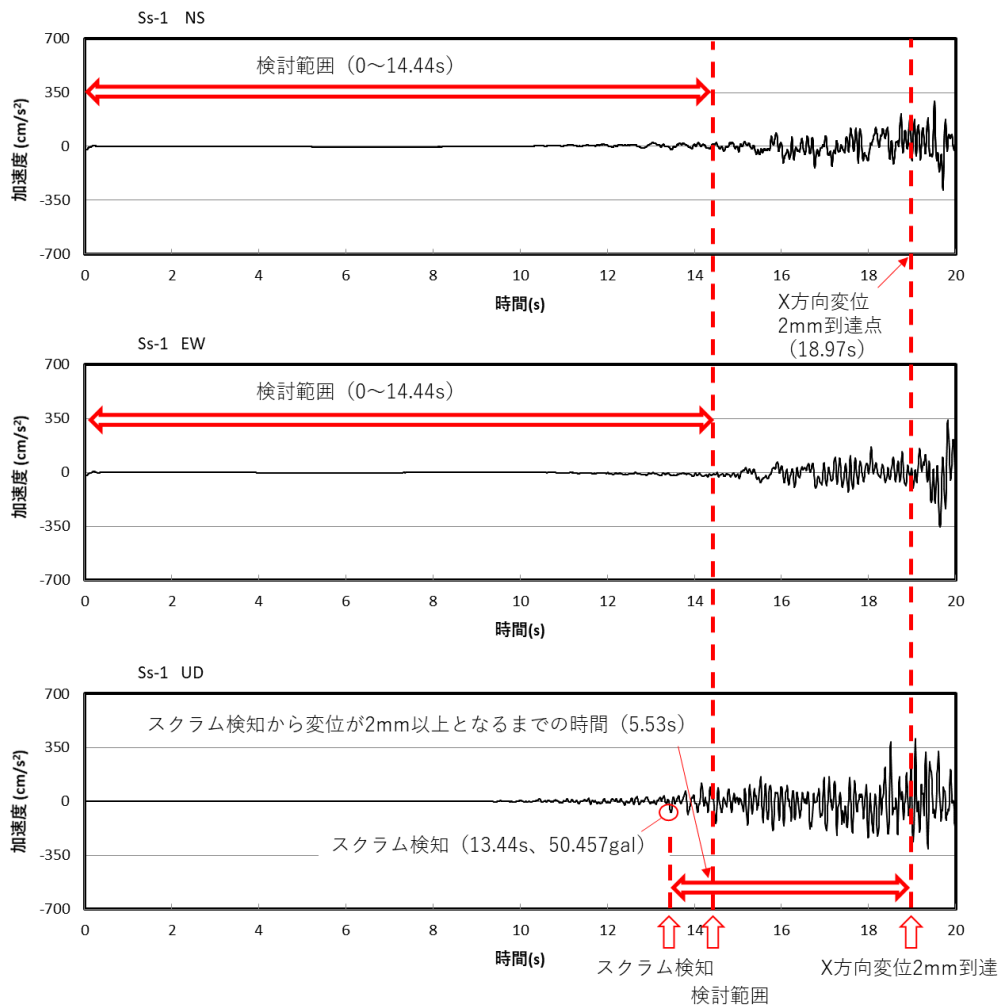


基準地震動 Ss-D 時刻歴 (原子炉建家地階 GL-7.3m)

別図-4.3.1 基準地震動 Ss-D における各種時刻歴

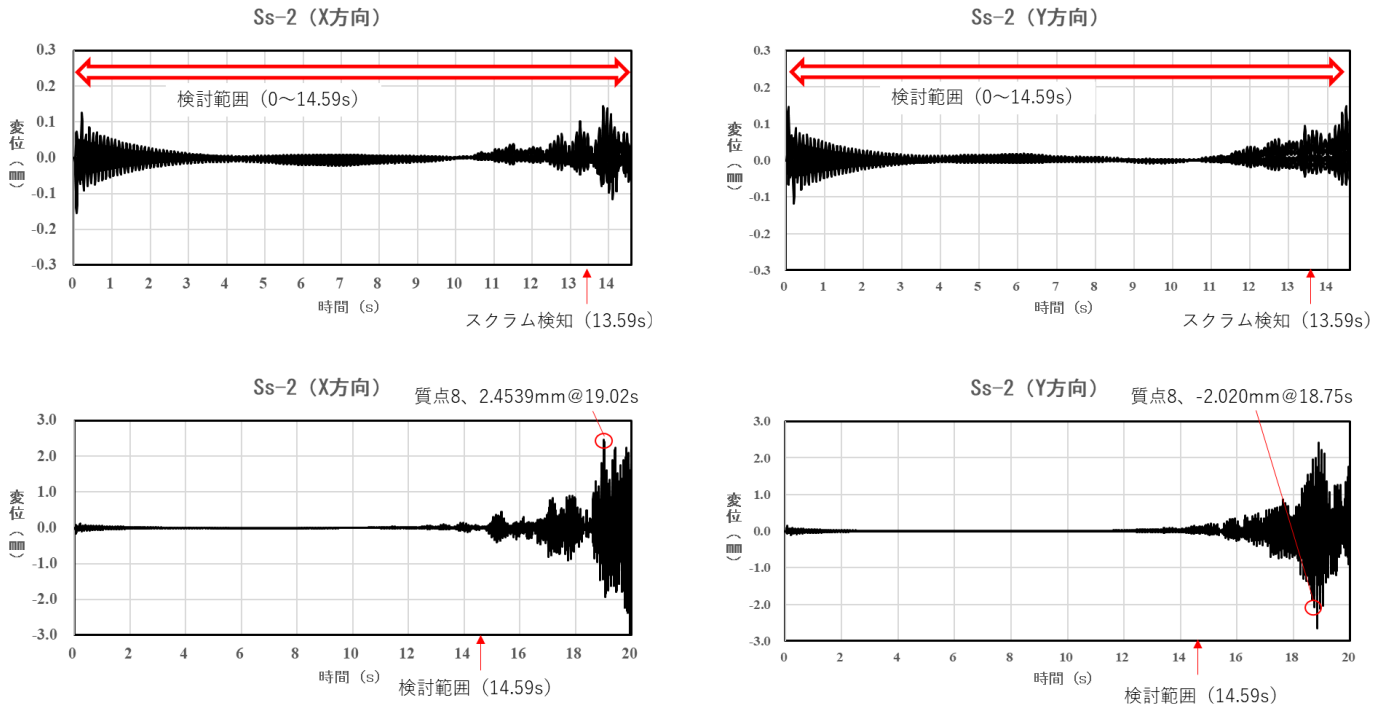


基準地震動 Ss-1 に対する制御棒駆動機構の変位時刻歴

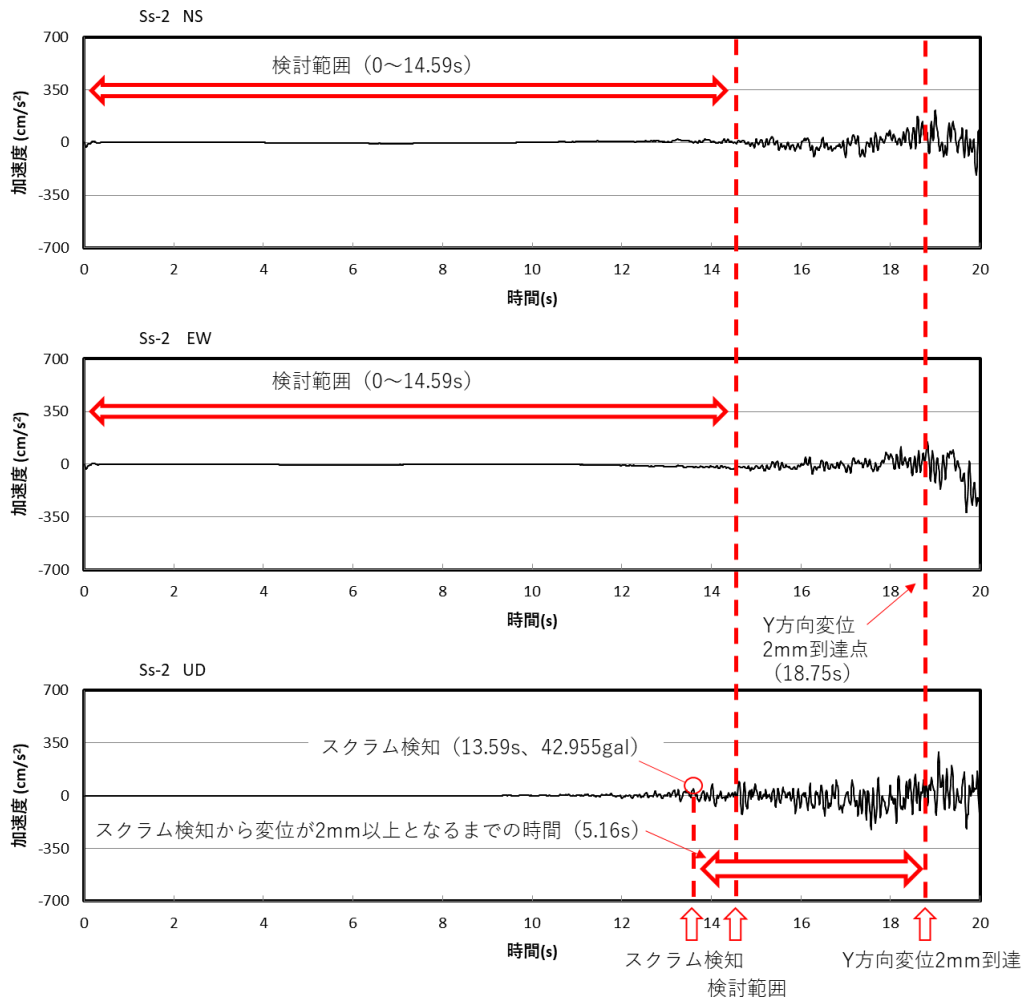


基準地震動 Ss-1 時刻歴 (原子炉建家地階 GL-7.3m)

別図-4.3.2 基準地震動 Ss-1 における各種時刻歴

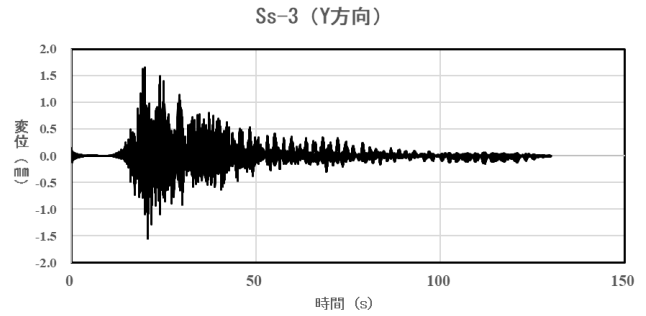
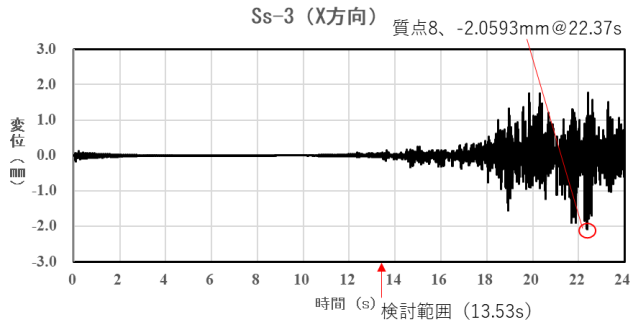
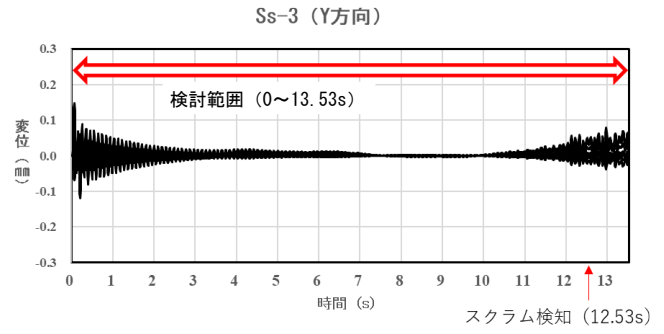
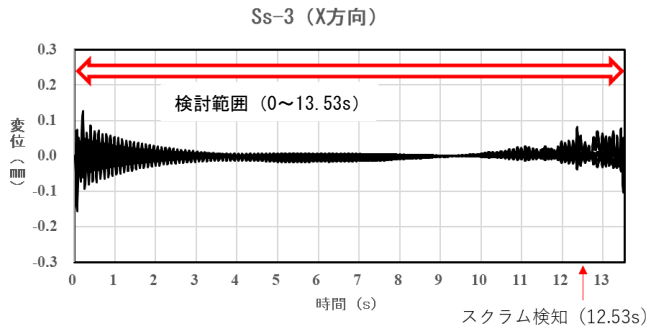


基準地震動 Ss-2 に対する制御棒駆動機構の変位時刻歴



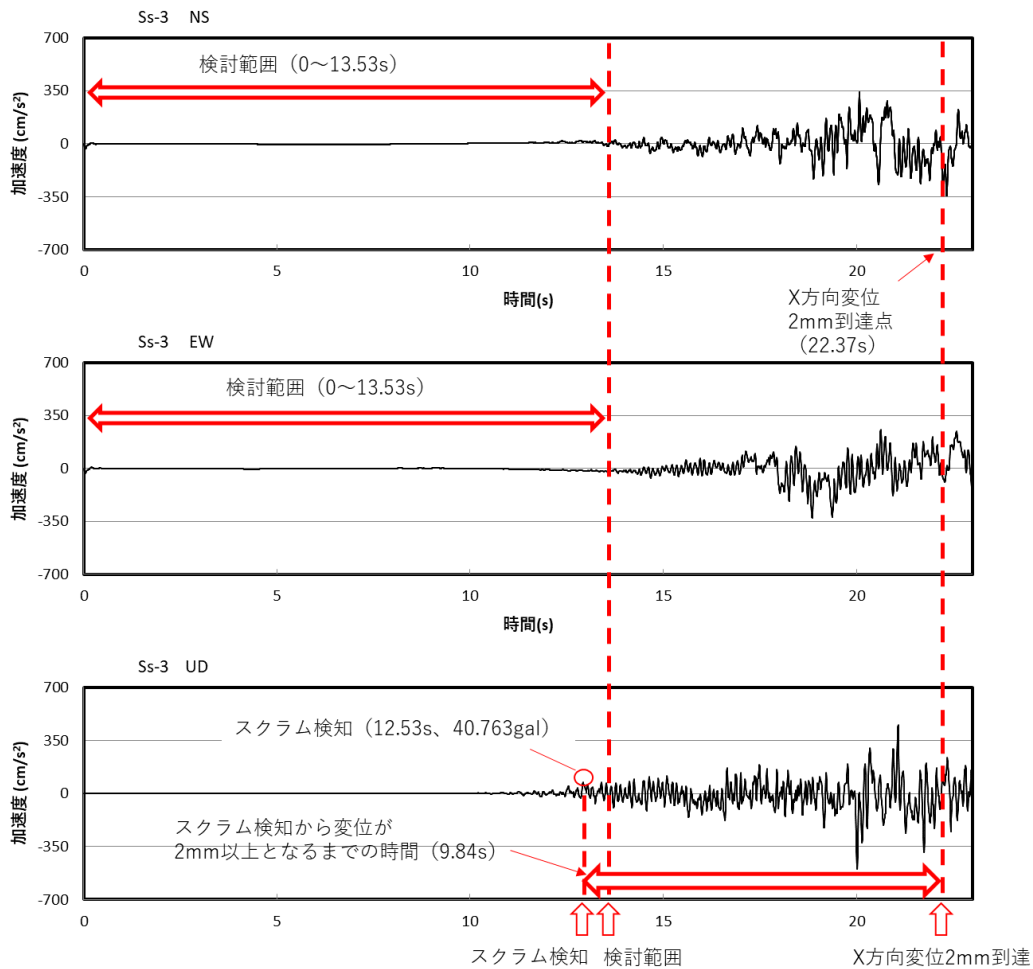
基準地震動 Ss-2 時刻歴 (原子炉建家地階 GL-7.3m)

別図-4.3.3 基準地震動 Ss-2 における各種時刻歴



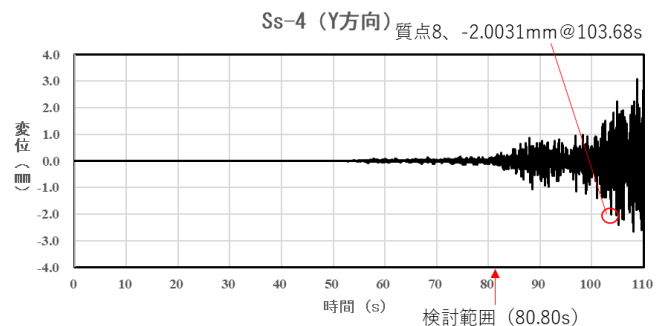
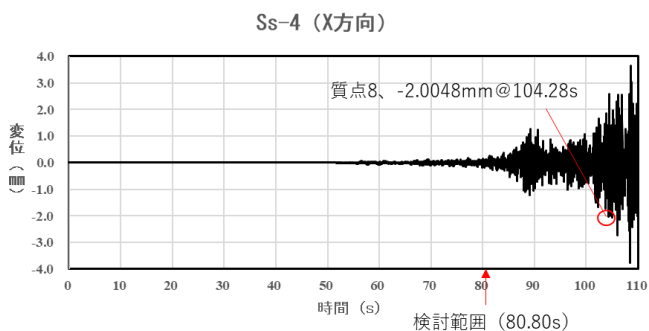
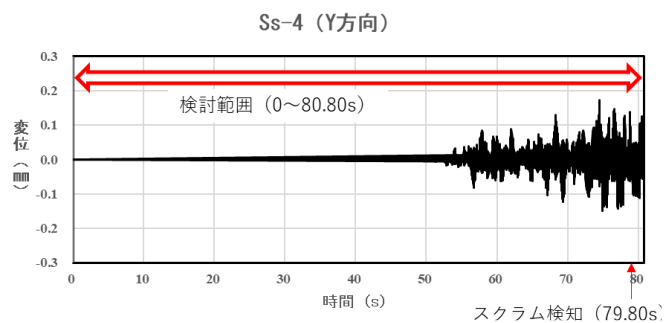
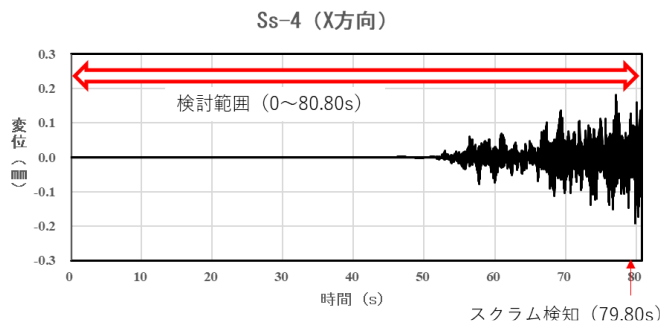
Y方向は地震の全時刻に亘って変位が2mmを超えることはない

基準地震動 Ss-3 に対する制御棒駆動機構の変位時刻歴

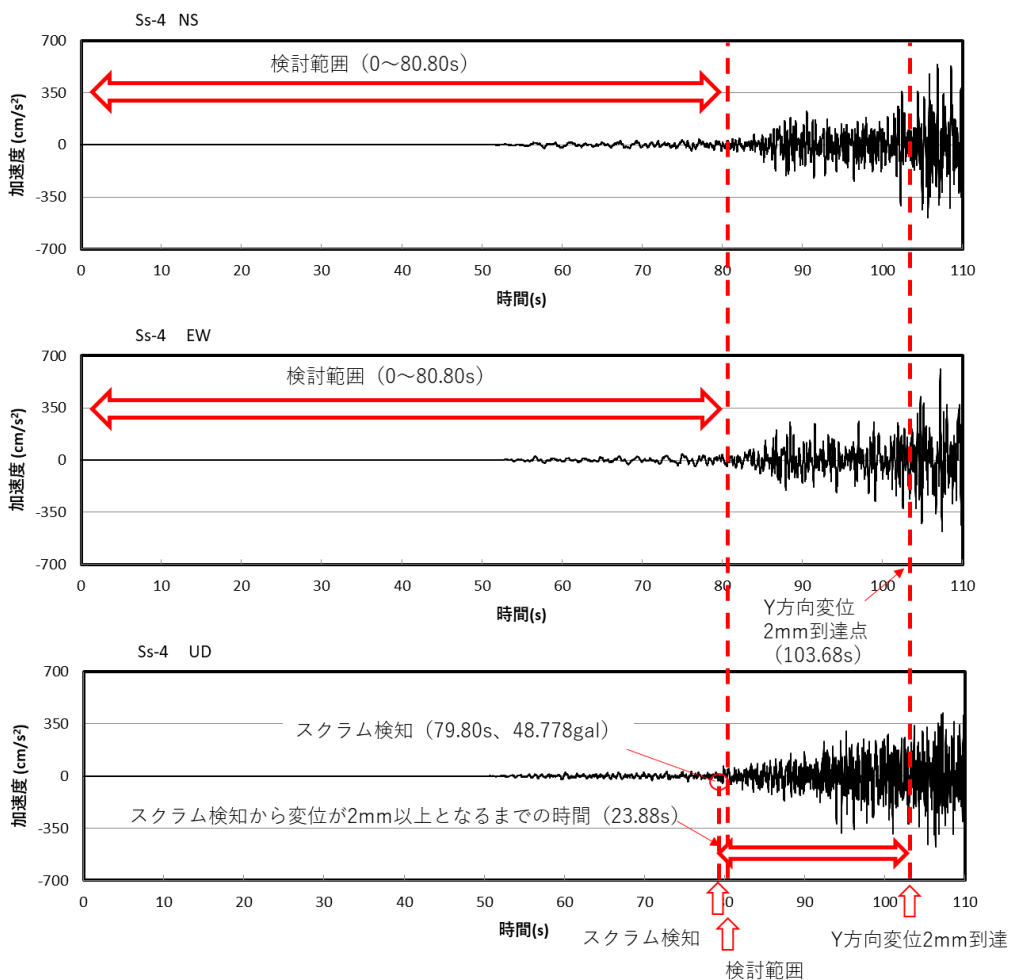


基準地震動 Ss-3 時刻歴 (原子炉建家地階 GL-7.3m)

別図-4.3.4 基準地震動 Ss-3 における各種時刻歴



基準地震動 Ss-4 に対する制御棒駆動機構の変位時刻歴



基準地震動 Ss-4 時刻歴 (原子炉建家地階 GL-7.3m)

別図-4.3.5 基準地震動 Ss-4 における各種時刻歴

5. 申請に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

5－1．原子炉制御棟避雷針の設置に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

原子炉制御棟避雷針の設置に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

原子炉設置変更許可申請書（別冊3本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(1) (省略)</p> <p>(2) (省略)</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 本原子炉施設は、以下の基本的方針の下に安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び関連法令の要求に適合する構造とする。</p> <p>(中略)</p> <p>d. 安全施設は、敷地で想定される降水・洪水、風（台風）、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然現象や、敷地又はその周辺において想定される飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等の外部人為事象（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわない構造及び配置とする。</p> <p>e. 火災発生の防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の低減の三方策を適切に組み合わせて、火災により原子炉施設の安全性が損なわれないように設計する。</p>	<p>第1編 原子炉制御棟避雷針の設置</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>試験研究用原子炉施設の一般構造は、次の各構成から構成される。</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>(2) 耐津波構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>今回申請する範囲は、(3)その他の主要な構造のうち、原子炉制御棟避雷針の設置に関するものである。原子炉制御棟の配置図及び申請範囲を図-1.1に示す。（図は省略する。）</p> <p>2. 準拠した基準及び規格（省略）</p> <p>3. 設計</p> <p>原子炉制御棟（地上高さ約13.5m）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、原子炉の運転に必要な監視及び操作装置が原子炉制御棟内に集中して設置されているため、火災発生防止のための避雷針を設ける。</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 原子炉制御棟への落雷による火災の発生を防止できること。</p>	<p>原子炉設置変更許可申請書（以下「許可申請書」という。）の記載に従い、敷地で想定される落雷に対して安全機能を損なわない構造及び配置とする方針としているため整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 添付書類八）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>1. 安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 安全設計の基本方針</p> <p>本原子炉施設は、低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型の原子炉施設の特徴を踏まえ、「原子炉等規制法」、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）その他関係法令の要求に適合するよう以下のことを十分に考慮した設計とする。</p> <p style="text-align: center;">（中略）</p> <p>(4) 原子炉施設の設置される場所の地震、気象、水理等の自然現象及び火災等の人為事象によって原子炉施設の安全性が損なわれないように設計する。</p> <p>1.3 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない</p> </div>	<p>第1編 原子炉制御棟避雷針の設置</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>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。</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>(2) 耐津波構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>今回申請する範囲は、(3)その他の主要な構造のうち、原子炉制御棟避雷針の設置に関するものである。原子炉制御棟の配置図及び申請範囲を図-1.1に示す。</p> <p style="text-align: center;">（図は省略する。）</p> <p>2. 準拠した基準及び規格（省略）</p> <p>3. 設計</p> <p>原子炉制御棟（地上高さ約 13.5m）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、原子炉の運転に必要な監視及び操作装置が原子炉制御棟内に集中して設置されているため、火災発生防止のための避雷針を設ける。</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 原子炉制御棟への落雷による火災の発生を防止できること。</p>	<p>本設工認申請における設計条件は、許可申請書の記載と整合する。</p>

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 添付書類八）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>い。</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>適合のための設計方針</p> <p>第1項について</p> <p>安全施設は、敷地内又はその周辺において想定される以下のような自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組み合わせに遭遇した場合においても、安全機能が損なわれな設計とする。ただし、代替手段による機能維持が可能な場合は、その効果を考慮する。</p> <p>なお、JRR-3 原子炉施設は、竜巻又は火山の影響による安全機能の喪失を想定しても、別紙2に示すとおり、一般公衆に対する放射線影響が小さい（5mSv を超えるおそれがない）原子炉施設である。</p> <p style="text-align: center;">（中略）</p> <p>(6) 落雷</p> <p>原子炉建家、原子炉制御棟等の関連建家には、避雷針を設け、落雷による火災の発生を防止する設計とする。</p>		

5－2．中央制御室外原子炉停止盤の設置に係る
「国立研究開発法人日本原子力研究開発
機構原子力科学研究所原子炉設置変更許
可申請書」との整合性に関する説明書

中央制御室外原子炉停止盤の設置に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

原子炉設置変更許可申請書（添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性															
<p>1. 安全設計</p> <p>1.3 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <p>（原子炉制御室等）</p> <p>第三十八条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉制御室を設けなければならない。</p> <p>一 試験研究用等原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視できるものとする。</p> <p>二 試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとする。</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合に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、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設けること。</p> <p>四 従事者が、設計基準事故時に、容易に避難できる構造とすること。</p> <p>2 試験研究用等原子炉施設には、火災その他の異常により原子炉制御室が使用できない場合において、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉を停止するための装置を設けなければならない。</p> <p>3 前項の場合において、中出力炉又は高出力炉に係る試験研究用等原子炉施設には、必要に応じて、原子炉制御室以外の場所から試験研究用等原子炉内の燃料体の崩壊熱を除去し、かつ、必要なパラメータを監視するための装置を設けなければならない。</p>	<p>第2編 中央制御室外原子炉停止盤の設置</p> <p>3. 設計</p> <p>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設ける。なお、本原子炉施設は原子炉の停止操作をした後は30秒間の崩壊熱除去運転（原子炉の停止後も冷却系の運転は自動的に継続される）が達成されれば、その後の停止状態の維持は冠水維持設備により達成される。このため、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おいては、原子炉の停止操作以外に運転員は操作を要しない。</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>（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。</p> <p>（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。</p> <p>イ. 原子炉プール水位</p> <p>ロ. 炉下室中性子空間線量率</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>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。</p> <table border="1" data-bbox="952 1145 1854 1369"> <thead> <tr> <th data-bbox="952 1145 1234 1182">名称</th> <th colspan="2" data-bbox="1238 1145 1854 1182">中央制御室外原子炉停止盤</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="952 1185 1234 1297" rowspan="3">原子炉スクラムスイッチ</td> <td data-bbox="1238 1185 1480 1222">スイッチの種類</td> <td data-bbox="1485 1185 1854 1222">手動スイッチ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1238 1225 1480 1262">個数</td> <td data-bbox="1485 1225 1854 1262">1個</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1238 1265 1480 1302">作動条件</td> <td data-bbox="1485 1265 1854 1302">手動操作による</td> </tr> <tr> <td data-bbox="952 1305 1234 1369" rowspan="2">監視設備</td> <td colspan="2" data-bbox="1238 1305 1854 1342">原子炉プール水位計</td> </tr> <tr> <td colspan="2" data-bbox="1238 1345 1854 1369">炉下室中性子モニタ</td> </tr> </tbody> </table>	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		<p>本設工認申請における設計条件及び設計仕様は原子炉設置変更許可申請書の記載と整合している。</p>
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																

原子炉設置変更許可申請書（添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書		整合性
<p>適合のための設計方針 第2項について</p> <p>中央制御室外の適切な場所から、原子炉の停止操作及び原子炉の状態監視ができる設計とする。このため、何らかの原因により中央制御室にとどまることができない場合には、中央制御室外の適切な場所に設けた中央制御室外原子炉停止盤により、原子炉の停止が行える設計とする。また、実験利用設備に異常が生じた場合にも、原子炉を停止するための安全スイッチを原子炉建家内に設ける設計とする。</p> <p>10. 計測制御系統施設 10.8 制御室 10.8.1 概要 計測制御系統設備のうち、原子炉施設の運転に必要な監視及び操作装置は集中化し、原子炉制御棟内の中央制御室に設置する。 また、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にも、中央制御室外から原子炉を停止できるように、中央制御室外原子炉停止盤を設ける。</p> <p>10.8.3 中央制御室外原子炉停止盤 10.8.3.1 設計方針 中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室にとどまることができない場合に、原子炉を停止できる設計とする。</p> <p>10.8.3.2 主要設備 中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室外に設置し、原子炉の停止及び必要最小限のパラメータの監視を行えるようにする。 盤に設置する主要機器は以下のとおりとする。 原子炉プール水位計 炉下室中性子モニタ 原子炉スクラムスイッチ</p>	<p>図</p> <p>備考</p>	<p>図-2.1～図-2.3</p> <p>監視設備の検出器については、「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している。</p>	
<p>(図は省略する)</p>			

5－3. 中央制御室におけるばい煙対策設備の設置に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

中央制御室におけるばい煙対策設備の設置に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

原子炉設置変更許可申請書（添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性												
<p>1. 安全設計</p> <p>1.3 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>第2項について</p> <p>安全施設は、敷地内又はその周辺において想定される以下のような自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組み合わせに遭遇した場合においても、安全機能が損なわれない設計とする。ただし、代替手段による機能維持が可能な場合は、その効果を考慮する。</p> <p>なお、JRR-3原子炉施設は、竜巻又は火山の影響による安全機能の喪失を想定しても、別紙2に示すとおり、一般公衆に対する放射線影響が小さい（5mSv を超えるおそれがない）原子炉施設である。</p> <p style="text-align: center;">（中略）</p> <p>(10) 森林火災</p> <p>敷地外の森林火災が本原子炉施設に迫った場合でも、安全</p>	<p>第3編 中央制御室におけるばい煙対策設備の設置</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>外部火災時のばい煙に対して、外部から中央制御室への進入を防止できること。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>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ばい煙の中央制御室へ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の系統図及び申請範囲を図3-1に、ダンパの構造図を図3-2に示す。</p> <p>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。</p> <table border="1" data-bbox="1003 962 1809 1262"> <tr> <td>名称</td> <td>原子炉制御棟換気空調設備ダンパ</td> </tr> <tr> <td>形式</td> <td>手動式風量調整ダンパ</td> </tr> <tr> <td>製品名</td> <td>株式会社吉場製作所製 K-VD</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>図</td> <td>図-3.1、図-3.2</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td>当該ダンパについては、別途定める手順に従い、本製品と相当するものと交換できるものとする。</td> </tr> </table> <p>（図は省略する）</p>	名称	原子炉制御棟換気空調設備ダンパ	形式	手動式風量調整ダンパ	製品名	株式会社吉場製作所製 K-VD	個数	1	図	図-3.1、図-3.2	備考	当該ダンパについては、別途定める手順に従い、本製品と相当するものと交換できるものとする。	<p>本設工認申請における設計条件及び設計仕様は原子炉設置変更許可申請書の記載と整合している。</p>
名称	原子炉制御棟換気空調設備ダンパ													
形式	手動式風量調整ダンパ													
製品名	株式会社吉場製作所製 K-VD													
個数	1													
図	図-3.1、図-3.2													
備考	当該ダンパについては、別途定める手順に従い、本製品と相当するものと交換できるものとする。													

原子炉設置変更許可申請書（添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計し、施設周辺の草木の管理（安全機能を有する施設を内包する建物に熱影響を与え得る森林を施設周辺に拡大させない。）その他必要に応じた対策を講じる。なお、施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉を停止する。</p> <p>また、森林火災が発生した場合に消火活動ができるよう、建家外に消火栓等の消火設備を設置する。</p> <p>外部火災時のばい煙に対しても、外部から制御室への進入を防止できる設計とする。</p> <p>なお、航空機落下確率が10^{-7}回／炉・年以上となる面積の外周部にある森林に航空機が落下し、その火災によって森林火災が発生するといった熱影響が最も厳しい条件となる重畳事象を想定した場合でも、安全施設の安全機能に影響はない。</p>		

5 - 4. 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に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

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に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性				
<p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>(1) 計装</p> <p>(ii) その他の主要な計装の種類</p> <p>原子炉施設のプロセス計装として、1次冷却材の流量、温度、原子炉プール水位等の計装、制御棒位置指示計装等を設ける。</p>	<p>第 4 編 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</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>3.1.1 原子炉プール水位警報設備</p> <p>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。このため、本申請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警報設備を設けるものである。その設計条件は以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="1111 887 1742 1294"> <thead> <tr> <th data-bbox="1111 887 1296 963">名称</th> <th data-bbox="1296 887 1742 963">原子炉プール水位警報 (原子炉停止中の異常監視用)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1111 963 1296 1294">設計条件</td> <td data-bbox="1296 963 1742 1294"> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 </td> </tr> </tbody> </table>	名称	原子炉プール水位警報 (原子炉停止中の異常監視用)	設計条件	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 	<p>原子炉設置変更許可申請書（以下「許可申請書」という。）の記載に従い、水位低下を検知できる方針としているため整合している。</p>
名称	原子炉プール水位警報 (原子炉停止中の異常監視用)					
設計条件	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 					

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 添付書類八）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性				
<p>1. 安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針（省略）</p> <p>1.2 耐震設計方針（省略）</p> <p>1.3 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>（燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設）</p> <p>第十六条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料（以下この条において「燃料体等」と総称する。）の取扱施設を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものとする事。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする事。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものとする事。</p> <p>四 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする事。</p> <p>五 燃料体等の取扱中における燃料体等の落下を防止できるものとする事。</p> <p>2 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料体等の貯蔵施設を設けなければならない。</p> <p>一 燃料体等の貯蔵施設は、次に掲げるものであること。</p> <p>イ 燃料体等を貯蔵することができる容量を有す</p> </div>	<p>第 4 編 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</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>3.1.1 原子炉プール水位警報設備</p> <p>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。このため、本申請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警報設備を設けるものである。その設計条件は以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="1131 885 1765 1292" style="margin-top: 20px;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">名称</th> <th style="width: 80%;">原子炉プール水位警報 （原子炉停止中の異常監視用）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">設計条件</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 </td> </tr> </tbody> </table>	名称	原子炉プール水位警報 （原子炉停止中の異常監視用）	設計条件	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 	<p>許可申請書の記載に従い、水位低下を検知できる方針としているため整合している。</p>
名称	原子炉プール水位警報 （原子炉停止中の異常監視用）					
設計条件	<ul style="list-style-type: none"> ・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。 					

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性				
<p>るものとする。</p> <p>ロ 燃料体等が臨界に達するおそれがないものとする。</p> <p>二 使用済燃料その他高放射性の燃料体の貯蔵施設にあっては、前号に掲げるもののほか、次に掲げるものであること。ただし、使用済燃料中の原子核分裂生成物の量が微量な場合その他の放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去のための設備を要しない場合については、この限りでない。</p> <p>イ 使用済燃料その他高放射性の燃料体からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有するものとする。</p> <p>ロ 貯蔵された使用済燃料その他高放射性の燃料体が崩壊熱により溶融しないものとする。</p> <p>ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるものとする。</p> <p>ニ 放射線の遮蔽及び崩壊熱の除去に水を使用する場合にあっては、当該貯蔵施設内における冷却水の水位を測定でき、かつ、その異常を検知できるものとする。</p> <p>3 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、燃料取扱場所の放射線量及び温度を測定できる設備を設けなければならない。</p>	<p>3.1.2 使用済燃料プール水位警報設備</p> <p>使用済燃料プールについて、プール水位を監視する水位警報設備を設ける。その設計条件は以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="1133 448 1762 817"> <thead> <tr> <th data-bbox="1133 448 1319 485">名称</th> <th data-bbox="1326 448 1762 485">使用済燃料プール水位警報</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1133 489 1319 817">設計条件</td> <td data-bbox="1326 489 1762 817"> <ul style="list-style-type: none"> 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、休日等に使用済燃料プール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。 </td> </tr> </tbody> </table>	名称	使用済燃料プール水位警報	設計条件	<ul style="list-style-type: none"> 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、休日等に使用済燃料プール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。 	
名称	使用済燃料プール水位警報					
設計条件	<ul style="list-style-type: none"> 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、休日等に使用済燃料プール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。 					

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 添付書類八）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<div data-bbox="235 269 969 541" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>一 燃料取扱場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。</p> <p>二 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、燃料取扱場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができるものとする。</p> </div> <p>適合のための設計方針 第 1 項及び第 2 項について 【燃料体の貯蔵及び取扱い】 （中略） また、使用済燃料貯蔵設備及び取扱設備は、次の方針により設計することとする。 （3）使用済燃料プールは、冷却水の喪失を防止するため十分な耐震性を有する設計とするとともに、配管等に十分な安全対策を考慮した設計とする。また、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。 なお、プール水位監視のための水位低警報設備を設ける。</p> <p>第 3 項について 【燃料体取扱場所のモニタリング】 燃料体の取扱場所は、残留熱の除去能力の喪失に至る状態及び過度の放射線レベルが検出できる設計とするとともに、適切な場所にこれらの警報を発するように次の方針により設計する。 （2）水位監視のため、水位低警報設備を設け、警報を発する設計とする。</p>		

5－5. 外部消火設備の設置に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

外部消火設備の設置に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

原子炉設置変更許可申請書（添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性														
<p>1. 安全設計</p> <p>1.3 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>（外部からの衝撃による損傷の防止）</p> <p>第六条 安全施設は、想定される自然現象（地震及び津波を除く。次項において同じ。）が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p> </div> <p>適合のための設計方針 第2項について</p> <p>安全施設は、敷地内又はその周辺において想定される以下のような自然現象（地震及び津波を除く。）又はその組み合わせに遭遇した場合においても、安全機能が損なわれない設計とする。ただし、代替手段による機能維持が可能な場合は、その効果を考慮する。</p> <p>なお、JRR-3原子炉施設は、竜巻又は火山の影響による安全機能の喪失を想定しても、別紙2に示すとおり、一般公衆に対する放射線影響が小さい（5mSvを超えるおそれがない）原子炉施設である。</p> <p style="text-align: center;">（中略）</p> <p>(10) 森林火災 敷地外の森林火災が本原子炉施設に迫った場合でも、安全</p>	<p>第5編 外部消火設備の設置</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>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。 本申請に係る外部消火設備の設計仕様は以下のとおり。</p> <table border="1" data-bbox="992 488 1821 748"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>外部消火栓</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設計条件</td> <td> <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。 </td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td>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。</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.2 設計仕様</p> <p>本申請に係る外部消火設備の設計仕様は以下のとおり。なお、本申請に係る外部消火設備は既設であるため、工事を伴うものではない。</p> <table border="1" data-bbox="992 967 1821 1158"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>外部消火栓</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>個数</td> <td>6 基</td> </tr> <tr> <td>図</td> <td>図 5-1</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td>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。</td> </tr> </tbody> </table> <p>（図は省略する）</p>	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。	名称	外部消火栓	個数	6 基	図	図 5-1	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。	<p>本設工認申請における設計条件及び設計仕様は原子炉設置変更許可申請書の記載と整合している。</p>
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。															
名称	外部消火栓															
個数	6 基															
図	図 5-1															
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。															

原子炉設置変更許可申請書（添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計し、施設周辺の草木の管理（安全機能を有する施設を内包する建物に熱影響を与え得る森林を施設周辺に拡大させない。）その他必要に応じた対策を講じる。なお、施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉を停止する。</p> <p>また、森林火災が発生した場合に消火活動ができるよう、建家外に消火栓等の消火設備を設置する。</p> <p>外部火災時のばい煙に対しても、外部から制御室への進入を防止できる設計とする。</p> <p>なお、航空機落下確率が10^{-7}回／炉・年以上となる面積の外周部にある森林に航空機が落下し、その火災によって森林火災が発生するといった熱影響が最も厳しい条件となる重畳事象を想定した場合でも、安全施設の安全機能に影響はない。</p>		

5－6. 内部溢水影響評価に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

内部溢水影響評価に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所
原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(1) (省略)</p> <p>(2) (省略)</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 本原子炉施設は、以下の基本的方針の下に安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という。）及び関連法令の要求に適合する構造とする。</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>h. 安全施設は、原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのないように設計する。また、想定される放射性物質を含む溢水について、管理区域からの漏えいを防止できるように設計する。</p>	<p>第 6 編 内部溢水影響評価</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>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。</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>(2) 耐津波構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>今回申請する範囲は、試験研究炉用等原子炉施設の一般構造の(3) その他の主要な構造について、内部溢水影響評価に関するものである。</p> <p>内部溢水影響評価については、内部溢水による安全機能喪失の防止と管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止に分けて評価を実施する。なお、内部溢水による安全機能喪失の防止に関して、後述する内部溢水に対する防護対象設備のうち 1 次冷却材補助ポンプについては「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その 7）」（平成 30 年 11 月 30 日付け 30 原機（科研）015 をもって申請）（以下「設工認その 7」という。）にて申請し、非常用電源設備については「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その 9）」（平成 31 年 4 月 2 日付け 31 原機（科工）001 をもって申請）（以下「設工認その 9」という。）にて申請している。</p> <p>2. 準拠した基準及び規格（省略）</p> <p>3. 設計及び評価</p> <p>3.1 設計条件</p>	<p>整合性</p> <p>原子炉設置変更許可申請書（以下「許可申請書」という。）の記載に従い、想定される溢水に対して安全機能を損なわない構造としている。また、想定される放射性物質を含む溢水について、管理区域からの漏えいを防止できる構造としているため整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
	<p>本申請に係る設計条件は、以下のとおりである。</p> <p>1) 内部溢水による安全機能喪失の防止</p> <p>JRR-3原子炉施設（以下「JRR-3」という。）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。表6-1に内部溢水に対する防護対象設備（以下「防護対象設備」という。）を示す。</p> <p>（表は省略する。）</p> <p>2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止</p> <p>表6-2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。</p> <p>（表は省略する。）</p>	

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>1. 安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.1 安全設計の基本方針</p> <p>本原子炉施設は、低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型の原子炉施設の特徴を踏まえ、「原子炉等規制法」、「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）その他関係法令の要求に適合するよう以下のことを十分に考慮した設計とする。</p> <p style="text-align: center;">（中略）</p> <p>(5) 原子炉の運転に際し、異常の発生を早期に検知し、その拡大を防止するように設計する。また、機器の故障、誤操作等が生じて燃料の健全性及び冠水維持設備の健全性が損なわれないよう設計する。</p> <p>1.3 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>（溢水による損傷の防止等）</p> <p>第九条 安全施設は、試験研究用等原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>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、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものでなければならない。</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>第1項について</p> <p>安全施設は、原子炉施設内部で発生が想定される溢水</p>	<p>第6編 内部溢水影響評価</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>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。</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>(2) 耐津波構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>今回申請する範囲は、試験研究炉用等原子炉施設の一般構造の(3) その他の主要な構造について、内部溢水影響評価に関するものである。</p> <p>内部溢水影響評価については、内部溢水による安全機能喪失の防止と管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止に分けて評価を実施する。なお、内部溢水による安全機能喪失の防止に関して、後述する内部溢水に対する防護対象設備のうち1次冷却材補助ポンプについては「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その7）」（平成30年11月30日付け30原機（科研）015をもって申請）（以下「設工認その7」という。）にて申請し、非常用電源設備については「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その9）」（平成31年4月2日付け31原機（科工）001をもって申請）（以下「設工認その9」という。）にて申請している。</p> <p>2. 準拠した基準及び規格（省略）</p> <p>3. 設計及び評価</p> <p>3.1 設計条件</p>	<p>本設工認申請における設計条件は、許可申請書の記載と整合する。</p>

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのないよう次の方針により設計する。</p> <p>(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、チャンネル、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する。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する。</p> <p>(2) 炉心の冷却に必要な1次冷却材補助ポンプについては、溢水を考慮した基礎の高さを確保するとともに、その電源系統等には被水対策用の防護カバー等を設ける。</p> <p>(3) 使用済燃料プールは、貯蔵中の使用済燃料の健全性を確保するため、給水が容易に行える設計とする。 (中略)</p> <p>第2項について 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する。</p> <p>(1) 放射性物質を含む溶液を内包する設備周辺には、溢水の拡大を防止するための堰等の段差を設ける。</p> <p>(2) 管理区域外への溢水の漏えいを防止するため、管理区域の境界に適切な段差を設ける。</p>	<p>本申請に係る設計条件は、以下のとおりである。</p> <p>1) 内部溢水による安全機能喪失の防止 JRR-3原子炉施設（以下「JRR-3」という。）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、チャンネル、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。表6-1に内部溢水に対する防護対象設備（以下「防護対象設備」という。）を示す。 (表は省略する。)</p> <p>2) 管理区域外への放射性物質を含む液体の漏えい防止 表6-2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。 (表は省略する。)</p>	<p>整合性</p>

5－7. 内部火災影響評価に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

内部火災影響評価に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所
原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																															
<p>注)「(本文)」は原子炉設置変更許可申請書本文別冊 3 の記載事項を示す。また、「(添八)」は原子炉設置変更許可申請書添付書類八別冊 3 の記載事項を示す。</p> <p>(本文)</p> <p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 本原子炉施設は、以下の基本的方針の下に安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下「原子炉等規制法」という。)及び関連法令の要求に適合する構造とする。</p> <p>(中略)</p> <p>e. 火災発生の防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の低減の三方策を適切に組み合わせて、火災により原子炉施設の安全性が損なわれないように設計する。</p> <p>(添八)</p> <p>1. 安全設計</p> <p>1.3 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(火災による損傷の防止)</p> <p>第八条 試験研究用等原子炉施設は、火災により当該試験研究用等原子炉施設の安全性が損なわれないよう、必要に応じて、火災の発生を防止することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備(以下「消火設備」という。)並びに火災の影響を軽減する機能を有するものでなければならない。</p> <p>2 消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても試験研究用等原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないものでなければならない。</p> </div>	<p>第 7 編 内部火災影響評価</p> <p>3. 設計及び評価</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>本申請に係る設計条件は、火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の低減の三方策を適切に組み合わせて、火災により原子炉の安全を損なわないことである。このことを確認するため、表-7.1 に示す内部火災に対する防護対象設備(以下「防護対象設備」という。)について、原子炉の安全を確保するのに必要な安全機能が火災により喪失しないことを確認する。</p> <p style="text-align: center;">表-7.1 内部火災に対する防護対象設備</p> <table border="1" data-bbox="969 742 1921 1375"> <thead> <tr> <th>安全機能</th> <th>構築物、系統及び機器</th> <th>設置場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過大な反応度の添加防止</td> <td>制御棒駆動装置</td> <td>原子炉建家地階</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心の形成</td> <td>炉心構築物</td> <td>原子炉建家</td> </tr> <tr> <td>燃料要素</td> <td>原子炉プール内</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心の冷却</td> <td>冠水維持設備(サイフォンブレイク弁を除く。)</td> <td>原子炉建家 原子炉プール内</td> </tr> <tr> <td>1 次冷却系設備</td> <td>原子炉建家地階 原子炉プール内</td> </tr> <tr> <td>炉心の保護</td> <td>原子炉プールコンクリート躯体</td> <td>原子炉建家 1 階</td> </tr> <tr> <td>重水を内蔵する機能</td> <td>重水タンク、重水冷却系設備</td> <td>原子炉建家地階 原子炉プール内</td> </tr> <tr> <td>放射性物質の貯蔵機能</td> <td>使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む。)</td> <td>原子炉建家 1 階</td> </tr> <tr> <td>原子炉の緊急停止</td> <td>制御棒、スクラム機構</td> <td>原子炉建家 1 階、 地階</td> </tr> <tr> <td>未臨界維持</td> <td>制御棒</td> <td>原子炉建家 1 階</td> </tr> </tbody> </table>	安全機能	構築物、系統及び機器	設置場所	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	炉心の形成	炉心構築物	原子炉建家	燃料要素	原子炉プール内	炉心の冷却	冠水維持設備(サイフォンブレイク弁を除く。)	原子炉建家 原子炉プール内	1 次冷却系設備	原子炉建家地階 原子炉プール内	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	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	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	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	未臨界維持	制御棒	原子炉建家 1 階	<p>本設工認申請における設計条件及び設計仕様は原子炉設置変更許可申請書の記載と整合している。</p>
安全機能	構築物、系統及び機器	設置場所																															
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																															
炉心の形成	炉心構築物	原子炉建家																															
	燃料要素	原子炉プール内																															
炉心の冷却	冠水維持設備(サイフォンブレイク弁を除く。)	原子炉建家 原子炉プール内																															
	1 次冷却系設備	原子炉建家地階 原子炉プール内																															
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																															
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																															
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																															
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																															
未臨界維持	制御棒	原子炉建家 1 階																															

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書			整合性																																				
<p>適合のための設計方針 第1項について 火災発生防止、火災検知及び消火並びに火災の影響の低減の三方策を適切に組み合わせて、火災により原子炉の安全が損なわれることを防止できるよう以下の方針を適切に考慮した設計とする。また、原子炉施設内で火災が発生した場合には、初期消火、外部への通報等の対応を行う。</p> <p>(1) 火災により原子炉施設の安全性を損なうことのないように、各防護対策を考慮した設計とする。 (中略)</p> <p>③火災影響の軽減</p> <p>1) 下記の防護対象設備を構成する機器及びケーブルは、不燃性又は難燃性材料を使用し、系統の異なるケーブルはケーブルトレイ、電線管等により物理的分離を考慮した設計とする。</p> <p>2) 下記の防護対象設備を設置している原子炉建家地階は、火災により他の区画に影響を及ぼさないよう、コンクリート壁及び鋼製の扉により分離した設計とする。</p> <p>(2) JRR-3 原子炉施設において火災発生を確認したときは、原子炉を停止する。 次の設備を内部火災に対する防護対象設備とする。 内部火災に対する防護対象設備</p> <table border="1" data-bbox="123 1070 904 1372"> <thead> <tr> <th>安全機能</th> <th>構築物、系統及び機器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過大な反応度の添加防止</td> <td>制御棒駆動装置</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心の形成</td> <td>炉心構造物</td> </tr> <tr> <td>燃料要素</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心の冷却</td> <td>冠水維持設備（サイフォンブレイク弁を除く。）</td> </tr> <tr> <td>1次冷却系設備</td> </tr> <tr> <td>炉心の保護</td> <td>原子炉プールコンクリート</td> </tr> </tbody> </table>	安全機能	構築物、系統及び機器	過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置	炉心の形成	炉心構造物	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除く。）	1次冷却系設備	炉心の保護	原子炉プールコンクリート	<table border="1"> <tr> <td>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</td> <td>安全保護回路（停止系）</td> <td>原子炉建家地階、1階</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止後の除熱</td> <td>1次冷却材補助ポンプ</td> <td>原子炉建家地階</td> </tr> <tr> <td>安全上特に重要な関連施設</td> <td>非常用電源系</td> <td>制御棟地階</td> </tr> <tr> <td>計測・制御（安全保護機能を除く。）</td> <td>中性子計装設備*、プロセス計装設備*</td> <td>原子炉建家地階、1階</td> </tr> </table>	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）	原子炉建家地階、1階	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	安全上特に重要な関連施設	非常用電源系	制御棟地階	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*	原子炉建家地階、1階			<p>*：崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>表-7.1に掲げた防護対象設備のうち、内部火災発生時に動的機能を期待しない（静的機能のみを期待する）ものの設計仕様を表-7.2に、動的機能を期待するものの設計仕様を表-7.3に示す。また、防護対象設備の配置を図-7.1に示す。</p> <p>なお、本申請に係る防護対象設備は全て既設であるため、新たに工事を伴うものではない。</p> <p>表-7.2 内部火災発生時に動的機能を期待しない防護対象設備の設計仕様</p> <table border="1" data-bbox="981 895 1906 1383"> <thead> <tr> <th>安全機能</th> <th>名称</th> <th>主要な構成設備</th> <th>主要な構造、設置場所等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過大な反応度の添加防止</td> <td>制御棒駆動装置</td> <td>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、プランジャ）、制御棒駆動機構管外駆動部（駆動モータ、減速機、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（上部仕切弁、着座器、プランジャ案内管、緩衝器、下部弁）</td> <td>制御棒駆動機構管内駆動部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、不燃材により構成されている。</td> </tr> <tr> <td>炉心の形成</td> <td>炉心構造物</td> <td>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</td> <td>原子炉プール水中に設置されている。</td> </tr> </tbody> </table>	安全機能	名称	主要な構成設備	主要な構造、設置場所等	過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置	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、プランジャ）、制御棒駆動機構管外駆動部（駆動モータ、減速機、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（上部仕切弁、着座器、プランジャ案内管、緩衝器、下部弁）	制御棒駆動機構管内駆動部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、不燃材により構成されている。	炉心の形成	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	原子炉プール水中に設置されている。
安全機能	構築物、系統及び機器																																							
過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置																																							
炉心の形成	炉心構造物																																							
	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除く。）																																							
	1次冷却系設備																																							
炉心の保護	原子炉プールコンクリート																																							
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）	原子炉建家地階、1階																																						
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																																						
安全上特に重要な関連施設	非常用電源系	制御棟地階																																						
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*	原子炉建家地階、1階																																						
安全機能	名称	主要な構成設備	主要な構造、設置場所等																																					
過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置	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、プランジャ）、制御棒駆動機構管外駆動部（駆動モータ、減速機、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（上部仕切弁、着座器、プランジャ案内管、緩衝器、下部弁）	制御棒駆動機構管内駆動部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、不燃材により構成されている。																																					
炉心の形成	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	原子炉プール水中に設置されている。																																					

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3 又は添付書類八別冊3）		設計及び工事の計画の認可申請書			整合性
重水を内蔵する機能	躯体 重水タンク、重水冷却系設備			ム、重水タンク、照射シンプル、ベースプレート、ビームチューブ、冷中性子源真空容器	
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。）	燃料要素		標準型燃料要素、フォロワ型燃料要素	
原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構	炉心の冷却	冠水維持設備（サイフォンブレイク弁を除く。）	原子炉プール躯体（ライニングを含む）、下部遮蔽体、原子炉プール貫通部シール構造（前部水封用止板）、制御棒駆動機構案内管、1次冷却系配管（原子炉プール内）	原子炉建家1階に設置されており、いずれも不燃材により構成されている。
未臨界維持	制御棒		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、配管、弁類	原子炉建家地階に設置されており、各機器の主要材料には不燃材を用いている。
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）		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、不燃材により構成されている。
原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ	重水を内蔵する機能	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、重水熱交換器、配管、重水精製系（イオン交換樹脂塔、フィルタ）、弁類、重水ドレン汲上ポンプ、重水ドレンタンク、ヘリウム系設備（ヘリウム圧縮機、凝縮器、再結合器、ヘリウムタンク、配管、弁類）、重水ダンプ弁（接続管含む）	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おり、各機器の主要材料には不燃材を用いている。
安全上特に重要な関連施設	非常用電源系				
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*				

*：崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書			整合性	
	能	（使用済燃料貯蔵ラックを含む。）	材により構成されている。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。		
	原子炉の緊急停止	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（制御棒バヨネットロック機構、連結桿、プランジャ）、制御棒案内管、制御棒駆動機構案内管（上部仕切弁、着座器、プランジャ案内管、緩衝器、下部弁）		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、
	未臨界維持	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（制御棒バヨネットロック機構、連結桿、プランジャ）		不燃材により構成されている。

表-7.3 内部火災発生時に動的機能を期待する防護対象設備の設計仕様

安全機能	名称	火災から防護する必要のある期間	主要な構成設備	防護方針	防護設計（既設）	
					設備機器	ケーブル
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）	火災発生から原子炉停止の間、機能を確保する必要がある。	制御盤（安全保護系制御盤、安全保護系アナログ変換器盤、スクラム遮断器、原子炉停止回路）、安全保護系制御盤、安全保護系検出器（安全系、対数出力炉周期、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度、1次冷却材炉心出入口温度差、1次冷却材補助ポンプ停止、重水温度、重水流量、重水溢流タンク水位）	2系統に多重化し、それぞれ分離独立して設置することにより、一方の系統が火災により機能を喪失した場合においても、もう一方の系統により必要な安全機能を維持する設計とする。	安全保護系を構成する設備、回路は2系統それぞれ独立した盤に設ける。盤には金属製の筐体を用いる。安全保護系検出器は2系統それぞれ独立し設置する。	ケーブルは難燃性のものを使用しており、ケーブルを収納しているケーブルトレイはIEEE384に準拠し、すべて蓋及び底板が設けられ、異なる系統のケーブルトレイ間は水平方向、垂直方向ともに25mm以上の物理的分離が図られている（図）

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書						整合性
	原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ	火災発生から原子炉停止後30秒までの間、機能を確保する必要がある。	1次冷却材補助ポンプ		2系統それぞれ独立した上で、ポンプ及び電動機については十分な離隔距離（機器ベース間：30cm）を確保し設置する。ポンプ及び電動機の主要材料には不燃材を用いる。	-7.2)。ケーブルトレイに収納できない箇所については電線管により外部と隔離 ^{※3} している。
	安全上特に重要な関連施設	非常用電源系 ^{※1}		非常用発電機、蓄電池、静止型インバータ装置		2系統それぞれ独立した区画に設置する。盤には金属製の筐体を用いる。	
	計測・制御（安全保護機能を除く。）	中性子計装設備 ^{※2} 、プロセス計装設備 ^{※2}		安全系、対数出力炉周期系、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度（以下、これらを「防護対象計装」という。）		中性子計装設備は2系統それぞれ独立した盤に設け、盤には金属製の筐体を用いる。検出器は安全保護系検出器を共用する。プロセス計装設備の現場表示器については1つのものを2系統で共用する ^{※4} 。	防護対象計装は、安全保護系とケーブルを共有しており、2系統に多重化し、それぞれ分離独立して設置されている。

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
	<p>※1：非常用電源系の分離独立は「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その 9）」（平成 31 年 4 月 2 日付け 31 原機（科工）001 をもって申請）にて申請、本申請は非常用電源設備に接続する負荷（安全上特に重要なものに限る）の電源ケーブルの分離について申請するものである※3。</p> <p>※2：崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。</p> <p>※3：原子炉建家貫通部については、別途、「JRR-3 原子炉施設の変更に係る設計及び工事の方法の認可申請書（その 1 0）」（平成 31 年 4 月 2 日付け 31 原機（科研）001 をもって申請）にて申請。</p> <p>※4：当該表示器はプロセス計装設備（PS-3）に位置付けられているものであり、1 次冷却材流量、1 次冷却材炉心出口温度共に中央制御室内の盤又は操作卓に設けられている。これらのプロセス計装設備（PS-3）は、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものに該当しないため、設置許可申請書の記載に従い多重性又は多様性及び独立性は要求されない。</p>	

5－8. JRR-3原子炉施設の構造（外部事象影響）に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

JRR-3 原子炉施設の構造（外部事象影響）に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>注)「(本文)」は原子炉設置変更許可申請書本文別冊3の記載事項を示す。また、「(添八)」は原子炉設置変更許可申請書添付書類八別冊3の記載事項を示す。</p> <p>(本文)</p> <p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 本原子炉施設は、以下の基本的方針の下に安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下「原子炉等規制法」という。)及び関連法令の要求に適合する構造とする。</p> <p>(中略)</p> <p>d. 安全施設は、敷地で想定される降水・洪水、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然現象や、敷地又はその周辺において想定される飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等の外部人為事象(故意によるものを除く。)に対して安全機能を損なわない構造及び配置とする。</p> <p>(添八)</p> <p>1. 安全設計</p> <p>1.1 安全設計の方針</p> <p>1.1.15 外部火災防護に関する設計方針</p> <p>安全施設が外部火災に対して、想定される最も厳しい火災が発生した場合においても必要な安全機能を損なわない設計とする。</p>	<p>第8編 JRR-3 原子炉施設の構造(外部事象影響)</p> <p>3. 設計及び評価</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>自然現象(洪水・降水、風(台風)、竜巻、凍結、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象及び森林火災)及び原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(以下「人為事象」という。)(飛来物(航空機落下等)、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害)については、原子炉施設への影響を及ぼさないことを確認している。本申請では、前述した自然現象及び人為事象において原子炉施設への影響に対し評価計算を要する外部火災(森林火災、爆発、近隣工場等の火災及び航空機の落下による火災)及び竜巻について確認する。</p> <p>以下に外部火災及び竜巻に係る設計条件を示す。</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子力科学研究所(以下「原科研」という。)敷地外の森林火災が原子炉施設に迫った場合でも、施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計する。 原科研敷地内にLNGタンク等を設置する場合は、その爆発による原子炉施設への 	<p>原子炉設置変更許可申請書の記載に従い、安全機能を損なわないことを確認しているため整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(1) 森林火災 原子力科学研究所敷地外の 10km 以内の範囲に発火点を設定して評価する。原子力科学研究所周辺の植生については、敷地南西に接している村松虚空蔵尊付近にはヤブコウジースダジイ群集、シラカシ群集が分布している。また、気象データとして風速については、過去 10 年(2007 年～2016 年)の水戸気象台の観測データの最大風速 17.5m/s (2014 年 2 月及び 2016 年 1 月)を使用する。安全機能を有する施設を内包する建物のコンクリート外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度 (200℃) 以下とすること又は内部火災に至らないとすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(2) 近隣の産業施設の火災・爆発 評価対象範囲は、原子力科学研究所敷地外の半径 10km 以内に存在する石油コンビナート等とする。近隣の主な産業施設としては、東京電力ホールディングス株式会社常陸那珂火力発電所、株式会社日立ハイテクマテリアルズ日立オイルターミナル、出光興産株式会社日立油槽所等が存在する。これらの産業施設等において火災・爆発が起きた際に、火災については安全機能を有する施設を内包する建物の外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度 (200℃) 以下又は内部火災に至らないとすることとし、爆発については、敷地外においては石油コンビナート等の施設から原子炉施設までの離隔距離が危険限界距離以上に、敷地内においては高圧ガス保安法及びその関係法令で規定される保安距離以上になるよう確保することで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>(3) 航空機落下による火災の影響評価</p>	<p>影響を考慮して設置する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原科研敷地外の近隣工場等 (半径 10km 以内) において火災が発生した場合に、原子炉施設の安全性に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護対策をとる。 ・ 原科研敷地内に重油タンク等を設置する場合は、その火災による原子炉施設への影響を考慮して設置する。 ・ 原科研の敷地への航空機の落下により発生する火災を想定しても、原子炉施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計し、必要に応じて対策を講じる。 ・ 原子炉施設に隣接する森林については、森林が拡大しないよう樹木を管理することを保安規定及び下部規定に定めることとする。 <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原科研の敷地及びその周辺 (施設から半径 20km の範囲) における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻 (藤田スケール F1、最大風速 49m/s) の発生を考慮しても、原子炉施設の安全性を確保するために必要な安全機能を損なわない設計とする。 ・ 当該竜巻で原子炉施設の構造健全性に影響を及ぼすことを確認した飛来物については、飛来防止対策等を講ずることを保安規定及び下部規定に定めることとする。 ・ 竜巻以外の自然現象による荷重 竜巻と同時に発生する雷、雪、雹、大雨 	<p>整合性</p>

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>航空機種別ごとの墜落確率が10^{-7}以上になる面積を求め、その外周部に航空機が落下し炎上した際の安全機能を有する施設を内包する建物のコンクリート外壁表面温度が、コンクリートの強度に影響がないとされている許容温度(200℃)以下とすること又は内部火災に至らないとすることで、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</p> <p>1.3 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>(外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>第六条 安全施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。次項において同じ。)が発生した場合においても安全機能を損なわないものでなければならない。</p> <p>2 重要安全施設は、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生ずる応力を適切に考慮したものでなければならない。</p> <p>3 安全施設は、工場等内又はその周辺において想定される試験研究用等原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)に対して安全機能を損なわないものでなければならない。</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>第1項について</p>	<p>については、以下の理由により原子炉施設への影響が相乗しないため、考慮しない。</p> <p>①雷 竜巻は建家、構造物及び設備(系統・機器)に対する風荷重、気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重であるが、落雷は雷撃であり影響モードが異なることから、竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <p>②雪 上昇気流の竜巻本体周辺では、竜巻通過時に雪は降らない。下降流の竜巻通過時や竜巻通過前に積もった雪は竜巻の風に吹き飛ばされ、建家への影響は生じないことから竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <p>③雹 竜巻通過前に積もった雹は竜巻の風に吹き飛ばされ、建家への影響は生じない。また、降雹による衝撃荷重は、設計飛来物に包含できるため考慮しない。</p> <p>④大雨 大雨による影響は建家への浸水であり、竜巻とは影響モードが異なることから、竜巻との組み合わせは考慮しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 竜巻随件事象の考慮について 竜巻随件事象(火災、溢水、電源喪失)に関しては、以下の理由により JRR-3 原子炉施設の外殻の健全性が損なわれなければ、影響が相乗することはなく、JRR-3 	

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>安全施設は、敷地内又はその周辺において想定される以下のような自然現象(地震及び津波を除く。)又はその組み合わせに遭遇した場合においても、安全機能が損なわれない設計とする。ただし、代替手段による機能維持が可能な場合は、その効果を考慮する。</p> <p>なお、JRR-3 原子炉施設は、竜巻又は火山の影響による安全機能の喪失を想定しても、別紙2に示すとおり、一般公衆に対する放射線影響が小さい(5mSv を超えるおそれがない。)原子炉施設である。</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>(3) 竜巻</p> <p>敷地及びその周辺(施設から半径20kmの範囲)における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻(藤田スケールF1、最大風速49m/s)及びその随件事象(火災、溢水、電源喪失)の発生を考慮しても、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。竜巻の接近のおそれがある場合には、原子炉を停止する。安全機能を有する施設を内包する建物は、竜巻により作用する「風圧力」、「気圧差による圧力」及び「設計飛来物による衝撃荷重」を適切に組み合わせた荷重を考慮して、その構造健全性が確保できる設計とする。また、設計飛来物が、当該建物に衝突した場合においても、健全性が確保される設計とする。</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>(10) 森林火災</p> <p>敷地外の森林火災が本原子炉施設に迫った場合でも、安全施設の安全機能を損なうおそれがないよう設計し、施設周辺の草木の管理(安全機能を有する施設を内包する建物に熱影響を与え得る森林を施設周辺に拡大させない。)その他必要に応じた対策を講じる。な</p>	<p>原子炉施設の安全性が損なわれることはない。このため、竜巻の発生を想定した場合において JRR-3 原子炉施設の外殻の健全性が維持されることが確認できた場合は、竜巻随件事象を考慮しない。</p> <p>①火災</p> <p>竜巻により JRR-3 原子炉施設周辺の危険物タンクが倒壊又は損傷し、火災又は爆発が発生した場合の影響については外部火災影響評価に包含される。</p> <p>②溢水</p> <p>竜巻に対して安全機能を有する設備の外殻となる施設の健全性が維持されるため、竜巻による気圧低下等に起因した溢水は起こらない。</p> <p>③外部電源喪失</p> <p>JRR-3 原子炉施設が立地する原科研周辺で竜巻発生のおそれがある場合は事前に原子炉を停止するため、原子炉停止後30秒間の崩壊熱除去のための強制循環冷却及びそれに必要な監視設備の機能は達成でき、以降の安全機能を有する設備の機能の維持に外部電源は必要ないため、竜巻により外部電源を喪失した場合でも安全機能を有する設備の機能は維持される。</p> <p>3.2 評価条件</p> <p>安全施設を内包する建家として評価対象である原子炉建家、使用済燃料貯槽室、燃料管理施設、</p>	

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>お、施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉を停止する。</p> <p>また、森林火災が発生した場合に消火活動ができるよう、建家外に消火栓等の消火設備を設置する。</p> <p>外部火災時のばい煙に対しても、外部から制御室への進入を防止できる設計とする。</p> <p>なお、航空機落下確率が10^{-7}回/炉・年以上となる面積の外周部にある森林に航空機が落下し、その火災によって森林火災が発生するといった熱影響が最も厳しい条件となる重畳事象を想定した場合でも、安全施設の安全機能に影響はない。</p> <p>(11) 自然現象の組合せ</p> <p>施設の影響(荷重、浸水、温度、電気影響)について、自然現象の組合せを想定した場合でも、安全施設の安全機能を損なうおそれがない設計とする。また、必要に応じて影響軽減のための対策を講じる。</p> <p>第2項について</p> <p>自然現象に対する重要安全施設は、設置許可基準規則の解釈に基づき、重要度分類の基本的な考え方の「4.(1)自然現象に対する設計上の考慮」に沿って選定する。JRR-3のクラス2の構築物、系統及び機器には想定される自然現象(特に、竜巻に対しては藤田スケールF1の最大風速49m/s、火山に対しては極微量の降下火砕物)の影響を受ける施設がないため、自然現象に対する重要安全施設は、クラス1の制御棒、スクラム機構及び安全保護回路(停止系)が該当する。このため、想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃がないよう、これらを内包する建物の構造健全性が確保される設計とする。</p> <p>第3項について</p> <p>安全施設は、想定される以下のような偶発的な外部人為</p>	<p>実験利用棟、原子炉制御棟、使用済燃料貯蔵施設並びに安全施設として評価対象である排気筒(以下「評価対象施設」という。)に対し外部火災及び竜巻への影響を評価することにより、安全施設が機能を損なわないことを確認する。評価対象施設はすべて鉄筋コンクリート構造である。なお、安全施設のうち冷却塔については、原子炉の安全性に影響を及ぼすおそれのある外部事象発生時には、原子炉を停止することで必要な安全機能が達成されることから、本申請での評価対象外とする。</p> <p>評価対象施設が3.1に示した設計条件を満足することを以下のとおり確認する。</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される外部火災である森林火災、近隣の産業施設等の火災・爆発及び航空機の落下による火災が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを評価により確認する。 <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される竜巻である藤田スケールF1の竜巻が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないことを評価により確認する。 <p>3.3 評価結果</p> <p>(1) 外部火災</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される外部火災による影響評価の結果、外部火災が発生した場合でも、評価対 	

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>事象(故意によるものを除く。)によって、安全機能を損なうことのない設計とする。ただし、代替手段による機能維持が可能な場合は、その効果を考慮する。</p> <p>(1) 飛来物(航空機落下等)</p> <p>JRR-3 原子炉施設への航空機の落下確率については「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成14・07・29 原院第4号(平成14年7月30日原子力安全・保安院制定))等に基づき評価した結果、約6.1×10^{-8}回/炉・年であり、防護設計の要否を判断する基準である10^{-7}回/炉・年を超えない。したがって、航空機落下に対する考慮をする必要はなく、航空機落下により安全施設が安全機能を損なうことはない。</p> <p>(中略)</p> <p>(3) 外部火災</p> <p>外部火災により安全施設の安全機能を損なうことのないように、近隣の産業施設(半径10km以内)の火災・爆発、航空機落下による火災を考慮して必要な防護対策等を施す。なお、施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉を停止する。</p> <p>a. 爆発</p> <p>敷地周辺には、石油コンビナート等の大規模な爆発のおそれのある工場等はない。</p> <p>本研究所の敷地内に重油タンク、LNGタンク等を設置する場合は、その爆発による安全施設の安全機能への影響を考慮して設置する。</p> <p>b. 近隣工場等の火災</p> <p>本研究所の敷地外の近隣工場等において火災が発生した場合に、安全施設の安全機能に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護対策をとる。</p>	<p>象施設の構造健全性に影響がないため、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。</p> <p>(2) 竜巻</p> <ul style="list-style-type: none"> 想定される竜巻である藤田スケール F1 の竜巻による影響評価の結果、この竜巻が発生した場合でも、評価対象施設の構造健全性に影響がないため、安全施設の安全機能を損なわないことを確認した。 	

原子炉設置変更許可申請書(本文別冊3又は添付書類八別冊3)	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>c. 航空機落下による火災 敷地への航空機の墜落で発生する火災を想定しても、安全施設の安全機能に影響を及ぼさないことを評価し、必要に応じて対策を講じる。</p>		

5－9. 設備機器の耐震性に関する申請に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

設備機器の耐震性に関する申請に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>注)「(本文)」は原子炉設置変更許可申請書本文別冊 3 の記載事項を示す。また、「(添八)」は原子炉設置変更許可申請書添付書類八別冊 3 の記載事項を示す。</p> <p>(本文)</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起した場合は安全への影響を考慮して、耐震設計上の区分をするとともに、適切な設計用地震力に十分耐えられるように、次の方針に基づき設計を行う。</p> <p>(添八)</p> <p>1. 安全設計</p> <p>1.2 耐震設計方針</p> <p>1.2.1 耐震設計の基本方針</p> <p>原子炉施設の耐震設計は、設置許可基準規則及びその解釈の基本的考えを参考にして下記の項目に従って行い、基準地震動による地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう原子炉施設に十分な耐震性をもたせる。</p> <p>(1) 原子炉は、基準地震動による地震力に対しても、原子炉プール水の喪失を防止し、炉心部が露出しない構造とする。</p> <p>(2) 原子炉は、基準地震動による地震力に対しても、安全に核的停止ができる機能を有する。</p> <p>(3) 重要度分類及び地震によって安全機能が喪失した場合の放射線による周辺公衆への影響の程度に応じて、原子炉施設の耐震設計上の重要度を 3 つのクラスに分類する。</p> <p>(4) 原子炉施設の構造設計及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。</p>	<p>添付書類 3 - 1. 耐震性に関する説明書（以下「添付書類 3 - 1」という。）</p> <p>1. 耐震設計の基本方針</p> <p>耐震設計の基本方針は原子炉設置変更許可申請書に従い、次のように定める。</p> <p>原子炉施設の耐震設計は、試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則及びその解釈の基本的考えを参考にして以下の項目に従って行い、基準地震動による地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう原子炉施設に十分な耐震性をもたせる。</p> <p>(1) 原子炉は、基準地震動による地震力に対しても、原子炉プール水の喪失を防止し、炉心部が露出しない構造とする。</p> <p>(2) 原子炉は、基準地震動による地震力に対しても、安全に核的停止ができる機能を有する。</p> <p>(3) 重要度分類及び地震によって安全機能が喪失した場合の放射線による周辺公衆への影響の程度に応じて、原子炉施設の耐震設計上の重要度を 3 つのクラスに分類する。</p> <p>(4) 原子炉施設の構造設計及び配置計画に際しては、地震の影響が低減されるように考慮する。</p>	<p>本設工認申請における耐震設計の基本方針は、原子炉設置変更許可申請書（以下「許可申請書」という。）の記載と整合する。</p>

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(本文)</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起した場合の安全への影響を考慮して、耐震設計上の区分をするとともに、適切な設計用地震力に十分耐えられるように、次の方針に基づき設計を行う。</p> <p>a. 原子炉施設は、地震により発生するおそれのある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、耐震重要度に応じてSクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、それぞれに応じた耐震設計を行う。</p> <p>(添八)</p> <p>1.2.2 耐震設計上の重要度分類</p> <p>(1) 分類の原則</p> <p>原子炉施設の耐震設計上の重要度を次のS、B、Cのクラスに分類する。</p> <p>Sクラス：安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばく（安全機能の喪失による周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えることをいう。）を与えるおそれのある設備・機器等を有する施設。</p> <p>Bクラス：安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設。</p> <p>Cクラス：Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設。</p> <p>(2) 重要度によるクラス別施設</p> <p>プール型炉であることの特徴を考慮し、耐震設計上の重要度分類に従った各クラスに属する施設を下記に</p>	<p>添付書類3-1</p> <p>2. 耐震設計上の重要度分類</p> <p>(1) 分類の原則</p> <p>原子炉施設の耐震設計上の重要度を次のS、B、Cのクラスに分類する。</p> <p>Sクラス：安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばく（安全機能の喪失による周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えることをいう。）を与えるおそれのある設備・機器等を有する施設。</p> <p>Bクラス：安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設。</p> <p>Cクラス：Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設。</p> <p>(2) 重要度によるクラス別施設</p> <p>プール型炉であることの特徴を考慮し、耐震設計上の重要度分類に従った各クラスに属する施設を以下に示す。また、Sクラスの施</p>	<p>許可申請書の記載に従い耐震重要度をSクラス、Bクラス、Cクラスに分類しているため整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>示す。また、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。</p> <p>Sクラス：</p> <ul style="list-style-type: none"> (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 <p>Bクラス：</p> <ul style="list-style-type: none"> (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 	<p>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。</p> <p>Sクラス：</p> <ul style="list-style-type: none"> (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 <p>Bクラス：</p> <ul style="list-style-type: none"> (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 	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>Cクラス： (a) Sクラス、Bクラスに属さない施設</p> <p>(添八) 1.2.3 地震力の算定法 原子炉施設に適用する設計用地震力は、以下の方法で算定される静的地震力及び動的地震力のうちいずれか大きい方とする。 (1) 静的地震力 a. 建物・構築物 水平地震力は、地震層せん断力係数C_iに、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに、当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。 Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0 ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C_0を 0.2 以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。</p>	<p>Cクラス： (a) Sクラス、Bクラスに属さない施設</p> <p>添付書類 3-1 9. 波及的破損に対する考慮 高位に分類された建物・構築物及び機器・配管は、それ自身が属するクラスに応じた地震力に対して健全であるように設計するが、さらに低位に分類された関連施設又は近傍施設の破損、変位、変形などによって、高位の施設に波及的事故が起きないように考慮する。 また、各クラスの配管系が隣接する場合、低位クラスの配管系はその破損等により高位クラスの配管系に波及的影響を与えないように考慮する。</p> <p>添付書類 3-1 3. 地震力の算定法 原子炉施設は、以下の方法で算定される静的地震力及び動的地震力に対して耐えるよう設計する。 (1) 静的地震力 a. 建物・構築物 水平地震力は、地震層せん断力係数C_iに、次に示す施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに、当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。 Sクラス 3.0 Bクラス 1.5 Cクラス 1.0 ここで、地震層せん断力係数C_iは、標準せん断力係数C_0を 0.2 以上とし、建物・構築物の振動特性及び地盤の種類等を考慮して求められる値とする。</p>	<p>許可申請書の記載に従い、各クラスに適切に地震力を作用させ、それに耐えるよう設計しているため、整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>また、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数 C_i に乗じる施設の耐震重要度分類に応じた係数は、耐震重要度分類の各クラスともに 1.0 とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_0 は 1.0 以上とする。</p> <p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0.3 以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>b. 機器・配管系</p> <p>耐震重要度分類の各クラスの地震力は、上記 a. に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記 a. の鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求めるものとする。なお、水平地震力と鉛直地震力とは同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>(2) 動的地震力</p> <p>動的地震力は、Sクラスの施設及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。Sクラスの施設については、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。Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動から定める入力地震動の振幅を 2 分の 1 にした地震力を適用する。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、動的地震力は、添付書類</p>	<p>Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0.3 以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>b. 機器・配管系</p> <p>耐震重要度分類の各クラスの地震力は、上記 a. に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の耐震重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度として、当該水平震度及び上記 a. の鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした震度より求めるものとする。なお、水平地震力と鉛直地震力とは同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。</p> <p>(2) 動的地震力</p> <p>動的地震力は、Sクラスの施設及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。Sクラスの施設については、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。Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動に 2 分の 1 を乗じたものに基づく地震力を適用する。本設工認申請においてBクラスの施設のうち共振のあるものは、1次冷却系設備主配管、2次冷却系設備主配管、重水系設備主配管、ヘリウム系設備主配管、核計装案内管、重水ダンプ弁の接続管、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、ビームチューブ接続管、水力照射設</p>	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>六「5. 地震」に示す基準地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により算定する。</p> <p>(添八)</p> <p>1.2.4 荷重の組合せと許容限界</p> <p>1.2.4.1 耐震設計上考慮する状態</p> <p>地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(i) 運転時の状態</p> <p>原子炉施設が運転状態にあり、通常の下 自然条件下におかれている状態。ただし、運 転状態には通常運転時、運転時の異常な過 渡変化時を含むものとする。</p> <p>(ii) 設計基準事故時の状態</p> <p>原子炉施設が設計基準事故時にある状態。</p> <p>(2) 機器・配管</p> <p>(i) 通常運転時の状態</p> <p>原子炉の起動、停止、出力運転及び燃料交 換等が計画的に行われた場合、運転条件が 所定の制限値内にある運転状態。</p> <p>(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態</p> <p>原子炉の運転状態において、原子炉施設の 寿命期間中に予想される機器の単一故障若 しくは誤動作又は運転員の単一誤操作によ って外乱が加えられた状態及びこれらと類 似の頻度で発生し、原子炉施設の運転状態 が計画されていない状態。</p>	<p>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である。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 S_{s-1} から S_{s-4}、S_{s-D} を用い る。基準地震動 S_s の応答スペクトルを図-3-1.1 に、時刻歴波形 を図-3-1.2 及び図-3-1.3 に示す。</p> <p>添付書類 3-1</p> <p>4. 荷重の組合せと許容限界</p> <p>4.1 耐震設計上考慮する状態</p> <p>地震以外に設計上考慮する状態を以下に示す。</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(i) 運転時の状態</p> <p>原子炉施設が運転状態にあり、通常の下 自然条件下におかれている状態。ただし、運 転状態には通常運転時、運転時の異常な過 渡変化時を含むものとする。</p> <p>(ii) 設計基準事故時の状態</p> <p>原子炉施設が設計基準事故時にある状態。</p> <p>(2) 機器・配管</p> <p>(i) 通常運転時の状態</p> <p>原子炉の起動、停止、出力運転及び燃料交 換等が計画的に行われた場合、運転条件が 所定の制限値内にある運転状態。</p> <p>(ii) 運転時の異常な過渡変化時の状態</p> <p>原子炉の運転状態において、原子炉施設の 寿命期間中に予想される機器の単一故障若 しくは誤動作又は運転員の単一誤操作によ って外乱が加えられた状態及びこれらと類 似の頻度で発生し、原子炉施設の運転状態 が計画されていない状態。</p>	<p>本設工認申請にお ける耐震設計上考 慮する状態は、許可 申請書の記載と整 合する。</p>

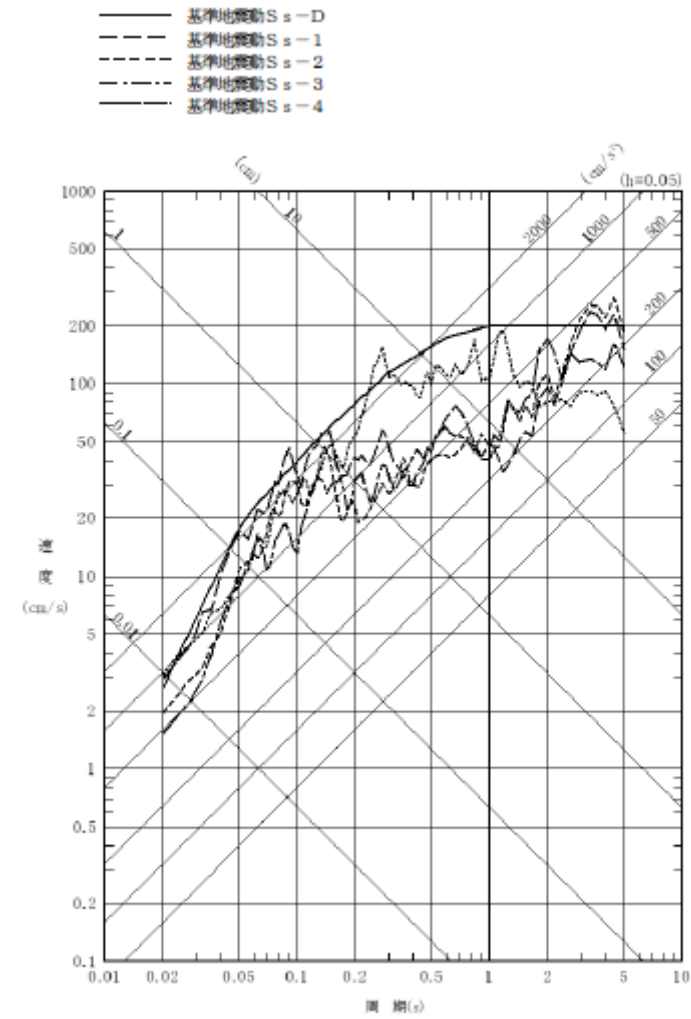
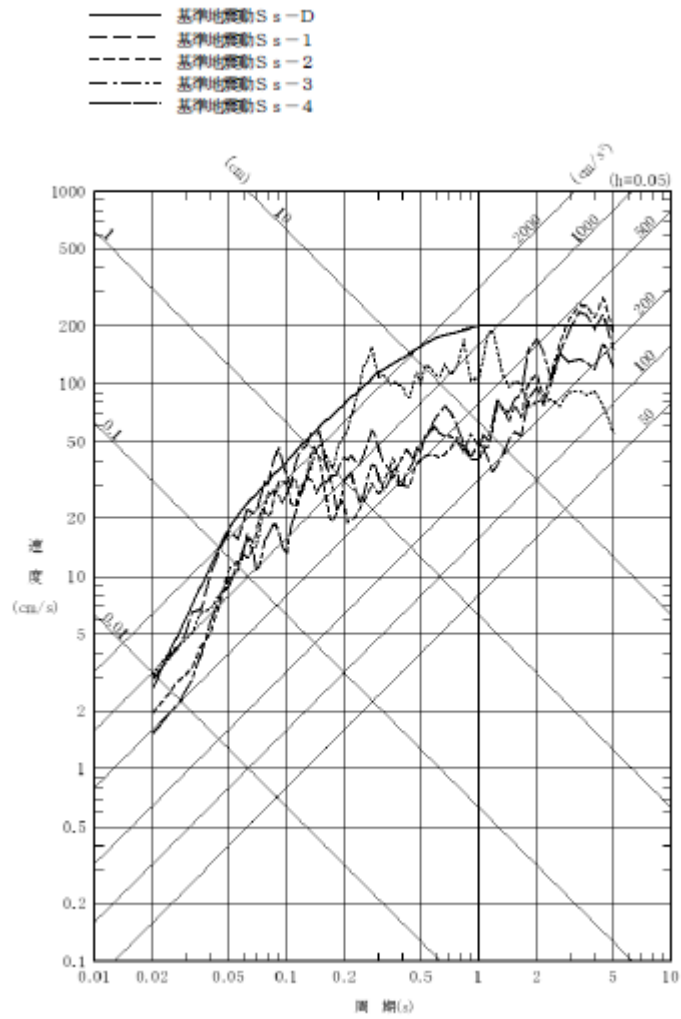
原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類 8 別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(iii) 設計基準事故時の状態 運転時の異常な過渡変化時を超える異常状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定される設計基準事故事象が発生した状態。</p> <p>(添八) 1.2.4.3 荷重の組合せ 地震力と他の荷重との組合せは以下による。</p> <p>(1) 建物・構築物 (i) 地震力と常時作用している荷重、運転時（通常運転時、運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重とを組み合わせる。</p> <p>(2) 機器・配管 (i) 地震力と通常運転時の状態で作用する荷重とを組み合わせる。 (ii) 地震力と運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重とを組み合わせる。</p> <p>(iii) 地震によって引き起こされるおそれがなく、かつその事象によって作用する荷重が短時間で終結する場合には地震力とは組み合わせない。</p> <p>(3) 荷重の組合せ上の留意事項 (i) Sクラスの施設においては、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向に作用するものとする。 (ii) 明らかに他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、その荷重の組合せ状態での評価は行わない場合がある。</p>	<p>(iii) 設計基準事故時の状態 運転時の異常な過渡変化時を超える異常状態であって、発生する頻度は稀であるが、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定される設計基準事故事象が発生した状態。</p> <p>添付書類 3-1 4.3 荷重の組合せ 地震力と他の荷重との組合せは以下による。</p> <p>(1) 建物・構築物 (i) 地震力と常時作用している荷重、運転時（通常運転時、運転時の異常な過渡変化時）に施設に作用する荷重とを組み合わせる。</p> <p>(2) 機器・配管 (i) 地震力と通常運転時の状態で作用する荷重とを組み合わせる。 (ii) 地震力と運転時の異常な過渡変化時の状態及び設計基準事故時の状態のうち地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重とを組み合わせる。</p> <p>(iii) 地震によって引き起こされるおそれがなく、かつその事象によって作用する荷重が短時間で終結する場合には地震力とは組み合わせない。</p> <p>(3) 荷重の組合せ上の留意事項 (i) Sクラスの施設においては、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向に作用するものとする。 (ii) 明らかに他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、その荷重の組合せ状態での評価は行わない場合がある。</p>	<p>本設工認申請における荷重の組合せは、許可申請書の記載と整合する。</p>

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(iii) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかになぜがあることが判明しているならば、必ずしもそれぞれの応力のピーク値を重ねなくてもよいものとする。</p> <p>(iv) 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物等の当該部分の支持機能を検討する場合には、支持される施設の耐震クラスに応じた地震力と常時作用している荷重、運転時に施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。</p> <p>なお、第 1.2-1 表に、対象となる建物・構築物等及びその支持機能が維持されることを検討すべき地震動について記載する。</p> <p>(本文)</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>e. Sクラスの施設は、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する。また、Sクラスの施設は、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対して、おおむね弾性範囲にとどまる設計とする。</p> <p>f. Bクラス及びCクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性範囲にとどまるように設計する。また、Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、必要に応じてその影響についての検討を行う。</p>	<p>(iii) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻に明らかになぜがあることが判明しているならば、必ずしもそれぞれの応力のピーク値を重ねなくてもよいものとする。</p> <p>(iv) 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物等の当該部分の支持機能を検討する場合には、支持される施設の耐震クラスに応じた地震力と常時作用している荷重、運転時に施設に作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(添八)</p> <p>1.2.4.4 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は以下のとおりとする。</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(i) Sクラスの建物・構築物</p> <p>(a) 弾性設計用地震力又は静的震度による地震力との組合せに対する許容限界 建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(b) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界 建物・構築物が構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕を持たせることとする。なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形、又は歪みが著しく増加するに至る限界の最大耐力とする。</p> <p>(ii) B、Cクラスの建物・構築物 建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p>	<p>4.4 許容限界</p> <p>各施設の地震力と他の荷重とを組み合わせた状態に対する許容限界は以下のとおりとする。</p> <p>(1) 建物・構築物</p> <p>(i) Sクラスの建物・構築物</p> <p>(a) 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界 建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p> <p>(b) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界 建物・構築物が構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕を持たせることとする。なお、終局耐力は、建物・構築物に対する荷重又は応力を漸次増大していくとき、その変形、又はひずみが著しく増加するに至る限界の最大耐力とする。</p> <p>(ii) B、Cクラスの建物・構築物 建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。</p>	<p>許可申請書の記載に従い適切に許容限界を定めているため、整合している。</p>

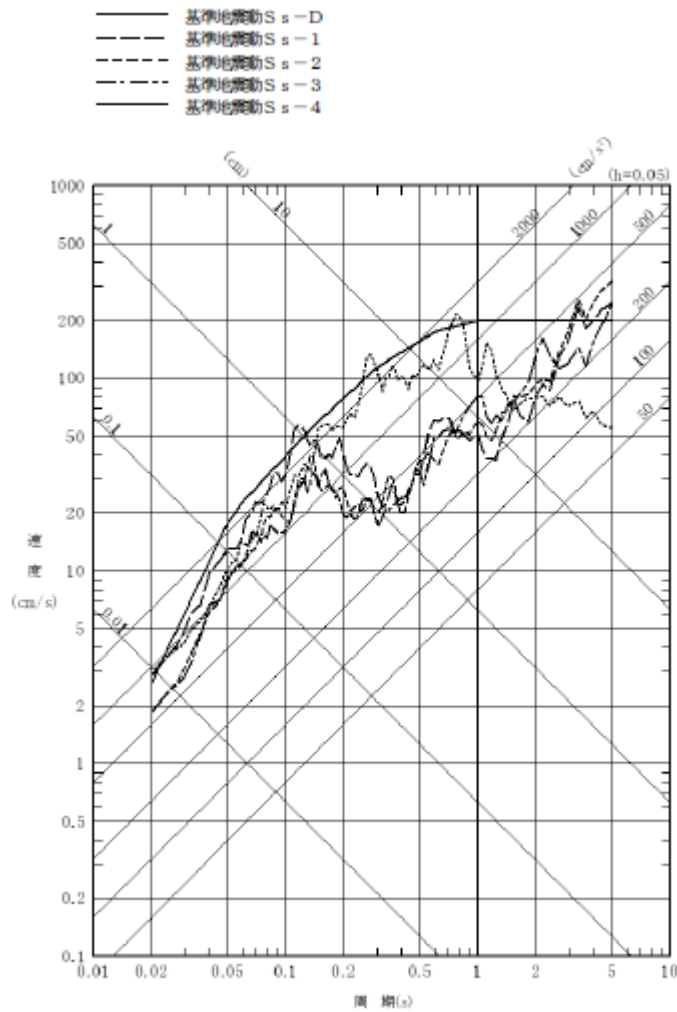
原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(2) 機器・配管</p> <p>(i) Sクラスの機器・配管</p> <p>(a) 弾性設計用地震力又は静的震度による地震力との組合せに対する許容限界 降伏応力はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。</p> <p>(b) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界 構造物の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力を制限する。</p> <p>(ii) B、Cクラスの機器・配管 降伏応力又はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。</p> <p>(iii) 動的機器 地震時又は地震後に動作を要求されるSクラスの動的機器については、解析又は実験等により動作機能が阻害されないことを確認する。</p> <p>1.2.5 主要施設の耐震構造 主要施設は以下に示すように設計され、適切な耐震解析モデルに基づく動的解析などにより、それらの重要度に応じた耐震性を確認する。</p> <p>(5) 制御棒駆動機構 制御棒駆動機構は、駆動部及び制御棒駆動機構案内管から構成される。これらの機構は、下部遮蔽体及び炉下室から支持構造物により固定され、地震時に過大な変位が生じないように設計されている。</p>	<p>(2) 機器・配管</p> <p>(i) Sクラスの機器・配管</p> <p>(a) 弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界 降伏応力はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。</p> <p>(b) 基準地震動による地震力との組合せに対する許容限界 構造物の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことがない限度に応力を制限する。</p> <p>(ii) B、Cクラスの機器・配管 降伏応力又はこれと同等の安全性を有する応力を許容限界とする。</p> <p>5. 機能維持の検討</p> <p>(1) 動的機器 地震時又は地震後に動作を要求されるSクラスの動的機器については、解析又は実験等により動作機能が阻害されないことを確認する。</p> <p>(2) 制御棒挿入性に係る変形に対する配慮 制御棒駆動機構は、下部遮蔽体及び炉下室から支持構造物により固定し、地震時に過大な変位が生じないように考慮する。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(本文)</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>h. Sクラスに属する施設を有する原子炉施設の周辺斜面は、基準地震動による地震力に対して、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おそれがないものとする。</p> <p>(本文)</p> <p>ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(1) 耐震構造</p> <p>基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び震源を特定せず策定する地震動を考慮して、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定する。策定した基準地震動 S_s の応答スペクトルを第 1 図に、時刻歴波形を第 2 図及び第 3 図に示す。</p>	<p>添付書類 5. 申請に係る「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」との適合性</p> <p>3. 本申請に係る下部遮蔽体、サイフォンブレイク弁、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。</p> <p>添付書類 3-1</p> <p>3. 地震力の算定法</p> <p>(2) 動的地震力</p> <p>動的地震力は、Sクラスの施設及びBクラスの施設のうち共振のおそれのあるものに適用する。Sクラスの施設については、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。Bクラスの施設のうち共振のおそれのあるものについては、弾性設計用地震動に 2 分の 1 を乗じたものに基づく地震力を適用する。本設工認申請において B クラスの施設のうち共振のあるものは、1 次冷却系設備主配管、2 次冷却系設備主配管、重水系設備主配管、ヘリウム系設備主配管、核計装案内管、重水ダンプ弁の接続管、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、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である。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 S_{s-1} から S_{s-4}、S_{s-D} を用いる。基準地震動 S_s の応答スペクトルを図-3-1.1 に、時刻歴波形を図-3-1.2 及び図-3-1.3 に示す。</p>	<p>許可申請書の記載から基準地震動により崩壊を起こす斜面は周辺にないとするため、整合している。</p> <p>評価に用いる敷地の解放基盤表面における基準地震動は、許可申請書に記載されたものを用いるため整合している。</p>



第1図 (1) 基準地震動 Ss の応答スペクトル（水平方向：NS 成分）

図-3-1.1 (1) 基準地震動 Ss の応答スペクトル（水平方向：NS 成分）



第 1 図 (2) 基準地震動 Ss の応答スペクトル（水平方向：EW 成分）

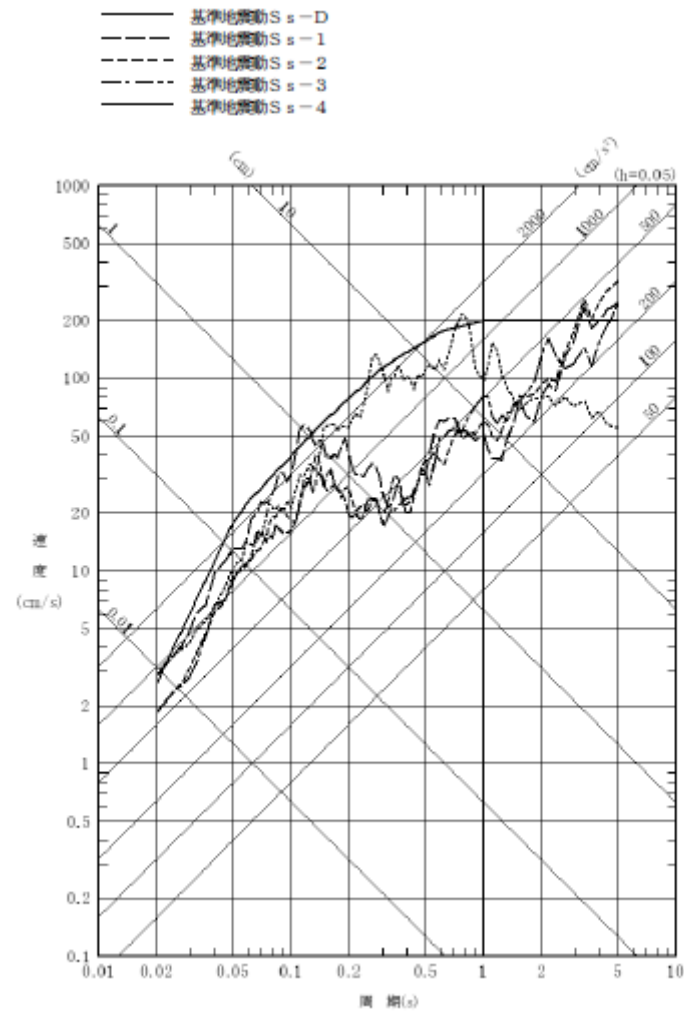
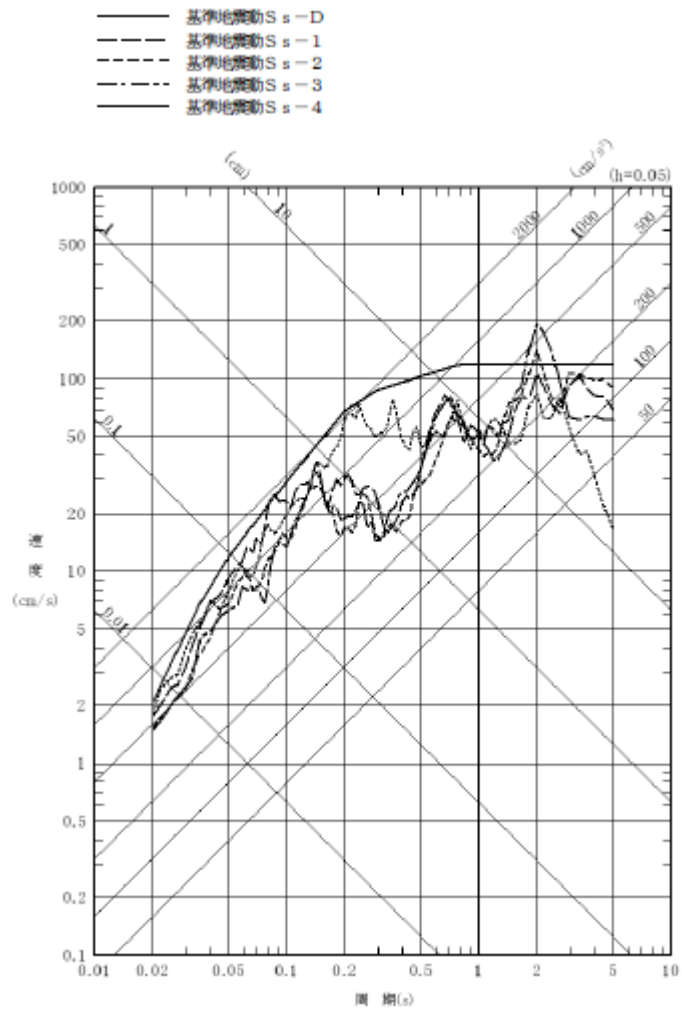


図-3-1.1 (2) 基準地震動 Ss の応答スペクトル（水平方向：EW 成分）



第 1 図 (3) 基準地震動 Ss の応答スペクトル（鉛直方向：UD 成分）

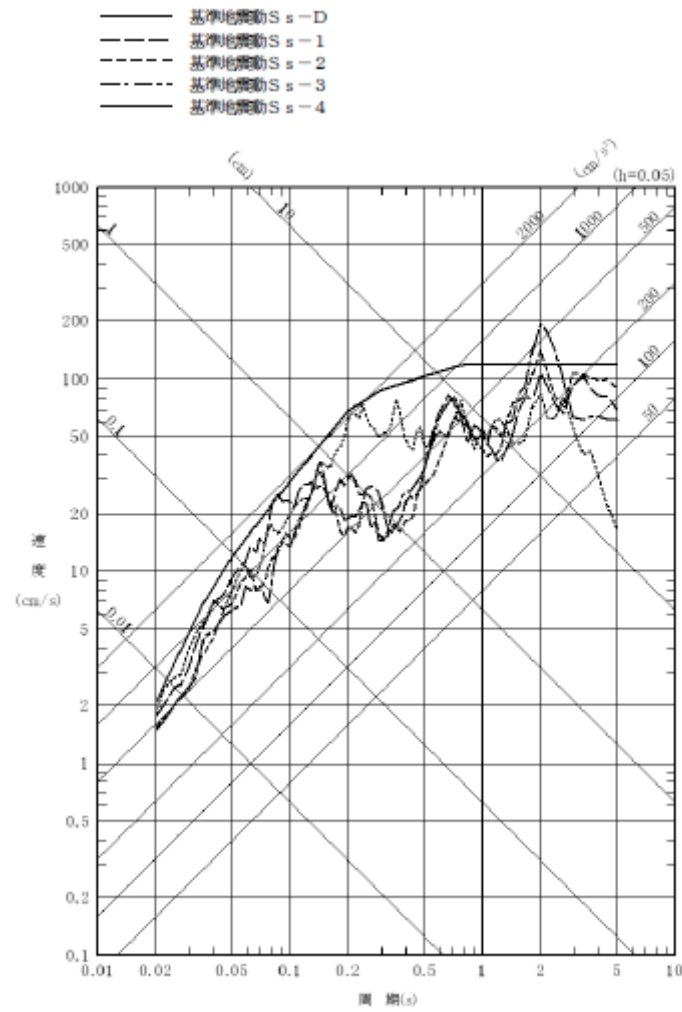
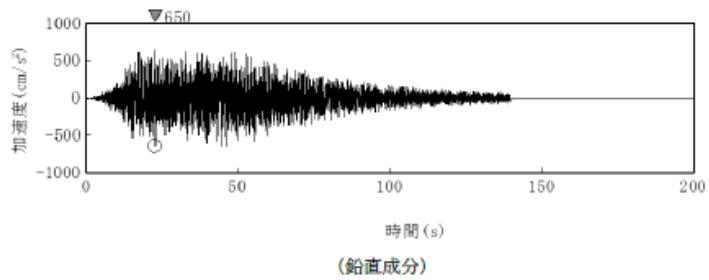
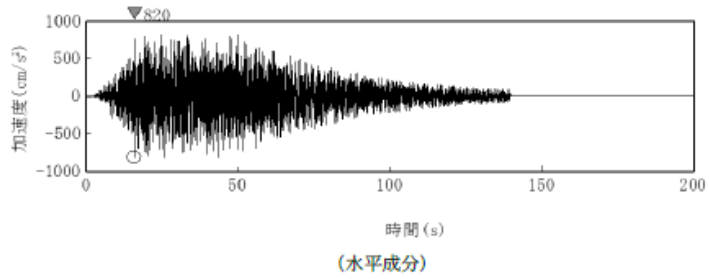


図-3-1.1 (3) 基準地震動 Ss の応答スペクトル（鉛直方向：UD 成分）



第 2 図 基準地震動 Ss-D の時刻歴波形

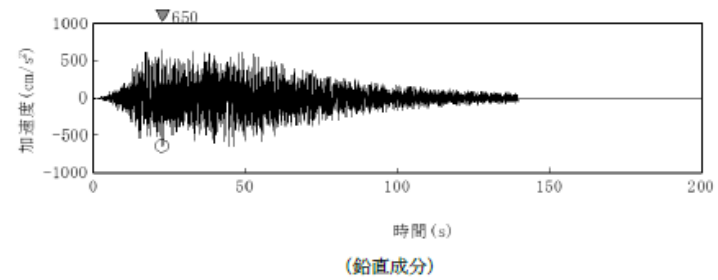
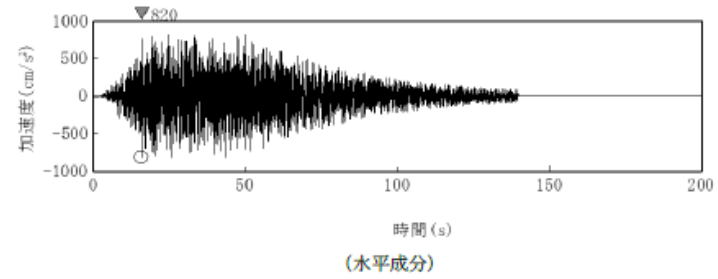
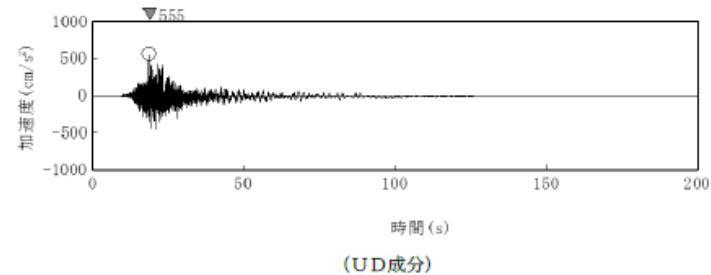
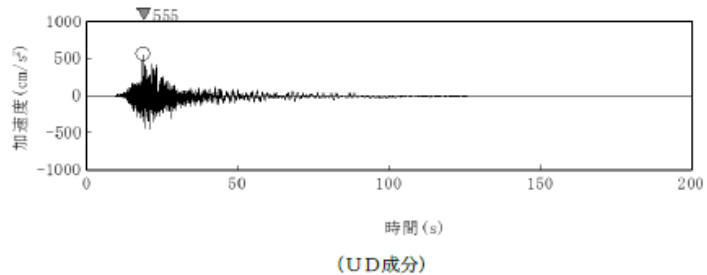
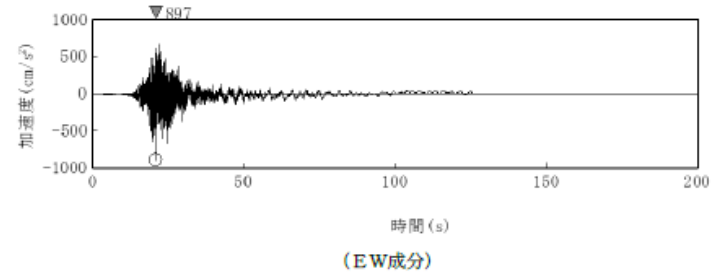
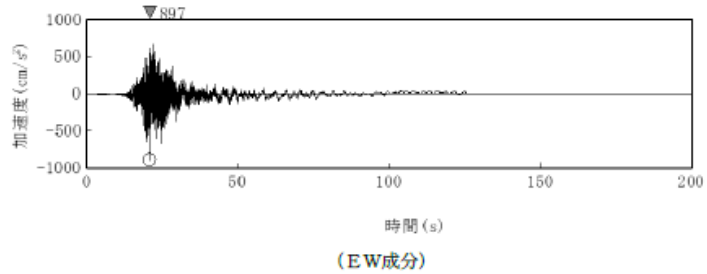
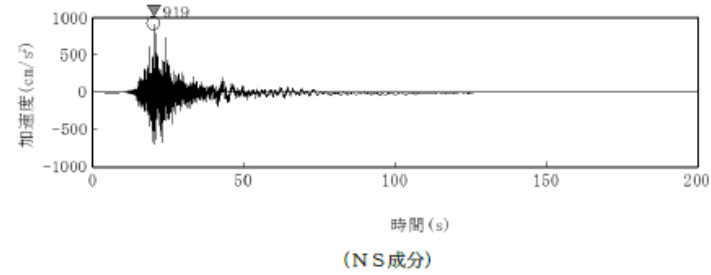
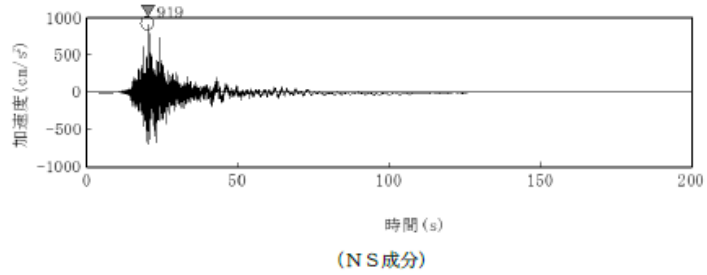


図-3-1.2 基準地震動 Ss-D の時刻歴波形

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）

設計及び工事の計画の認可申請書

整合性



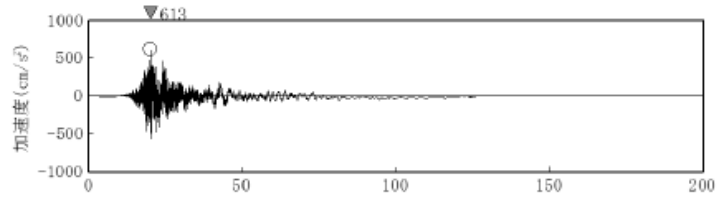
第3図 (1) 基準地震動 Ss-1 の時刻歴波形

図-3-1.3 (1) 基準地震動 Ss-1 の時刻歴波形

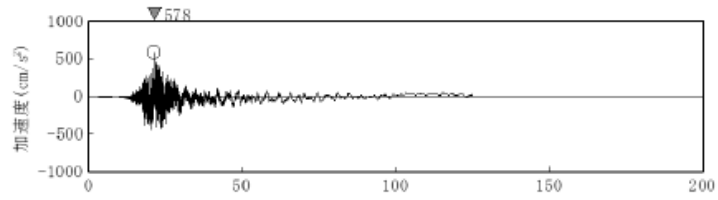
原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）

設計及び工事の計画の認可申請書

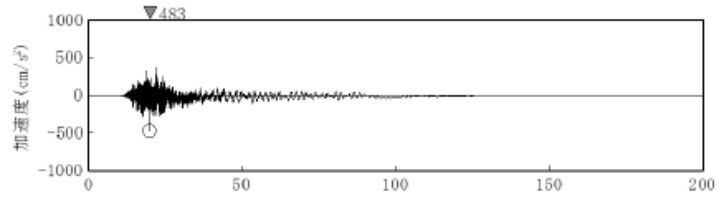
整合性



(NS成分)

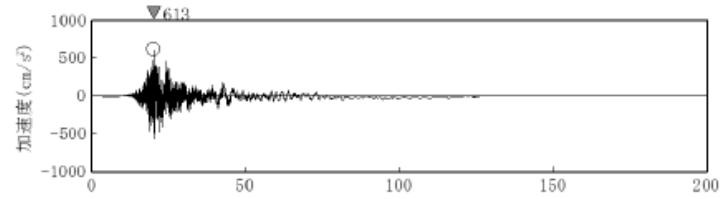


(EW成分)

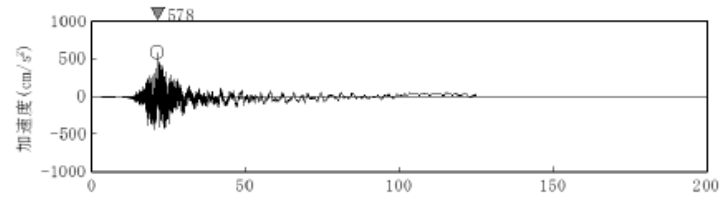


(UD成分)

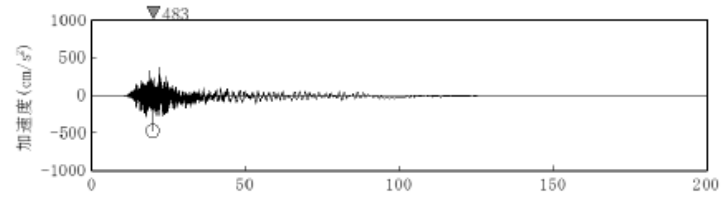
第3図 (2) 基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形



(NS成分)



(EW成分)



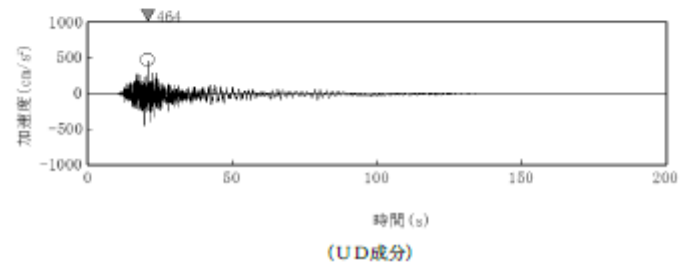
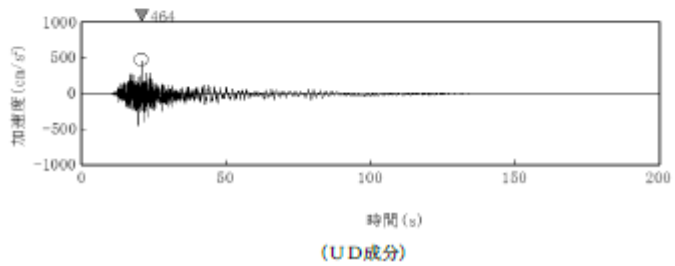
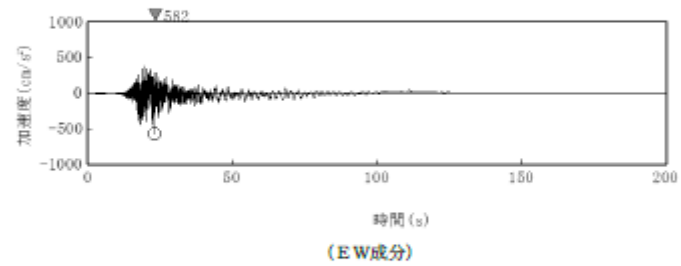
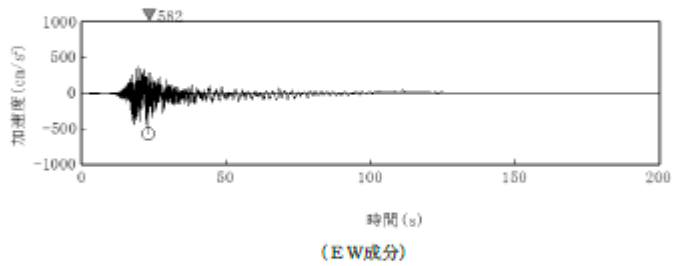
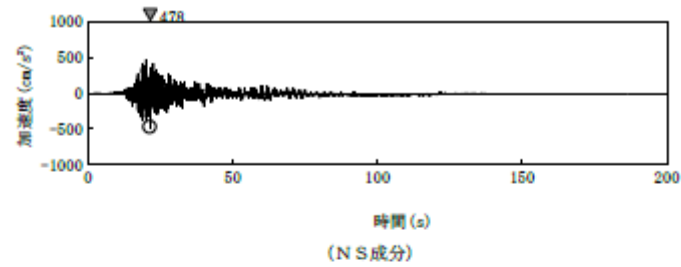
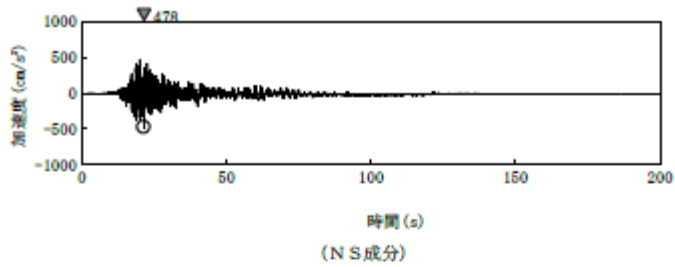
(UD成分)

図-3-1.3 (2) 基準地震動 Ss-2 の時刻歴波形

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）

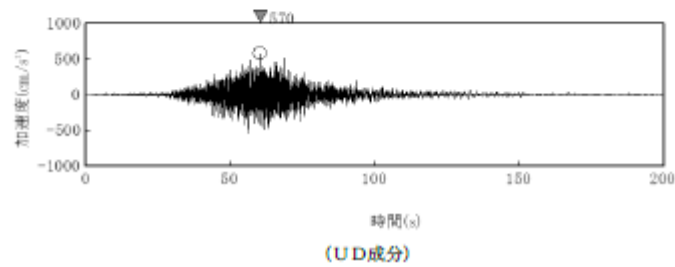
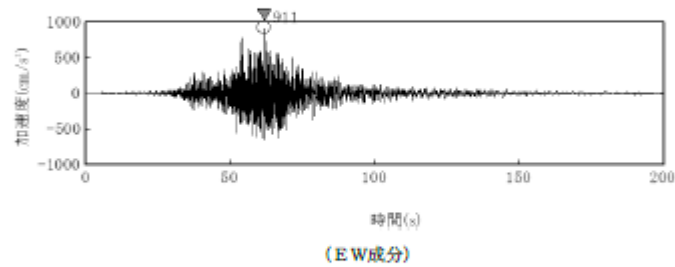
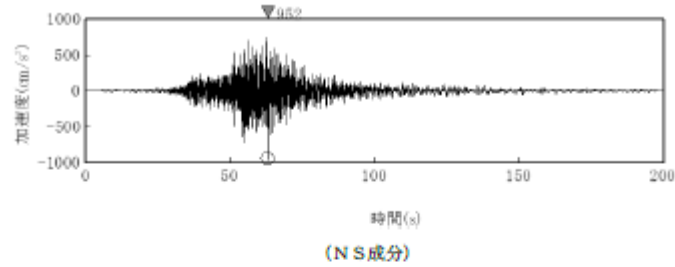
設計及び工事の計画の認可申請書

整合性



第3図 (3) 基準地震動 S_s-3 の時刻歴波形

図-3-1.3 (3) 基準地震動 S_s-3 の時刻歴波形



第 3 図 (4) 基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形

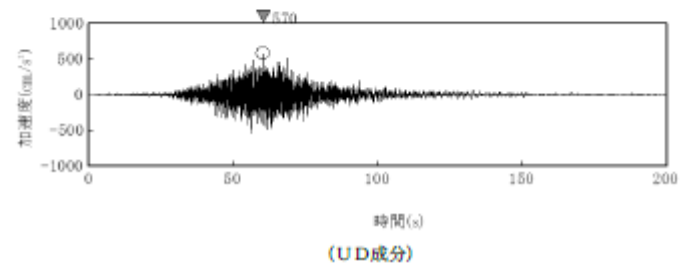
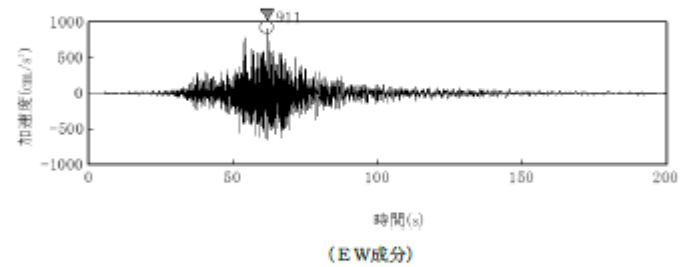
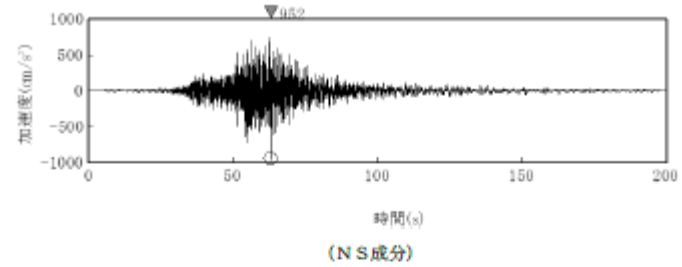


図-3-1.3 (4) 基準地震動 Ss-4 の時刻歴波形

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(本文)</p> <p>ハ 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>(4) 原子炉容器</p> <p>(i) 構造</p> <p>a. 原子炉容器は、原子炉プール及び上部遮蔽体で構成する。原子炉プールは、円筒形の鉄筋コンクリート壁構造のプールに鋼製内張を施したものである。原子炉プールには、1次冷却材出入口用貫通孔及び各種実験孔用貫通孔等を設ける。通常運転時は、原子炉プール内に軽水を満たし、所定の水位を維持する。原子炉プール上面には、上部遮蔽体を設置する。</p> <p>なお、原子炉プール底面には、制御棒駆動機構案内管用の貫通孔を設ける。</p> <p>e. 主要ノズル及び貫通孔取付箇所</p> <p>原子炉プールに1次冷却材出入口用貫通孔、各種実験孔用貫通孔等を設ける。また、原子炉プール底部には、制御棒駆動機構案内管が貫通した下部遮蔽体を設ける。</p> <p>(5) 放射線遮蔽体の構造</p> <p>主要な放射線遮蔽体は、原子炉プールを形成する鉄筋コンクリート壁、原子炉プール水及び上部遮蔽体である。上部遮蔽体は、開閉可能な構造とする。</p> <p>(添八)</p> <p>3. 原子炉及び炉心</p> <p>3.2 機械設計</p> <p>3.2.4 その他の主要な設備</p> <p>3.2.4.1 概要</p> <p>(1) 原子炉建家1階に原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールを設置する。原子炉プールには炉心及び炉心構造物を収容し、使用済燃料プールには炉心から取り出した使用済燃料を一時貯蔵する。原子炉プール、カナル及び使用済燃料プールの間は、それぞれ</p>	<p>設計及び工事の方法 第9編 原子炉容器等の構造（耐震性）</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>1.1 JRR-3 原子炉施設の原子炉本体は、次の各設備から構成される。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>(2) 燃料体</p> <p>(3) 減速材及び反射材</p> <p>(4) 原子炉容器</p> <p>(5) 放射線遮蔽体</p> <p>上記のうち、(4) 原子炉容器及び(5) 放射線遮蔽体は、次の各設備から構成される。</p> <p>(4) 原子炉容器</p> <p>イ. 原子炉プール</p> <p>ロ. プールゲート (No.1 ゲート)</p> <p>(5) 放射線遮蔽体</p> <p>イ. 上部遮蔽体</p> <p>ロ. 下部遮蔽体</p> <p>今回申請する範囲は、(4)のうちロ. プールゲート (No.1 ゲート) 及び(5)のうちイ. 上部遮蔽体並びにロ. 下部遮蔽体の耐震性を確認するものである。</p>	<p>今回申請する原子炉本体の構成は、許可申請書に記載された原子炉本体の構成と整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性										
<p>れゲートで仕切る。</p> <p>原子炉プールの底部には制御棒連結桿貫通孔のある下部遮蔽体を設け、プール上面には放射線遮蔽のための上部遮蔽体を設ける。</p> <p>その他、原子炉プール側壁外にはサブプールを、また、使用済燃料プール側壁には詰替セルを設ける。</p> <p>3.2.4.4 主要設備</p> <p>(1) 原子炉プール、カナル及び使用済燃料プール</p> <p>(iv) 下部遮蔽体</p> <p>下部遮蔽体は、原子炉プール中央底部に設置する。本遮蔽体には制御棒連結桿貫通のための案内管を設置する。</p> <p>(v) 上部遮蔽体</p> <p>上部遮蔽体は、原子炉上面に設置する。本遮蔽体は燃料交換、実験利用設備の作業時等に一部が開放できる構造とする。</p> <p>(vi) プールゲート（No.1 ゲート及びNo.2 ゲート）</p> <p>プールゲートは、各プール間を仕切るよう設置する。本ゲートは相互のプール水流入を防止できる構造とする。</p> <p>（本文）</p> <p>ハ 原子炉本体の構造及び設備</p> <p>（4）原子炉容器</p> <p>（ii）最高使用圧力及び最高使用温度</p> <p>a. 最高使用圧力 常圧</p> <p>b. 最高使用温度 約 43 °C</p>	<p>設計及び工事の計画の認可申請書</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <table border="1" data-bbox="1081 1182 1729 1394"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>プールゲート（No.1 ゲート）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器種別</td> <td>第 3 種支持構造物</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>流体の種類</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>静水頭</td> </tr> </tbody> </table>	名称	プールゲート（No.1 ゲート）	機器種別	第 3 種支持構造物	耐震クラス	B	流体の種類	軽水	最高使用圧力	静水頭	<p>整合性</p> <p>原子炉容器等の設計条件及び設計仕様は、許可申請書の記載に整合している。</p>
名称	プールゲート（No.1 ゲート）											
機器種別	第 3 種支持構造物											
耐震クラス	B											
流体の種類	軽水											
最高使用圧力	静水頭											

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3） （添八）						設計及び工事の計画の認可申請書			整合性
第 1.2-1 表 耐震重要度分類（抜粋）						最高使用温度	43℃		設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.82、鉛直 0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.41）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL+7.50m） 耐震クラスを変更するための申請である。
耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確認する地震動	備考	備考			
S	炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系	燃料要素 ベリリウム反射体 照射筒 炉心構造体 重水タンク	原子炉プール 当該施設の支持構造物	Ss					
		冠水維持設備 原子炉プール 躯体及びライニング 原子炉プール貫通部のシール構造 サイフォンブレード弁(接続管を含む) 制御棒駆動機 構案内管 下部遮蔽体	原子炉プール 当該施設の支持構造物						
(以下、Sクラス設備については省略する)									
						名称	上部遮蔽体		
						機器種別	第3種支持構造物		
						耐震クラス	B		
						最高使用圧力	常圧		
						最高使用温度	43℃		
						備考	耐震上位クラスである炉心構造物への上位波及影響を考慮する		
						名称	下部遮蔽体		
						機器種別	第3種容器		
						耐震クラス	S		
						流体の種類	軽水		
						最高使用圧力	静水頭		

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）				設計及び工事の計画の認可申請書		整合性			
耐震 クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建 物・構築物等	支持機能 を確認す る地震動	備 考				
		炉心を保護する施設	上部遮蔽体 注.1	原子炉プール 当該施設の支持構造物			最高使用温度	43℃	
		原子炉の緊急停止の ために負の反応度を 添加するための施設 及び原子炉の停止状 態を維持するための 施設	重水ダンプ系	原子炉プール 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物			備考	—	
		原子炉の緊急停止の ために急激に負の反 応度を添加するため の施設	安全保護回路						
		原子炉停止後、炉心 から崩壊熱を除去す るための施設	崩壊熱除去設備 1次冷却材補助ポンプ 自然循環弁	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物					
		1次冷却材を内蔵し ているか又は内蔵し 得る施設	冠水維持設備以外の1次 冷却系設備(原子炉プール 内配管) 注.1 冠水維持設備以外の1次 冷却系設備(原子炉プール 内配管を除く。) 原子炉プール水浄化系 使用済燃料プール水浄化 冷却系 原子炉プール溢流系	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物	耐震 B クラス 施設に 適用さ れる地 震力				
	B	重水を内蔵してい るか又は内蔵し得る 施設	重水冷却系設備	原子炉建家(地下部分)					
		1次冷却系に接して いる施設	2次冷却系設備の一部	原子炉建家(地上部) 当該施設の支持構造物				原子炉建家外の 遮断弁まで	
		十分冷却した使用済 燃料を保管するた めの施設	使用済燃料貯槽 No.1、No.2 使用済燃料貯蔵ラック 使用済燃料貯蔵施設(北地 区)	使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 当該施設の支持構造物					
		放射性廃棄物を内蔵 している施設	廃液貯槽 廃樹脂貯留設備	実験利用棟 1階部分 当該施設の支持構造物					
		放射性廃棄物以外の 放射性物質に関連し た施設	大型廃棄物保管庫	当該施設の支持構造物					
		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	原子炉建家(円筒壁及び屋 根) 注.1 非常用排気設備	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物					
		放射線の監視をする ための設備	放射線監視設備の一部	原子炉建家(地上部) 原子炉制御棟 当該施設の支持構造物				事故時用ガンマ エリアモニタ	
		その他	サブ・プール、詰替セル(炉 室内) 注.1	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物				原子炉建家外を 除く	
			実験利用設備	当該施設の支持構造物					
			非常用電源系 冷中性子源装置のうち クライオスタート 注.1	原子炉制御棟 原子炉プール 当該施設の支持構造物					

注.1 下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(本文)</p> <p>ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備</p> <p>(1) 1次冷却設備</p> <p>(i) 冷却材の種類 軽水</p> <p>(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造</p> <p>1次冷却設備は、1ループで構成する。1次冷却材は、原子炉、¹⁶N減衰タンク、1次冷却材主ポンプ及び1次冷却材熱交換器を経て原子炉プールに環流する。1次冷却系には、1次冷却材補助ポンプを設け、1次冷却材主ポンプがトリップした場合の炉心冷却に備える。</p> <p>a. 1次冷却材主ポンプ</p> <p>b. 1次冷却材補助ポンプ</p> <p>c. 1次冷却材熱交換器</p> <p>d. ¹⁶N減衰タンク</p> <p>(添八)</p> <p>4. 1次冷却系設備</p> <p>4.1 概要</p> <p>1次冷却系設備は、1次冷却材を循環させて炉心を冷却する設備であり、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、¹⁶N減衰タンク、1次冷却系配管及び弁類等で構成し、原子炉建家地階に設置する。</p> <p>(本文)</p> <p>ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備</p> <p>(2) 2次冷却設備</p> <p>(i) 冷却材の種類 軽水</p> <p>(ii) 主要な機器の個数及び構造</p> <p>2次冷却設備は、1ループで構成する。2次冷却設備は、1次冷却材熱交換器及び重水熱交換器等を介して1次冷却材及び重水等と熱交換を行い、冷却塔により熱放散する設備である。</p> <p>a. 2次冷却材ポンプ</p>	<p>設計及び工事の方法 第10編 原子炉冷却系統施設の構造（耐震性）</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>JRR-3 原子炉施設の原子炉冷却系統施設は、次の各設備から構成される。</p> <p>(1) 1次冷却設備</p> <p>(2) 2次冷却設備</p> <p>(4) その他の主要な事項</p> <p>上記のうち、(1) 1次冷却設備は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 1次冷却系設備</p> <p>(イ) 1次冷却材</p> <p>(ロ) 1次冷却材主ポンプ</p> <p>(ハ) 1次冷却材補助ポンプ</p> <p>(ニ) 1次冷却材熱交換器</p> <p>(ホ) ¹⁶N減衰タンク</p> <p>(ヘ) ディフューザ</p> <p>(ト) 1次冷却材ストレーナ</p> <p>(チ) 主配管</p> <p>(リ) 主要弁</p> <p>上記原子炉冷却系統施設のうち、(2) 2次冷却設備は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 2次冷却系設備</p> <p>(イ) 2次冷却材</p> <p>(ロ) 2次冷却ポンプ</p> <p>(ハ) 捕集器</p> <p>(ニ) 主配管</p> <p>(ホ) 主要弁</p> <p>ロ. 補機冷却系設備</p> <p>(イ) 補機冷却ポンプ</p>	<p>今回申請する原子炉冷却系統施設は、許可申請書に記載されたものと整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(4) その他の主要な事項</p> <p>(i) 重水冷却設備</p> <p>重水冷却設備は、重水の熱除去を行うための設備で、重水ポンプ、重水熱交換器、重水溢流タンク、重水ダンプ弁及び重水タンクのカバーガスヘリウム系設備で構成する。</p> <p>a. 重水ポンプ</p> <p>b. 重水熱交換器</p> <p>c. 重水溢流タンク</p> <p>(添八)</p> <p>6. 重水冷却系設備</p> <p>6.1 概要</p> <p>重水冷却系設備は、重水系及びヘリウム系で構成する。</p> <p>重水系は重水タンクで発生する熱を2次冷却系に伝えるために、重水ポンプ、重水熱交換器、重水溢流タンク、イオン交換樹脂塔、配管、弁類等で構成する。また本設備には「3.2.3 原子炉停止系」で述べた重水ダンプ系を設ける。</p> <p>ヘリウム系は重水の劣化防止及び重水の放射線分解により生じる分解ガスを重水に戻し回収するために、ヘリウム圧縮機、凝縮器、再結合器、ヘリウムタンク、配管及び弁類で構成する。</p> <p>(本文)</p> <p>ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備</p>	<p>(ロ) 主配管</p> <p>(ハ) 主要弁</p> <p>ハ. 冷却塔</p> <p>上記原子炉冷却系統施設のうち、(4) その他の主要な事項は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 重水冷却設備</p> <p>(イ) 重水系設備</p> <p>a. 重水系冷却材</p> <p>b. 重水ポンプ</p> <p>c. 重水ドレン汲上ポンプ</p> <p>d. 重水熱交換器</p> <p>e. 重水溢流タンク</p> <p>f. 重水ドレンタンク</p> <p>g. 重水イオン交換樹脂塔</p> <p>h. 重水前置フィルタ</p> <p>i. 重水後置フィルタ</p> <p>j. 主配管</p> <p>k. 主要弁</p> <p>(ロ) ヘリウム系設備</p> <p>a. ヘリウム圧縮機</p> <p>b. 吸込タンク</p> <p>c. 吐出タンク</p> <p>d. ヘリウムタンク</p> <p>e. 再結合器</p> <p>f. ドレンセパレータ</p> <p>g. 凝縮器</p> <p>h. 主配管</p> <p>i. 主要弁</p> <p>ロ. 冠水維持設備</p>	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(4) その他の主要な事項</p> <p>(ii) 冠水維持設備 冠水維持設備を構成維持する設備として、1次冷却系にサイフォンブレイク弁を設ける。また、漏えい検出器を設ける。</p> <p>(iii) 自然循環弁 自然循環弁は、原子炉低出力運転時の炉心冷却及び原子炉停止後の崩壊熱除去のために設ける。</p> <p>(添八)</p> <p>7. その他の冷却系付属設備</p> <p>7.4 主要設備</p> <p>(1) 原子炉プール溢流系 原子炉プール溢流系の主要設備は、溢流ポンプ及び溢流タンクで構成し、原子炉プール水位を一定に維持する。</p>	<p>(イ) 原子炉プール躯体 (ロ) 原子炉プール貫通部のシール構造 (ハ) サイフォンブレイク弁 a. 接続管 b. 弁 (ニ) 制御棒駆動機構案内管</p> <p>ハ. 自然循環弁 (イ) 接続管 (ロ) 弁</p> <p>ニ. プール水浄化系設備</p> <p>ホ. 軽水貯留設備 (イ) 軽水貯留系設備 (ロ) 原子炉プール溢流系設備 a. 原子炉プール溢流ポンプ b. 原子炉プール溢流タンク c. 原子炉プール溢流フィルタ d. 主配管</p> <p>今回申請する範囲は、以下に示す設備の耐震性を確認するものである。</p> <p>1) (1) のうちイ. の (ロ) 1次冷却材主ポンプ、(ハ) 1次冷却材補助ポンプ、(ニ) 1次冷却材熱交換器、(ホ) ¹⁶N減衰タンク、(ヘ) ディフューザ、(ト) 1次冷却材ストレーナ及び (チ) 主配管</p> <p>2) (2) のうちイ. の (ニ) 主配管</p> <p>3) (4) のイ. のうち (イ) の b. 重水ポンプ、c. 重水ドレン汲上ポンプ、d. 重水熱交換器、e. 重水溢流タンク、f. 重水ドレンタンク、g. 重水イオン交換樹脂塔、h. 重水前置フィルタ、i. 重水後置フィルタ、j. 主配管及び (ロ) の a. ヘリウム圧縮機、b. 吸込タンク、c. 吐出タンク、d. ヘリウムタンク、e. 再結合器、f. ドレンセパレータ、g. 凝縮器、h. 主配管</p>	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																																													
<p>(本文)</p> <p>ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備</p> <p>(1) 1次冷却設備</p> <p>(i) 冷却材の種類 軽水</p> <p>(添八)</p> <p>4. 1次冷却系設備</p> <p>4.1 概要</p> <p>第4.3-1表 1次冷却系設備の仕様</p> <table border="1" data-bbox="282 667 741 855"> <tr> <td>1次冷却材</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td>循環流量</td> <td>約2400 m³/h</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>8kg/cm²G (0.78 MPaG)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>55 °C</td> </tr> </table> <p>(添八)</p> <p>第1.2-1表 耐震重要度分類（抜粋）</p>	1次冷却材	軽水	循環流量	約2400 m ³ /h	最高使用圧力	8kg/cm ² G (0.78 MPaG)	最高使用温度	55 °C	<p>4) (4) のロ. のうち (ハ) サイフォンブレイク弁</p> <p>5) (4) のうちハ. 自然循環弁</p> <p>6) (4) のホ. のうち (ロ) の b. 原子炉プール溢流タンク</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>3.1.1 1次冷却系設備</p> <table border="1" data-bbox="983 485 1825 1086"> <tr> <td>名称</td> <td>1次冷却材主ポンプ</td> <td>1次冷却材補助ポンプ</td> </tr> <tr> <td>機器種別</td> <td colspan="2">第3種ポンプ</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td colspan="2">B</td> </tr> <tr> <td>流体の種類</td> <td colspan="2">軽水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td colspan="2">8.0kgf/cm² (0.7845MPa)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度 (°C)</td> <td colspan="2">43</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td colspan="2">設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.30、鉛直0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 (据付場所及び床面高さは原子炉建家1FL-7.95m)耐震クラスを変更するための申請である。</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="983 1123 1825 1382"> <tr> <td colspan="2">名称</td> <td>1次冷却材熱交換器</td> </tr> <tr> <td colspan="2">機器種別</td> <td>第3種容器</td> </tr> <tr> <td colspan="2">耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">胴側 (1次側)</td> <td>流体の種類</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>8.0kgf/cm² (0.7845MPa)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度 (°C)</td> <td>55</td> </tr> </table>	名称	1次冷却材主ポンプ	1次冷却材補助ポンプ	機器種別	第3種ポンプ		耐震クラス	B		流体の種類	軽水		最高使用圧力	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		最高使用温度 (°C)	43		備考	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.30、鉛直0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 (据付場所及び床面高さは原子炉建家1FL-7.95m)耐震クラスを変更するための申請である。		名称		1次冷却材熱交換器	機器種別		第3種容器	耐震クラス		B	胴側 (1次側)	流体の種類	軽水	最高使用圧力	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	最高使用温度 (°C)	55	
1次冷却材	軽水																																														
循環流量	約2400 m ³ /h																																														
最高使用圧力	8kg/cm ² G (0.78 MPaG)																																														
最高使用温度	55 °C																																														
名称	1次冷却材主ポンプ	1次冷却材補助ポンプ																																													
機器種別	第3種ポンプ																																														
耐震クラス	B																																														
流体の種類	軽水																																														
最高使用圧力	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)																																														
最高使用温度 (°C)	43																																														
備考	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.30、鉛直0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 (据付場所及び床面高さは原子炉建家1FL-7.95m)耐震クラスを変更するための申請である。																																														
名称		1次冷却材熱交換器																																													
機器種別		第3種容器																																													
耐震クラス		B																																													
胴側 (1次側)	流体の種類	軽水																																													
	最高使用圧力	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)																																													
	最高使用温度 (°C)	55																																													

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3 又は添付書類八別冊3）					設計及び工事の計画の認可申請書			整合性			
耐震 クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建 物・構築物等	支持機能 を確認する 地震動	備考						
		炉心を保護する施設	上部遮蔽体 注.1	原子炉プール 当該施設の支持構造物		管側 (2次側)			流体の種類	軽水	
		原子炉の緊急停止の ために負の反応度を 添加するための施設 及び原子炉の停止状 態を維持するための 施設	重水ダンプ系	原子炉プール 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物			最高使用圧力		8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		
		原子炉の緊急停止の ために急激に負の反 応度を添加するた めの施設	安全保護回路				最高使用温度 (°C)		55		
		原子炉停止後、炉心 から崩壊熱を除去す るための施設	崩壊熱除去設備 1次冷却材補助ポンプ 自然循環弁	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		備考			—		
		1次冷却材を内蔵し ているか又は内蔵し 得る施設	冠水維持設備以外の1次 冷却系設備(原子炉プール 内配管) 注.1 冠水維持設備以外の1次 冷却系設備(原子炉プール 内配管を除く。) 注.1 原子炉プール水浄化系 使用済燃料プール水浄化 冷却系 原子炉プール溢流系	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物	耐震B クラスに 適用さ れる地 震力	名称			16N減衰タンク		
	B	重水を内蔵してい るか又は内蔵し得 る施設	重水冷却系設備	原子炉建家(地下部分)		機器種別			第3種容器		
		1次冷却系に接して いる施設	2次冷却系設備の一部	原子炉建家(地上部) 当該施設の支持構造物		耐震クラス			B		
		十分冷却した使用済 燃料を保管するた めの施設	使用済燃料貯槽 No.1、No.2 使用済燃料貯蔵ラック 使用済燃料貯蔵施設(北地 区)	使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 当該施設の支持構造物		流体の種類			軽水		
		放射性廃棄物を内蔵 している施設	廃液貯槽 廃樹脂貯留設備	実験利用棟1階部分 当該施設の支持構造物		最高使用圧力			2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	
		放射性廃棄物以外 の放射性物質に 関連した施設	大型廃棄物保管庫	当該施設の支持構造物		最高使用温度 (°C)			55		
		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	原子炉建家(円筒壁及び屋 根) 注.1 非常用排気設備	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物		備考			設置時の添付計算書における地震力(設計 震度:水平0.30、鉛直0.29)の方が今回適 用する地震力(水平設計震度0.18)より大 きいため、耐震性再評価の必要なし。 (据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-7.95m) 耐震クラスを変更するための申請である。		
		放射線の監視をす るための設備	放射線監視設備の一部	原子炉建家(地上部) 原子炉制御棟 当該施設の支持構造物		名称			ディフューザ		
		その他	サブ・プール、詰替セル(炉 室内) 注.1 実験利用設備 非常用電源系 冷中性子源装置のうち クライオスタット 注.1	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 当該施設の支持構造物 原子炉制御棟 原子炉プール 当該施設の支持構造物		耐震クラス			B		
						流体の種類			軽水		
				最高使用圧力		静水頭					
				最高使用温度 (°C)		55					
				備考		設置時の添付計算書における地震力(設計 震度:水平0.58、鉛直0.29)の方が今回適					

注.1 下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書		整合性
		<p>用する地震力（水平設計震度 0.29）より大きい ため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-1.0m） 耐震クラスを変更するための申請である。</p>	
名称	1次冷却材ストレーナ		
機器種別	第3種管		
耐震クラス	B		
流体の種類	軽水		
最高使用圧力	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		
最高使用温度 (°C)	55		
備考	1次冷却系設備主配管の評価モデル (PCS-R-3) に含まれる。		

	名称	機器種別	耐震 クラス	流体 の 種類	最高使用圧力		最高使用 温度 (℃)
					(内圧)	(外圧)	
主 配 管	原子炉プール内の炉心構造体からKV21-01まで*	第3種管	B	軽水	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	2.0kgf/cm ² (外圧) (0.1961MPa)	55
	KV21-01から ¹⁶ N減衰タンクまで	第3種管	B	軽水	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
	¹⁶ N減衰タンクからKV21-02、KV21-03まで	第3種管	B	軽水	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
	KV21-02、KV21-03から1次冷却材主ポンプまで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55
	1次冷却材主ポンプから1次冷却材熱交換器まで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55
	1次冷却材熱交換器から1次冷却材ストレナまで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55
	1次冷却材ストレナからKV21-12まで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55
	KV21-12から原子炉プール内のディフェューザまで*	第3種管	B	軽水	静水頭		55
	「 ¹⁶ N減衰タンクからKV21-02、KV21-03まで」の分岐点からKV21-22まで	第3種管	B	軽水	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
	「 ¹⁶ N減衰タンクからKV21-02、KV21-03まで」の分岐点からKV21-13、KV21-14まで	第3種管	B	軽水	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
KV21-13、KV21-14から1次冷却材補助ポンプまで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55	

※：原子炉プール内配管は上位波及影響を考慮する

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書						整合性
	名称	機器種別	耐震 クラス	流体 の 種類	最高使用圧力		最高使 用温度 (℃)
主 配 管	1次冷却材補助 ポンプから「1 次冷却材主ポン プから1次冷却 材熱交換機ま で」の合流点ま で	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55
	「16N減衰タン クからKV21- 02、KV21-03ま で」の分岐点か らKV21-19まで	第3種管	B	軽水	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
	「1次冷却材主 ポンプから1次 冷却材熱交換器 まで」の分岐点 からKV21-20ま で	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55
	KV21-21から 「1次冷却材熱 交換器から1次 冷却材ストレ ーナまで」の合流 点まで	第3種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)		55

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																																																																												
<p>(本文)</p> <p>ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備</p> <p>(2) 2次冷却設備</p> <p>(i) 冷却材の種類 軽水</p> <p>5. 2次冷却系設備</p> <p>5.1 概要</p> <p>2次冷却系設備は、冷却系統設備の各系（1次冷却系設備、重水冷却系設備等）から伝えられた熱を冷却塔より大気中に放散させるための設備であり、2次冷却材ポンプ、冷却塔、配管、弁類等で構成する。</p> <p>第5.3-1表 2次冷却系設備の仕様</p> <table border="1" data-bbox="250 667 772 965"> <tr> <td>2次冷却材</td> <td>軽水（工業用水）</td> </tr> <tr> <td>循環流量</td> <td>約 3200m³/h</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>8kg/cm²G (0.78 MPaG)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>55℃</td> </tr> <tr> <td>冷却塔出口温度</td> <td>約 30℃</td> </tr> </table>	2次冷却材	軽水（工業用水）	循環流量	約 3200m ³ /h	最高使用圧力	8kg/cm ² G (0.78 MPaG)	最高使用温度	55℃	冷却塔出口温度	約 30℃	<p>3.1.2 2次冷却系設備</p> <table border="1" data-bbox="1048 268 1751 1337"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>機器種別</th> <th>耐震クラス</th> <th>流体の種類</th> <th>最高使用圧力</th> <th>最高使用温度(℃)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>KV22-07から1次冷却材熱交換器まで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>軽水</td> <td>8.0kgf/cm² (0.7845MPa)</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材熱交換器からKV22-12まで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>軽水</td> <td>8.0kgf/cm² (0.7845MPa)</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>「KV22-07から1次冷却材熱交換器まで」の分岐点から使用済燃料プール水熱交換器まで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>軽水</td> <td>8.0kgf/cm² (0.7845MPa)</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水熱交換器から「1次冷却材熱交換器からKV22-12まで」の合流点まで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>軽水</td> <td>8.0kgf/cm² (0.7845MPa)</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>「KV22-07から1次冷却材熱交換器まで」の分岐点から重水熱交換器まで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>軽水</td> <td>8.0kgf/cm² (0.7845MPa)</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>重水熱交換器から「1次冷却材熱交換器からKV22-12まで」の合流点まで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>軽水</td> <td>8.0kgf/cm² (0.7845MPa)</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>重水熱交換器の入口管の分岐点から制御棒駆動装置冷却水熱交換器まで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>軽水</td> <td>8.0kgf/cm² (0.7845MPa)</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動装置冷却水熱交換器から重水熱交換器の出口管の合流点まで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>軽水</td> <td>8.0kgf/cm² (0.7845MPa)</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>KV22-20から「KV22-07から1次冷却材熱交換器までの分岐点から使用済燃料プール水熱交換器まで」の合流点まで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>軽水</td> <td>8.0kgf/cm² (0.7845MPa)</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>KV22-23から「重水熱交換器の入口管の分岐点から制御棒駆動装置冷却水熱交換器まで」の合流点まで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>軽水</td> <td>8.0kgf/cm² (0.7845MPa)</td> <td>55</td> </tr> </tbody> </table>	名称	機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力	最高使用温度(℃)	KV22-07から1次冷却材熱交換器まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55	1次冷却材熱交換器からKV22-12まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55	「KV22-07から1次冷却材熱交換器まで」の分岐点から使用済燃料プール水熱交換器まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55	使用済燃料プール水熱交換器から「1次冷却材熱交換器からKV22-12まで」の合流点まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55	「KV22-07から1次冷却材熱交換器まで」の分岐点から重水熱交換器まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55	重水熱交換器から「1次冷却材熱交換器からKV22-12まで」の合流点まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55	重水熱交換器の入口管の分岐点から制御棒駆動装置冷却水熱交換器まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55	制御棒駆動装置冷却水熱交換器から重水熱交換器の出口管の合流点まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55	KV22-20から「KV22-07から1次冷却材熱交換器までの分岐点から使用済燃料プール水熱交換器まで」の合流点まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55	KV22-23から「重水熱交換器の入口管の分岐点から制御棒駆動装置冷却水熱交換器まで」の合流点まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55	
2次冷却材	軽水（工業用水）																																																																													
循環流量	約 3200m ³ /h																																																																													
最高使用圧力	8kg/cm ² G (0.78 MPaG)																																																																													
最高使用温度	55℃																																																																													
冷却塔出口温度	約 30℃																																																																													
名称	機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力	最高使用温度(℃)																																																																									
KV22-07から1次冷却材熱交換器まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55																																																																									
1次冷却材熱交換器からKV22-12まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55																																																																									
「KV22-07から1次冷却材熱交換器まで」の分岐点から使用済燃料プール水熱交換器まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55																																																																									
使用済燃料プール水熱交換器から「1次冷却材熱交換器からKV22-12まで」の合流点まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55																																																																									
「KV22-07から1次冷却材熱交換器まで」の分岐点から重水熱交換器まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55																																																																									
重水熱交換器から「1次冷却材熱交換器からKV22-12まで」の合流点まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55																																																																									
重水熱交換器の入口管の分岐点から制御棒駆動装置冷却水熱交換器まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55																																																																									
制御棒駆動装置冷却水熱交換器から重水熱交換器の出口管の合流点まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55																																																																									
KV22-20から「KV22-07から1次冷却材熱交換器までの分岐点から使用済燃料プール水熱交換器まで」の合流点まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55																																																																									
KV22-23から「重水熱交換器の入口管の分岐点から制御棒駆動装置冷却水熱交換器まで」の合流点まで	第4種管	B	軽水	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)	55																																																																									

(添八)

第 1.2-1 表 耐震重要度分類（抜粋）

耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確保する地震動	備考
B	炉心を保護する施設	上部遮蔽体 注.1	原子炉プール 当該施設の支持構造物	耐震 B クラスに 適用さ れる地 震力	
	原子炉の緊急停止のために負の反応度を添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	重水ダンプ系	原子炉プール 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物		
	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための施設	安全保護回路			
	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	崩壊熱除去設備 1 次冷却材補助ポンプ 自然循環弁	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		
	1 次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	冠水維持設備以外の 1 次冷却系設備(原子炉プール内配管) 注.1 冠水維持設備以外の 1 次冷却系設備(原子炉プール内配管を除く。) 原子炉プール水浄化系 使用済燃料プール水浄化冷却系 原子炉プール溢流系	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		
	重水を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	重水冷却系設備	原子炉建家(地下部分)		
	1 次冷却系に接している施設	2 次冷却系設備の一部	原子炉建家(地上部) 当該施設の支持構造物		原子炉建家外の遮断弁まで
	十分冷却した使用済燃料を保管するための施設	使用済燃料貯槽 No. 1、No. 2 使用済燃料貯蔵ラック 使用済燃料貯蔵施設(北地区)	使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 当該施設の支持構造物		
	放射性廃棄物を内蔵している施設	廃液貯槽 廃樹脂貯留設備	実験利用棟 1 階部分 当該施設の支持構造物		
	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設	大型廃棄物保管庫	当該施設の支持構造物		
	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	原子炉建家(円筒壁及び屋根) 注.1 非常用排気設備	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物		
	放射線の監視をするための設備	放射線監視設備の一部	原子炉建家(地上部) 原子炉制御棟 当該施設の支持構造物		事故時ガンマエリアモニタ
	その他	サブ・プール、詰替セル(炉室内) 注.1	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		
		実験利用設備	当該施設の支持構造物		原子炉建家外を除く
		非常用電源系 冷中性子源装置のうちクライオスタット 注.1	原子炉制御棟 原子炉プール 当該施設の支持構造物		

注.1 下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備

(添八)

6. 重水冷却系設備

6.1 概要

第 6.3-1 表 重水冷却系設備の仕様

(1) 重水系	
使用流体	重水
循環流量	約70m ³ /h
最高使用圧力	4kg/cm ² G (0.39MPaG)
最高使用温度	55℃
重水保有量	約7m ³
(2) ヘリウム系	
使用流体	ヘリウムガス
循環流量	約10Nm ³ /h
最高使用圧力	200mmAq (0.0020MPaG)
最高使用温度	55℃

第 6.3-2 表 重水冷却系設備の構成機器仕様

(1) 重水系	
重水ポンプ	
型式	横型遠心式キャンドモーターポンプ
基数	1基
容量	約70m ³ /h
揚程	約27m

3.1.3 重水系設備

名称	重水ポンプ	重水ドレン汲上ポンプ
耐震クラス	B	
液体の種類	重水	
最高使用圧力	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)	
最高使用温度 (℃)	55	
備考	※1	

名称		重水熱交換器
機器種別		第4種容器
耐震クラス		B
胴側	液体の種類	重水
	最高使用圧力	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)
	最高使用温度 (℃)	55
管側	液体の種類	軽水
	最高使用圧力	8.0kgf/cm ² (0.7845MPa)
	最高使用温度 (℃)	55
備考		※1

名称	重水溢流タンク	重水ドレンタンク
機器種別	第4種容器	
耐震クラス	B	
液体の種類	重水	
最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)	
最高使用温度 (℃)	55	
備考	—	※1

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書		整合性																																																			
<table border="1"> <tr> <td>主要材料</td> <td>オーステナイト系ステンレス鋼</td> </tr> <tr> <td>重水熱交換器</td> <td></td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>横型シェルアンドチューブ式2胴熱交換器</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td>容量</td> <td>約1000kW</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td>1次側 約70m³/h/基 2次側 約140m³/h/基</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>1次側 4kg/cm²G (0.39MPaG) 2次側 8kg/cm²G (0.78MPaG)</td> </tr> <tr> <td>主要材料</td> <td>オーステナイト系ステンレス鋼</td> </tr> </table>	主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼	重水熱交換器		型式	横型シェルアンドチューブ式2胴熱交換器	基数	1基	容量	約1000kW	流量	1次側 約70m ³ /h/基 2次側 約140m ³ /h/基	最高使用圧力	1次側 4kg/cm ² G (0.39MPaG) 2次側 8kg/cm ² G (0.78MPaG)	主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼	<table border="1"> <tr> <td>名称</td> <td>重水イオン交換樹脂塔</td> <td>重水前置フィルタ</td> </tr> <tr> <td>機器種別</td> <td colspan="2">第4種容器（一部 第4種管）</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td colspan="2">B</td> </tr> <tr> <td>液体の種類</td> <td colspan="2">重水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td colspan="2">4.0kgf/cm² (0.3923MPa)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度 (°C)</td> <td colspan="2">55</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td colspan="2">※1</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>名称</td> <td>重水後置フィルタ</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>液体の種類</td> <td>重水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>4.0kgf/cm² (0.3923MPa)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度 (°C)</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td>※1</td> </tr> </table>	名称	重水イオン交換樹脂塔	重水前置フィルタ	機器種別	第4種容器（一部 第4種管）		耐震クラス	B		液体の種類	重水		最高使用圧力	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)		最高使用温度 (°C)	55		備考	※1		名称	重水後置フィルタ	耐震クラス	B	液体の種類	重水	最高使用圧力	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)	最高使用温度 (°C)	55	備考	※1	<table border="1"> <tr> <td>※1</td> <td>設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.30、鉛直 0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-7.95m） 耐震クラスを変更するための申請である。</td> </tr> </table>	※1	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.30、鉛直 0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-7.95m） 耐震クラスを変更するための申請である。	
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼																																																					
重水熱交換器																																																						
型式	横型シェルアンドチューブ式2胴熱交換器																																																					
基数	1基																																																					
容量	約1000kW																																																					
流量	1次側 約70m ³ /h/基 2次側 約140m ³ /h/基																																																					
最高使用圧力	1次側 4kg/cm ² G (0.39MPaG) 2次側 8kg/cm ² G (0.78MPaG)																																																					
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼																																																					
名称	重水イオン交換樹脂塔	重水前置フィルタ																																																				
機器種別	第4種容器（一部 第4種管）																																																					
耐震クラス	B																																																					
液体の種類	重水																																																					
最高使用圧力	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)																																																					
最高使用温度 (°C)	55																																																					
備考	※1																																																					
名称	重水後置フィルタ																																																					
耐震クラス	B																																																					
液体の種類	重水																																																					
最高使用圧力	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)																																																					
最高使用温度 (°C)	55																																																					
備考	※1																																																					
※1	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.30、鉛直 0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-7.95m） 耐震クラスを変更するための申請である。																																																					
<p>(添八)</p> <p>第 1.2-1 表 耐震重要度分類（抜粋）</p>																																																						

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）					設計及び工事の計画の認可申請書					整合性																																																																											
B	耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確保する地震動	備考	耐震 B クラス施設に適用される地震力	原子炉建家外の遮断弁まで	原子炉建家外を除く	事故時用ガンマエリアモニタ	原子炉建家外を除く																																																																										
		炉心を保護する施設	上部遮蔽体 注.1	原子炉プール 当該施設の支持構造物																																																																																	
		原子炉の緊急停止のために負の反応度を添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	重水ダンプ系	原子炉プール 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物																																																																																	
		原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための施設	安全保護回路																																																																																		
		原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	崩壊熱除去設備 1次冷却材補助ポンプ 自然循環弁	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物																																																																																	
		1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	冠水維持設備以外の1次冷却系設備(原子炉プール内配管) 注.1 冠水維持設備以外の1次冷却系設備(原子炉プール内配管を除く。) 原子炉プール水浄化系 使用済燃料プール水浄化冷却系 原子炉プール溢流系	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物																																																																																	
		重水を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	重水冷却系設備	原子炉建家(地下部分)																																																																																	
		1次冷却系に接している施設	2次冷却系設備の一部	原子炉建家(地上部) 当該施設の支持構造物																																																																																	
		十分冷却した使用済燃料を保管するための施設	使用済燃料貯槽 No.1、No.2 使用済燃料貯蔵ラック 使用済燃料貯蔵施設(北地区)	使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 当該施設の支持構造物																																																																																	
		放射性廃棄物を内蔵している施設	廃液貯槽 廃樹脂貯留設備	実験利用棟1階部分 当該施設の支持構造物																																																																																	
		放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設	大型廃棄物保管庫	当該施設の支持構造物																																																																																	
		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	原子炉建家(円筒壁及び屋根) 注.1 非常用排気設備	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物																																																																																	
		放射線の監視をするための設備	放射線監視設備の一部	原子炉建家(地上部) 原子炉制御棟 当該施設の支持構造物																																																																																	
		その他	サブ・プール、詰替セル(炉室内) 注.1 実験利用設備 非常用電源系 冷中性子源装置のうちクライオスタット 注.1	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 当該施設の支持構造物 原子炉制御棟 原子炉プール 当該施設の支持構造物																																																																																	
	注.1 下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備																																																																																				
					<table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>機器種別</th> <th>耐震クラス</th> <th>液体の種類</th> <th colspan="2">最高使用圧力</th> <th>最高使用温度(℃)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉プール内の重水タンクからKV23-01まで</td> <td rowspan="2">第4種管</td> <td>B</td> <td>重水(内側)</td> <td>1.0kgf/cm²(内圧)</td> <td>1.0kgf/cm²(外圧)</td> <td rowspan="2">55</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>軽水(外側)</td> <td colspan="2">(0.0981MPa)</td> </tr> <tr> <td>KV23-01から重水溢流タンクまで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>重水</td> <td colspan="2">2.0kgf/cm²(0.1961MPa)</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>重水溢流タンクからKV23-02まで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>重水</td> <td colspan="2">2.0kgf/cm²(0.1961MPa)</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">KV23-02から重水ポンプまで</td> <td rowspan="2">第4種管</td> <td>B</td> <td>重水</td> <td colspan="2">4.0kgf/cm²(0.3923MPa)</td> <td rowspan="2">55</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>重水</td> <td colspan="2">4.0kgf/cm²(0.3923MPa)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">重水ポンプから重水熱交換器まで</td> <td rowspan="2">第4種管</td> <td>B</td> <td>重水</td> <td colspan="2">4.0kgf/cm²(0.3923MPa)</td> <td rowspan="2">55</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>重水</td> <td colspan="2">4.0kgf/cm²(0.3923MPa)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">重水熱交換器からKV23-07まで</td> <td rowspan="2">第4種管</td> <td>B</td> <td>重水</td> <td colspan="2">4.0kgf/cm²(0.3923MPa)</td> <td rowspan="2">55</td> </tr> <tr> <td>B</td> <td>重水(内側)</td> <td>1.0kgf/cm²(内圧)</td> <td>1.0kgf/cm²(外圧)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">KV23-07から原子炉プール内の重水タンクまで</td> <td rowspan="2">第4種管</td> <td rowspan="2">B</td> <td>重水(内側)</td> <td>1.0kgf/cm²(内圧)</td> <td>1.0kgf/cm²(外圧)</td> <td rowspan="2">55</td> </tr> <tr> <td>軽水(外側)</td> <td colspan="2">(0.0981MPa)</td> </tr> </tbody> </table>					名称	機器種別	耐震クラス	液体の種類	最高使用圧力		最高使用温度(℃)	原子炉プール内の重水タンクからKV23-01まで	第4種管	B	重水(内側)	1.0kgf/cm ² (内圧)	1.0kgf/cm ² (外圧)	55	B	軽水(外側)	(0.0981MPa)		KV23-01から重水溢流タンクまで	第4種管	B	重水	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)		55	重水溢流タンクからKV23-02まで	第4種管	B	重水	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)		55	KV23-02から重水ポンプまで	第4種管	B	重水	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)		55	B	重水	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)		重水ポンプから重水熱交換器まで	第4種管	B	重水	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)		55	B	重水	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)		重水熱交換器からKV23-07まで	第4種管	B	重水	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)		55	B	重水(内側)	1.0kgf/cm ² (内圧)	1.0kgf/cm ² (外圧)	KV23-07から原子炉プール内の重水タンクまで	第4種管	B	重水(内側)	1.0kgf/cm ² (内圧)	1.0kgf/cm ² (外圧)	55	軽水(外側)	(0.0981MPa)		
名称	機器種別	耐震クラス	液体の種類	最高使用圧力		最高使用温度(℃)																																																																															
原子炉プール内の重水タンクからKV23-01まで	第4種管	B	重水(内側)	1.0kgf/cm ² (内圧)	1.0kgf/cm ² (外圧)	55																																																																															
		B	軽水(外側)	(0.0981MPa)																																																																																	
KV23-01から重水溢流タンクまで	第4種管	B	重水	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)		55																																																																															
重水溢流タンクからKV23-02まで	第4種管	B	重水	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)		55																																																																															
KV23-02から重水ポンプまで	第4種管	B	重水	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)		55																																																																															
		B	重水	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)																																																																																	
重水ポンプから重水熱交換器まで	第4種管	B	重水	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)		55																																																																															
		B	重水	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)																																																																																	
重水熱交換器からKV23-07まで	第4種管	B	重水	4.0kgf/cm ² (0.3923MPa)		55																																																																															
		B	重水(内側)	1.0kgf/cm ² (内圧)	1.0kgf/cm ² (外圧)																																																																																
KV23-07から原子炉プール内の重水タンクまで	第4種管	B	重水(内側)	1.0kgf/cm ² (内圧)	1.0kgf/cm ² (外圧)	55																																																																															
			軽水(外側)	(0.0981MPa)																																																																																	
3.1.4 ヘリウム系設備																																																																																					
					<table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th colspan="2">ヘリウム圧縮機</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>耐震クラス</td> <td colspan="2">B</td> </tr> <tr> <td>流体の種類</td> <td colspan="2">ヘリウムガス</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td colspan="2">1.0kgf/cm² (0.0981MPa)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度(℃)</td> <td colspan="2">55</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td colspan="2">—</td> </tr> </tbody> </table>					名称	ヘリウム圧縮機		耐震クラス	B		流体の種類	ヘリウムガス		最高使用圧力	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		最高使用温度(℃)	55		備考	—																																																											
名称	ヘリウム圧縮機																																																																																				
耐震クラス	B																																																																																				
流体の種類	ヘリウムガス																																																																																				
最高使用圧力	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)																																																																																				
最高使用温度(℃)	55																																																																																				
備考	—																																																																																				
					<table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>吸込タンク</th> <th>吐出タンク</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器種別</td> <td colspan="2">第4種容器</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td colspan="2">B</td> </tr> <tr> <td>流体の種類</td> <td colspan="2">ヘリウムガス</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td colspan="2">1.0kgf/cm² (0.0981MPa)</td> </tr> </tbody> </table>					名称	吸込タンク	吐出タンク	機器種別	第4種容器		耐震クラス	B		流体の種類	ヘリウムガス		最高使用圧力	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)																																																														
名称	吸込タンク	吐出タンク																																																																																			
機器種別	第4種容器																																																																																				
耐震クラス	B																																																																																				
流体の種類	ヘリウムガス																																																																																				
最高使用圧力	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)																																																																																				

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書		整合性
	最高使用温度 (°C)	55	
	備考	※ 1	
	名称	ヘリウムタンク	
	機器種別	第 4 種容器	
	耐震クラス	B	
	流体の種類	ヘリウムガス	
	最高使用圧力	200 mmAq (0.0020MPa)	
	最高使用温度 (°C)	55	
	備考	※ 1	
	名称	再結合器	
	機器種別	第 4 種容器	
	耐震クラス	B	
	流体の種類	ヘリウムガス	
	最高使用圧力	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)	
	最高使用温度 (°C)	150	
	備考	ヘリウム系設備主配管の評価モデル (HGS-R-7) に含まれる。	
	名称	ドレンセパレータ	
		No.1 ドレン セパレータ	No.2 ドレン セパレータ
	機器種別	第 4 種容器	
	耐震クラス	B	
	液体の種類	ヘリウムガス、重水	
最高使用圧力	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		
最高使用温度 (°C)	55	150	
	備考	以下のヘリウム系設備主配管の評価モデルに含まれる。	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																															
	<table border="1"> <tr> <td></td> <td>HGS-R-4</td> <td>HGS-R-7</td> </tr> </table>		HGS-R-4	HGS-R-7																													
	HGS-R-4	HGS-R-7																															
	<table border="1"> <tr> <td rowspan="2">名称</td> <td colspan="2">凝縮器</td> </tr> <tr> <td>No.1 凝縮器</td> <td>No.2 凝縮器</td> </tr> <tr> <td>機器種別</td> <td colspan="2">第4種管</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td colspan="2">B</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">液体の種類</td> <td>内管</td> <td>ヘリウムガス</td> </tr> <tr> <td>外管</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最高使用圧力</td> <td>内管</td> <td>1.0kgf/cm² (0.0981MPa)</td> </tr> <tr> <td>外管</td> <td>1.0kgf/cm² (0.0981MPa)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最高使用温度 (°C)</td> <td>内管</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>外管</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">備考</td> <td colspan="2">以下のヘリウム系設備主配管の評価モデルに含まれる。</td> </tr> <tr> <td>HGS-R-4</td> <td>HGS-R-7</td> </tr> </table>	名称	凝縮器		No.1 凝縮器	No.2 凝縮器	機器種別	第4種管		耐震クラス	B		液体の種類	内管	ヘリウムガス	外管	軽水	最高使用圧力	内管	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)	外管	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)	最高使用温度 (°C)	内管	55	外管	55	備考	以下のヘリウム系設備主配管の評価モデルに含まれる。		HGS-R-4	HGS-R-7	
名称	凝縮器																																
	No.1 凝縮器	No.2 凝縮器																															
機器種別	第4種管																																
耐震クラス	B																																
液体の種類	内管	ヘリウムガス																															
	外管	軽水																															
最高使用圧力	内管	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)																															
	外管	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)																															
最高使用温度 (°C)	内管	55																															
	外管	55																															
備考	以下のヘリウム系設備主配管の評価モデルに含まれる。																																
	HGS-R-4	HGS-R-7																															
	<table border="1"> <tr> <td>※1</td> <td>設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.30、鉛直0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家1FL-7.95m） 耐震クラスを変更するための申請である。</td> </tr> </table>	※1	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.30、鉛直0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家1FL-7.95m） 耐震クラスを変更するための申請である。																														
※1	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.30、鉛直0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家1FL-7.95m） 耐震クラスを変更するための申請である。																																

名称	機器種別	耐震 クラス	流体 の種類	最高使用圧力		最高使用 温度 (℃)
原子炉プール内の重水 タンクから KV24 - 01 まで	第4種管	B	ヘリウ ムガス (内側)	1.0kgf/cm ² (内圧)	1.0kgf/cm ² (外圧)	55
			軽水 (外側)	(0.0981MPa)	(0.0981MPa)	
KV24 - 01 から No.1 凝 縮器まで	第4種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
No.1 凝縮器から No.1 ドレンセパレータまで	第4種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
No.1 ドレンセパレー タから吸込タンクまで	第4種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
吸込タンクからヘリウ ム圧縮機まで	第4種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
ヘリウム圧縮機から吐 出タンクまで	第4種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
吐出タンクから KV24 - 06 まで	第4種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
KV24 - 06 から再結合 器まで	第4種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		150
再結合器から No.2 凝 縮器まで	第4種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		150
No.2 凝縮器から No.2 ドレンセパレータまで	第4種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		150
No.2 ドレンセパレー タから KV24 - 09 まで	第4種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		150
KV24 - 09 から KV24 - 11 まで	第4種管	B	ヘリウ ムガス	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)		55
KV24 - 11 から原子炉 プール内の重水タンク まで	第4種管	B	ヘリウ ムガス (内側)	1.0kgf/cm ² (内圧)	1.0kgf/cm ² (外圧)	55
			軽水 (外側)	(0.0981MPa)	(0.0981MPa)	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																																																																
<p>(本文)</p> <p>ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備</p> <p>(4) その他の主要な事項</p> <p>(ii) 冠水維持設備</p> <p>冠水維持設備を構成維持する設備として、1次冷却系にサイフォンブレイク弁を設ける。また、漏えい検出器を設ける。</p> <p>(添八)</p> <p>4. 1次冷却系設備</p> <p>4.1 概要</p> <p>第4.3-1表 1次冷却系設備の仕様</p> <table border="1" data-bbox="286 635 741 820"> <tr> <td>1次冷却材</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td>循環流量</td> <td>約2400 m³/h</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>8kg/cm²G (0.78 MPaG)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>55 °C</td> </tr> </table> <p>(添八)</p> <p>第1.2-1表 耐震重要度分類（抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="100 895 862 1380"> <thead> <tr> <th>耐震クラス</th> <th>クラス別施設</th> <th>施設名</th> <th>当該施設を支持する建物・構築物等</th> <th>支持機能を確認する地震動</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">S</td> <td rowspan="2">炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系</td> <td>燃料要素 ベリリウム反射体 照射筒 炉心構造体 重水タンク</td> <td>原子炉プール 当該施設の支持構造物</td> <td rowspan="2">Ss</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>冠水維持設備 原子炉プール 躯体及びライニング 原子炉プール</td> <td>原子炉プール 当該施設の支持構造物</td> </tr> </tbody> </table>	1次冷却材	軽水	循環流量	約2400 m ³ /h	最高使用圧力	8kg/cm ² G (0.78 MPaG)	最高使用温度	55 °C	耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確認する地震動	備考	S	炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系	燃料要素 ベリリウム反射体 照射筒 炉心構造体 重水タンク	原子炉プール 当該施設の支持構造物	Ss		冠水維持設備 原子炉プール 躯体及びライニング 原子炉プール	原子炉プール 当該施設の支持構造物	<p>3.1.5 サイフォンブレイク弁</p> <table border="1" data-bbox="1064 268 1749 608"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th colspan="2">サイフォンブレイク弁接続管</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器種別</td> <td colspan="2">第3種管</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td colspan="2">S</td> </tr> <tr> <td>流体の種類</td> <td colspan="2">軽水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>2.0kgf/cm² (0.1961MPa)</td> <td>2.0kgf/cm² (0.1961MPa)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度 (°C)</td> <td colspan="2">55</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td colspan="2">-</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1064 643 1749 946"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th colspan="2">サイフォンブレイク弁</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器種別</td> <td colspan="2">第3種弁</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td colspan="2">S</td> </tr> <tr> <td>流体の種類</td> <td colspan="2">軽水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>2.0kgf/cm² (0.1961MPa)</td> <td>2.0kgf/cm² (0.1961MPa)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度 (°C)</td> <td colspan="2">55</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td colspan="2">-</td> </tr> </tbody> </table>	名称	サイフォンブレイク弁接続管		機器種別	第3種管		耐震クラス	S		流体の種類	軽水		最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)	最高使用温度 (°C)	55		備考	-		名称	サイフォンブレイク弁		機器種別	第3種弁		耐震クラス	S		流体の種類	軽水		最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)	最高使用温度 (°C)	55		備考	-		
1次冷却材	軽水																																																																	
循環流量	約2400 m ³ /h																																																																	
最高使用圧力	8kg/cm ² G (0.78 MPaG)																																																																	
最高使用温度	55 °C																																																																	
耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確認する地震動	備考																																																													
S	炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系	燃料要素 ベリリウム反射体 照射筒 炉心構造体 重水タンク	原子炉プール 当該施設の支持構造物	Ss																																																														
		冠水維持設備 原子炉プール 躯体及びライニング 原子炉プール	原子炉プール 当該施設の支持構造物																																																															
名称	サイフォンブレイク弁接続管																																																																	
機器種別	第3種管																																																																	
耐震クラス	S																																																																	
流体の種類	軽水																																																																	
最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)																																																																
最高使用温度 (°C)	55																																																																	
備考	-																																																																	
名称	サイフォンブレイク弁																																																																	
機器種別	第3種弁																																																																	
耐震クラス	S																																																																	
流体の種類	軽水																																																																	
最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)																																																																
最高使用温度 (°C)	55																																																																	
備考	-																																																																	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）						設計及び工事の計画の認可申請書		整合性
		貫通部のシール構造 サイフォンブ レーク弁(接続管を含む) 制御棒駆動機 構案内管 下部遮蔽体						
(以下、Sクラス設備については省略する)								

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）

設計及び工事の計画の認可申請書

整合性

(添八)

第1.2-1表 耐震重要度分類（抜粋）

耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確保する地震動	備考
B	炉心を保護する施設	上部遮蔽体 注.1	原子炉プール 当該施設の支持構造物	耐震Bクラスに適用される地震力	
	原子炉の緊急停止のために負の反応度を添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	重水ダンプ系	原子炉プール 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物		
	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための施設	安全保護回路			
	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	崩壊熱除去設備 1次冷却材補助ポンプ 自然循環弁	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		
	1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	冠水維持設備以外の1次冷却系設備(原子炉プール内配管) 注.1 冠水維持設備以外の1次冷却系設備(原子炉プール内配管を除く。) 原子炉プール水浄化系 使用済燃料プール水浄化冷却系 原子炉プール溢流系	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		
	重水を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	重水冷却系設備	原子炉建家(地下部分)		
	1次冷却系に接している施設	2次冷却系設備の一部	原子炉建家(地上部) 当該施設の支持構造物		原子炉建家外の遮断弁まで
	十分冷却した使用済燃料を保管するための施設	使用済燃料貯槽 No.1、No.2 使用済燃料貯蔵ラック 使用済燃料貯蔵施設(北地区)	使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 当該施設の支持構造物		
	放射性廃棄物を内蔵している施設	廃液貯槽 廃樹脂貯留設備	実験利用棟1階部分 当該施設の支持構造物		
	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設	大型廃棄物保管庫	当該施設の支持構造物		
	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	原子炉建家(円筒壁及び屋根) 注.1 非常用排気設備	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物		
	放射線の監視をするための設備	放射線監視設備の一部	原子炉建家(地上部) 原子炉制御棟 当該施設の支持構造物		事故時用ガンマエリアモニタ
	その他	サブ・プール、詰替セル(炉室内) 注.1	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		
		実験利用設備	当該施設の支持構造物		原子炉建家外を除く
		非常用電源系 冷中性子源装置のうちクライオスタット 注.1	原子炉制御棟 原子炉プール 当該施設の支持構造物		

3.1.6 自然循環弁

名称		自然循環弁接続管
機器種別		第4種管
耐震クラス		B
液体の種類	内側	軽水
	外側	軽水
最高使用圧力		1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)
最高使用温度(°C)		55
備考		※1

名称		自然循環弁
耐震クラス		B
流体の種類	内側	軽水
	外側	軽水
最高使用圧力		1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)
最高使用温度(°C)		55
備考		自然循環弁接続管の評価モデルに含まれる。

※1

設置時の添付計算書における地震力(設計震度:水平0.58、鉛直0.29)の方が今回適用する地震力(水平設計震度0.29)より大きいため、耐震性再評価の必要なし。
(据付場所及び床面高さは原子炉建家1FL)
耐震クラスを変更するための申請である。

注.1 下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																						
<p>(添八)</p> <p>7. その他の冷却系付属設備</p> <p>7.4 主要設備</p> <p>(1) 原子炉プール溢流系</p> <p>原子炉プール溢流系の主要設備は、溢流ポンプ及び溢流タンクで構成し、原子炉プール水位を一定に維持する。</p> <p>第 7.3-1 表 原子炉プール溢流系の設備仕様</p> <table border="1" data-bbox="280 523 745 775"> <tr> <td>使用流体</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td>流量</td> <td>約12m³/h</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>8kg/cm²G (0.78MPaG)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>55℃</td> </tr> </table> <p>(添八)</p> <p>第 1.2-1 表 耐震重要度分類（抜粋）</p>	使用流体	軽水	流量	約12m ³ /h	最高使用圧力	8kg/cm ² G (0.78MPaG)	最高使用温度	55℃	<p>3.1.7 原子炉プール溢流系設備</p> <table border="1" data-bbox="1097 376 1715 676"> <tr> <td>名称</td> <td>原子炉プール溢流タンク</td> </tr> <tr> <td>機器種別</td> <td>第 4 種容器</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>液体の種類</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>2.0kgf/cm² (0.1961MPa)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度 (°C)</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td>—</td> </tr> </table>	名称	原子炉プール溢流タンク	機器種別	第 4 種容器	耐震クラス	B	液体の種類	軽水	最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)	最高使用温度 (°C)	55	備考	—	
使用流体	軽水																							
流量	約12m ³ /h																							
最高使用圧力	8kg/cm ² G (0.78MPaG)																							
最高使用温度	55℃																							
名称	原子炉プール溢流タンク																							
機器種別	第 4 種容器																							
耐震クラス	B																							
液体の種類	軽水																							
最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)																							
最高使用温度 (°C)	55																							
備考	—																							

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）				設計及び工事の計画の認可申請書		整合性
耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確保する地震動	備考	
B	炉心を保護する施設	上部遮蔽体 注.1	原子炉プール 当該施設の支持構造物	耐震 B クラス 施設に 適用さ れる地 震力		
	原子炉の緊急停止のために負の反応度を添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	重水ダンプ系	原子炉プール 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物			
	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための施設	安全保護回路				
	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	崩壊熱除去設備 1次冷却材補助ポンプ 自然循環弁	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物			
	1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	冠水維持設備以外の1次冷却系設備(原子炉プール内配管) 注.1 冠水維持設備以外の1次冷却系設備(原子炉プール内配管を除く。) 原子炉プール水浄化系 使用済燃料プール水浄化冷却系 原子炉プール溢流系	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物			
	重水を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	重水冷却系設備	原子炉建家(地下部分)			
	1次冷却系に接している施設	2次冷却系設備の一部	原子炉建家(地上部) 当該施設の支持構造物			原子炉建家外の遮断弁まで
	十分冷却した使用済燃料を保管するための施設	使用済燃料貯槽 No.1、No.2 使用済燃料貯蔵ラック 使用済燃料貯蔵施設(北地区)	使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 当該施設の支持構造物			
	放射性廃棄物を内蔵している施設	廃液貯槽 廃樹脂貯留設備	実験利用棟1階部分 当該施設の支持構造物			
	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設	大型廃棄物保管庫	当該施設の支持構造物			
	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	原子炉建家(円筒壁及び屋根) 注.1 非常用排気設備	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物			
	放射線の監視をするための設備	放射線監視設備の一部	原子炉建家(地上部) 原子炉制御棟 当該施設の支持構造物			事故時用ガンマエリアモニタ
	その他	サブ・プール、詰替セル(炉室内) 注.1 実験利用設備 非常用電源系 冷中性子源装置のうちクライオスタット 注.1	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 当該施設の支持構造物 原子炉制御棟 原子炉プール 当該施設の支持構造物			原子炉建家外を除く

注.1 下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																
<p>(本文)</p> <p>へ 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(1) 計装</p> <p>(i) 核計装の種類</p> <p>重水タンク外周部に設置した中性子検出器により、次の3領域に分けて中性子束を測定する。</p> <table border="0"> <tr> <td>線源領域</td> <td>比例計数管</td> <td>2</td> <td>チャンネル</td> </tr> <tr> <td>広域領域</td> <td>補償型電離箱</td> <td>2</td> <td>チャンネル</td> </tr> <tr> <td></td> <td>補償型電離箱</td> <td>2</td> <td>チャンネル</td> </tr> <tr> <td>出力領域</td> <td>補償型電離箱</td> <td>2</td> <td>チャンネル</td> </tr> </table> <p>(添八)</p> <p>10. 計測制御系統施設</p> <p>10.2 中性子計装設備</p> <p>10.2.3 主要設備</p> <p>中性子計装設備は、起動系、線形出力系、対数出力炉周期系及び安全系で構成し、それぞれの系統は独立した2チャンネルからなる。</p> <p>(1) 中性子検出器</p> <p>(2) 起動系</p> <p>(3) 線形出力系</p> <p>(4) 対数出力炉周期系</p> <p>(5) 安全系</p> <p>(6) 中性子計装盤</p>	線源領域	比例計数管	2	チャンネル	広域領域	補償型電離箱	2	チャンネル		補償型電離箱	2	チャンネル	出力領域	補償型電離箱	2	チャンネル	<p>設計及び工事の方法 第11編 計測制御系統施設の構造（耐震性）</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>JRR-3 原子炉施設の計測制御系統施設は、次の各設備から構成される。</p> <p>(1) 計装</p> <p>(2) 安全保護回路</p> <p>(3) 制御設備</p> <p>(4) 非常用制御設備</p> <p>(5) その他の主要な事項</p> <p>上記のうち、(1) 計装は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 核計装</p> <p>(イ) 起動系</p> <p>(ロ) 線形出力系</p> <p>(ハ) 対数出力炉周期系</p> <p>(ニ) 安全系</p>	<p>今回申請する計測制御系統施設は、許可申請書に記載されたものと整合している。</p>
線源領域	比例計数管	2	チャンネル															
広域領域	補償型電離箱	2	チャンネル															
	補償型電離箱	2	チャンネル															
出力領域	補償型電離箱	2	チャンネル															

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(本文)</p> <p>へ 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(ii) その他の主要な計装の種類</p> <p>原子炉施設のプロセス計装として、1次冷却材の流量、温度、原子炉プール水位等の計装、制御棒位置指示計装等を設ける。</p> <p>(添八)</p> <p>10.3 プロセス計装設備</p> <p>10.3.3 主要設備</p> <p>(1) プロセス計装設備の安全保護系</p> <p>プロセス計装設備の安全保護系は、検出器のほかに各種のアナログ変換器盤、安全保護系制御盤等で構成する。プロセス計装設備の安全保護系には、下記の項目がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材流量 1次冷却材炉心出口温度 1次冷却材炉心出入口温度差 重水温度 重水流量 重水溢流タンク水位 原子炉プール水位 <p>10.7 プロセス放射能監視設備</p> <p>10.7.3 主要設備</p> <p>(1) 燃料事故モニタ</p> <p>(本文)</p> <p>へ 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(2) 安全保護回路</p> <p>(i) 原子炉停止回路の種類</p> <p>次に示す信号により、原子炉をスクラムさせる原子炉</p>	<p>ロ. その他の主要な計装</p> <p>(イ) プロセス計装設備</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 1次冷却材流量 b. 1次冷却材炉心入口温度 c. 1次冷却材炉心出口温度 d. 2次冷却系流量 e. 2次冷却塔入口温度 f. 2次冷却塔出口温度 g. 重水流量 h. 重水温度 i. 重水溢流タンク水位 j. ヘリウム流量 k. 重水再結合器温度 l. 原子炉プール水位（安全保護系） m. 原子炉プール水位（計測制御系） <p>(ロ) プロセス放射能監視設備</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 燃料事故モニタ b. プロセスモニタ c. 破損燃料検出装置 <p>ハ. 附帯設備</p> <p>計測制御系統施設のうち、(2) 安全保護回路は、次の各設備から構成される。</p> <ul style="list-style-type: none"> イ. 原子炉停止回路 ロ. 工学的安全施設作動回路 	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>停止回路を設ける。 （中略）</p> <p>(ii) その他の主要な安全保護回路の種類 次に示す信号により、工学的安全施設を作動させる回路を設ける。 （中略）</p> <p>(3) 制御設備 (i) 制御材の個数及び構造 原子炉の反応度制御は、制御棒（微調整棒及び粗調整棒）の位置調整により行う。 （中略）</p> <p>(ii) 制御材駆動設備の個数及び構造 （中略）</p> <p>(4) 非常用制御設備 (i) 制御材の個数及び構造 制御棒による原子炉停止が不可能な場合でも、重水タンク内の重水をダンプすることにより原子炉を停止できるようにする。</p> <p>(ii) 主要な機器の個数及び構造 a. 重水ダンプ弁 個数 2</p>	<p>計測制御系統施設のうち、(3) 制御設備は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 制御棒 ロ. 制御棒駆動装置</p> <p>計測制御系統施設のうち、(4) 非常用制御設備は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 重水ダンプ弁 （イ）接続管 （ロ）弁</p> <p>今回申請する範囲は、以下に示す設備の耐震性を確認するものである。</p> <p>1) (1) のイ. のうち（ハ）対数出力炉周期系及び（ニ）安全系 2) (1) のロ. の（イ）のうち a. 1次冷却材流量、b. 1次冷却材炉心入口温度、c. 1次冷材炉心出口温度、g. 重水流量、h. 重水温度、i. 重水溢流タンク水位及び 1. 原子炉プール水位（安全保護系） 3) (1) のロ. の（ロ）のうち a. 燃料事故モニタ 4) (1) のうちハ. 附帯設備 5) (2) 安全保護回路、(3) 制御設備及び (4) 非常用制御設備</p>	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3） （添八）						設計及び工事の計画の認可申請書			整合性																											
第1.2-1表 耐震重要度分類（抜粋）						3. 設計 3.1 設計条件 3.1.1 核計装 <table border="1" style="margin-left: 20px;"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>耐震クラス</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>対数出力炉周期系</td> <td>B</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>安全系</td> <td>B</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> 3.1.2 その他の主要な計装（プロセス計装設備） <table border="1" style="margin-left: 20px;"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>耐震クラス</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材流量</td> <td>B</td> <td rowspan="7">※1</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材炉心入口温度</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材炉心出口温度</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>重水流量</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>重水温度</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>重水溢流タンク水位</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>原子炉プール水位</td> <td>安全保護系 B</td> </tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-left: 20px;"> ※1 全て計器用スタンションを用いて計器を設置しており、最も厳しい評価となる原子炉プール水位に関して、設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.58、鉛直0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.29）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家1FL±0m） 耐震クラスを変更するための申請である。 </div>			名称	耐震クラス	備考	対数出力炉周期系	B	—	安全系	B	—	名称	耐震クラス	備考	1次冷却材流量	B	※1	1次冷却材炉心入口温度	B	1次冷却材炉心出口温度	B	重水流量	B	重水温度	B	重水溢流タンク水位	B	原子炉プール水位	安全保護系 B	
名称	耐震クラス	備考																																		
対数出力炉周期系	B	—																																		
安全系	B	—																																		
名称	耐震クラス	備考																																		
1次冷却材流量	B	※1																																		
1次冷却材炉心入口温度	B																																			
1次冷却材炉心出口温度	B																																			
重水流量	B																																			
重水温度	B																																			
重水溢流タンク水位	B																																			
原子炉プール水位	安全保護系 B																																			
S	炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系	燃料要素 ベリリウム反射体 照射筒 炉心構造体 重水タンク	原子炉プール 当該施設の支持構造物	Ss																																
		冠水維持設備 原子炉プール 躯体及びライニング 原子炉プール貫通部のシール構造 サイフォンブ レーク弁(接続管を含む) 制御棒駆動機 構案内管 下部遮蔽体	原子炉プール 当該施設の支持構造物																																	
		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	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物																																	
	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒案内管	原子炉プール 当該施設の支持構																																	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）					設計及び工事の計画の認可申請書		整合性						
	を添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		造物			3.1.3 その他の主要な計装（プロセス放射能監視設備） <table border="1" data-bbox="1025 268 1787 721"> <tr> <td>名称</td> <td>燃料事故モニタ</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td> 計器用スタンションを用いて計器を設置しており、最も厳しい評価となる原子炉プール水位に関して、設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.58、鉛直 0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.29）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-7.95m） 耐震クラスを変更するための申請である。 </td> </tr> </table>	名称	燃料事故モニタ	耐震クラス	B	備考	計器用スタンションを用いて計器を設置しており、最も厳しい評価となる原子炉プール水位に関して、設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.58、鉛直 0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.29）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-7.95m） 耐震クラスを変更するための申請である。	
	名称	燃料事故モニタ											
耐震クラス	B												
備考	計器用スタンションを用いて計器を設置しており、最も厳しい評価となる原子炉プール水位に関して、設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.58、鉛直 0.29）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.29）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-7.95m） 耐震クラスを変更するための申請である。												
その他	カナル	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物											

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）				設計及び工事の計画の認可申請書		整合性
耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確保する地震動	備考	
B	炉心を保護する施設	上部遮蔽体 注.1	原子炉プール 当該施設の支持構造物	耐震 B クラス 施設に 適用さ れる地 震力		
	原子炉の緊急停止のために負の反応度を添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	重水ダンプ系	原子炉プール 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物			
	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための施設	安全保護回路				
	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	崩壊熱除去設備 1次冷却材補助ポンプ 自然循環弁	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物			
	1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	冠水維持設備以外の1次冷却系設備(原子炉プール内配管) 注.1 冠水維持設備以外の1次冷却系設備(原子炉プール内配管を除く。) 原子炉プール水浄化系 使用済燃料プール水浄化冷却系 原子炉プール溢流系	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物			
	重水を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	重水冷却系設備	原子炉建家(地下部分)			
	1次冷却系に接している施設	2次冷却系設備の一部	原子炉建家(地上部) 当該施設の支持構造物			原子炉建家外の遮断弁まで
	十分冷却した使用済燃料を保管するための施設	使用済燃料貯槽 No.1、No.2 使用済燃料貯蔵ラック 使用済燃料貯蔵施設(北地区)	使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 当該施設の支持構造物			
	放射性廃棄物を内蔵している施設	廃液貯槽 廃樹脂貯留設備	実験利用棟1階部分 当該施設の支持構造物			
	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設	大型廃棄物保管庫	当該施設の支持構造物			
	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	原子炉建家(円筒壁及び屋根) 注.1 非常用排気設備	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物			
	放射線の監視をするための設備	放射線監視設備の一部	原子炉建家(地上部) 原子炉制御棟 当該施設の支持構造物			事故時用ガンマエリアモニタ
	その他	サブ・プール、詰替セル(炉室内) 注.1 実験利用設備 非常用電源系 冷中性子源装置のうちクライオスタット 注.1	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 当該施設の支持構造物 原子炉制御棟 原子炉プール 当該施設の支持構造物			原子炉建家外を除く

注.1 下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																							
<p>(本文)</p> <p>へ 計測制御系統施設の構造及び設備</p> <p>(5) その他の主要な事項</p> <p>(v) 中央制御室</p> <p>原子炉施設の主要な計装及び制御機器は、中央制御室に配置し、集中的に監視及び制御を行う。また、施設内の作業等に対して必要な通信連絡を行う。</p>	<p>3.1.5 原子炉停止回路及び工学的安全施設作動回路</p> <table border="1" data-bbox="1019 263 1787 673"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>耐震クラス</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止回路</td> <td>B</td> <td>設置時の添付計算書における地震力(設計震度:水平 0.72、鉛直 0.36)の方が今回適用する地震力(水平設計震度 0.46) より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 (据付場所及び床面高さは原子炉制御棟 FL+4.9m (2F))</td> </tr> <tr> <td>工学的安全施設作動回路</td> <td>B</td> <td>耐震クラスを変更するための申請である。</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.1.6 制御棒駆動装置</p> <table border="1" data-bbox="1019 746 1787 1200"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>制御棒駆動装置</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>機器種別</td> <td>第 3 種容器 (上部仕切弁は、第 3 種弁)</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>S</td> </tr> <tr> <td>流体の種類</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>(上部仕切弁、着座器、プランジャ案内管) 10.0kgf/cm² (0.9807MPa) (緩衝器、下部弁カバー) 40.0kgf/cm² (3.9227MPa)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度(°C)</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td>制御棒駆動機構案内管を含む。</td> </tr> </tbody> </table>	名称	耐震クラス	備考	原子炉停止回路	B	設置時の添付計算書における地震力(設計震度:水平 0.72、鉛直 0.36)の方が今回適用する地震力(水平設計震度 0.46) より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 (据付場所及び床面高さは原子炉制御棟 FL+4.9m (2F))	工学的安全施設作動回路	B	耐震クラスを変更するための申請である。	名称	制御棒駆動装置	機器種別	第 3 種容器 (上部仕切弁は、第 3 種弁)	耐震クラス	S	流体の種類	軽水	最高使用圧力	(上部仕切弁、着座器、プランジャ案内管) 10.0kgf/cm ² (0.9807MPa) (緩衝器、下部弁カバー) 40.0kgf/cm ² (3.9227MPa)	最高使用温度(°C)	43	備考	制御棒駆動機構案内管を含む。	
名称	耐震クラス	備考																							
原子炉停止回路	B	設置時の添付計算書における地震力(設計震度:水平 0.72、鉛直 0.36)の方が今回適用する地震力(水平設計震度 0.46) より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 (据付場所及び床面高さは原子炉制御棟 FL+4.9m (2F))																							
工学的安全施設作動回路	B	耐震クラスを変更するための申請である。																							
名称	制御棒駆動装置																								
機器種別	第 3 種容器 (上部仕切弁は、第 3 種弁)																								
耐震クラス	S																								
流体の種類	軽水																								
最高使用圧力	(上部仕切弁、着座器、プランジャ案内管) 10.0kgf/cm ² (0.9807MPa) (緩衝器、下部弁カバー) 40.0kgf/cm ² (3.9227MPa)																								
最高使用温度(°C)	43																								
備考	制御棒駆動機構案内管を含む。																								

3.1.7 重水ダンプ弁

名称	機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力		最高使用温度 (°C)
重水ダンプ弁接続管 原子炉プール内の重水タンクからKV23-08, KV23-09まで	第3種管	B	(内側)重水	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	55
		B	(外側)軽水			
KV23-08, KV23-09から重水溢流タンクまで	第3種管	B	重水	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)		55

名称	重水ダンプ弁
機器種別	第3種弁
耐震クラス	B
流体の種類	重水
最高使用圧力	2.0kgf/cm ² (0.1961MPa)
最高使用温度 (°C)	55
備考	重水ダンプ弁接続管の評価モデル(HWS-R-11)に含まれる。

3.1.4 附帯設備

名称	制御盤
耐震クラス	B
備考	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.72、鉛直0.36）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.46）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性		
	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="963 231 1108 311"></td> <td data-bbox="1108 231 1848 311"> （据付場所及び床面高さは原子炉制御棟 FL+4.9m（2F）） 耐震クラスを変更するための申請である。 </td> </tr> </table>		（据付場所及び床面高さは原子炉制御棟 FL+4.9m（2F）） 耐震クラスを変更するための申請である。	
	（据付場所及び床面高さは原子炉制御棟 FL+4.9m（2F）） 耐震クラスを変更するための申請である。			

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(本文)</p> <p>ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備</p> <p>(1) 気体廃棄物の廃棄施設</p> <p>(i) 構造</p> <p>a. 原子炉建家及び実験利用棟等</p> <p>気体廃棄物の廃棄施設は、空気浄化装置、排風機、排気筒及びこれらを結ぶ排気風道で構成する。</p>	<p>設計及び工事の方法 第12編 放射性廃棄物の廃棄施設の構造(耐震性)</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>JRR-3 原子炉施設の放射性廃棄物の廃棄施設は、次の各設備から構成される。</p> <p>(1) 気体廃棄物の廃棄施設</p> <p>(2) 液体廃棄物の廃棄施設</p> <p>(3) 固体廃棄物の廃棄施設</p> <p>上記のうち、(1) 気体廃棄物の廃棄施設は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 原子炉建家排気設備</p> <p>(イ) 炉室排気系排風機</p> <p>(ロ) 実験利用設備排気系排風機</p> <p>(ハ) 炉室排気系空気浄化装置</p> <p>(ニ) 実験利用設備排気系空気浄化装置</p> <p>(ホ) オイルダンパ系空気浄化装置</p> <p>(ヘ) 炉室排気系主ダクト</p> <p>(ト) 実験利用設備排気系主ダクト</p> <p>(チ) オイルダンパ系主ダクト</p> <p>(リ) 主要弁</p> <p>(ヌ) オイルダンパ系オイルダンパ</p> <p>ロ. 実験利用棟排気設備</p> <p>ハ. 燃料管理施設等排気設備</p> <p>ニ. 事務管理棟管理区域排気設備</p> <p>ホ. 排気筒</p> <p>ヘ. 使用済燃料貯蔵施設（北地区）排気設備</p> <p>今回申請する範囲は、(1)のイ.のうち(ヘ) 炉室排気系主ダクト及び(ト) 実験利用設備排気系主ダクトの耐震性を確認するものである。</p>	<p>今回申請する放射性廃棄物の廃棄施設は、許可申請書に記載されたものと整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性								
<p>(本文)</p> <p>リ 原子炉格納施設の構造及び設備</p> <p>(3) その他の主要な事項</p> <p>(ii) 非常用排気設備</p> <p>非常用排気設備は、事故時に放射性物質の環境への放出を抑制する。</p> <p>空気浄化装置（容量の「%」は全容量に対する割合）</p> <p>(中略)</p> <p>排風機</p> <p>(中略)</p> <p>(添八)</p> <p>8.3 非常用排気設備</p> <p>8.3.4 主要設備</p> <p>(1) 非常用排気設備</p> <p>非常用排気設備は、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタが一体となった空気浄化装置と非常用排風機で構成する。</p> <p>第 1.2-1 表 耐震重要度分類（抜粋）</p>	<p>設計及び工事の方法 第 13 編 原子炉格納施設の構造（耐震性）</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>JRR-3 原子炉施設の原子炉格納施設は、次の各設備から構成される。</p> <p>(1) 構造</p> <p>(2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</p> <p>(3) その他の主要な事項</p> <p>上記のうち、(3) その他の主要な事項は、次の各設備から構成される</p> <p>イ. 原子炉建家換気空調設備</p> <p>(イ) 炉室給気系空気調和機</p> <p>(ロ) 給気系主ダクト</p> <p>(ハ) 主要弁</p> <p>ロ. 非常用排気設備</p> <p>(イ) 非常用排風機</p> <p>(ロ) 空気浄化装置</p> <p>(ハ) ダクト</p> <p>(ニ) 主要弁</p> <p>今回申請する範囲は、(3) のイ. のうち (ロ) 給気系主ダクト及びロ. のうち (イ) 非常用排風機、(ロ) 空気浄化装置、(ハ) ダクトの耐震性を確認するものである。</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <table border="1" data-bbox="1048 1145 1765 1321"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>耐震クラス</th> <th>流体の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>給気系主ダクト</td> <td>KVV5-71 から KVV1-72 まで</td> <td>B</td> <td>空 気</td> </tr> </tbody> </table>	名称		耐震クラス	流体の種類	給気系主ダクト	KVV5-71 から KVV1-72 まで	B	空 気	<p>今回申請する原子炉格納施設は、許可申請書に記載されたものと整合している。</p>
名称		耐震クラス	流体の種類							
給気系主ダクト	KVV5-71 から KVV1-72 まで	B	空 気							

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書						整合性	
	名称	機器種別	耐震 クラス	流体 の 種類	最高使用圧力	最高使用 温度 (°C)		
	ダ ク ト	空気吸込口か ら非常用排風 機まで	第5種管	B	空気	0.06kgf/cm ² (外圧) (0.0059MPa)		55
		非常用排風機 から原子炉建 家貫通部まで	第5種管	B	空気	0.06kgf/cm ² (外圧) (0.0059MPa)		55
		原子炉建家貫 通部から排気 筒まで	第5種管	B	空気	0.06kgf/cm ² (外圧) (0.0059MPa)		55

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(本文)</p> <p>ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備</p> <p>(1) 核燃料物質取扱設備の構造</p> <p>(i) 核燃料物質取扱設備は、以下の物で構成し、安全に燃料の取扱いができる構造とする。</p> <p>燃料搬送装置 一式</p> <p>使用済燃料取扱装置 一式</p> <p>使用済燃料移送装置 一式</p> <p>(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力</p> <p>(ii) 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>a. 構造</p> <p>使用済燃料貯蔵設備は、原子炉建家、使用済燃料貯蔵室、燃料管理施設及び使用済燃料貯蔵施設（北地区）に設ける。原子炉建家内には使用済燃料プールを設け、使用済燃料は使用済燃料貯蔵ラックに挿入して貯蔵する。また、使用済燃料プールで1年以上冷却した使用済燃料は、使用済燃料貯蔵室の使用済燃料貯蔵 No. 1 及び燃料管理施設の使用済燃料貯蔵 No. 2 の使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵する。使用済燃料貯蔵施設（北地区）では、保管孔に貯蔵する。</p> <p>(添八)</p> <p>9.4 燃料取扱設備及び貯蔵施設</p> <p>9.4.4 主要設備</p> <p>(1) 燃料取扱設備</p> <p>本設備は、燃料搬送装置、使用済燃料取扱装置及び使用済燃料移送装置で構成する。</p> <p>(i) 燃料搬送装置</p> <p>本装置は、燃料及び実験物を原子炉プールと使用済燃料プールの間を移送するもので、レール、移動台車</p>	<p>設計及び工事の方法 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）</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>JRR-3 原子炉施設の核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は、次の各設備から構成される。</p> <p>(1) 核燃料物質取扱設備</p> <p>(2) 核燃料物質貯蔵設備</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち、(1) 核燃料物質取扱設備は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 燃料搬送装置</p> <p>ロ. 使用済燃料取扱装置</p> <p>(イ) 使用済燃料キャスク</p> <p>(ロ) 使用済燃料シュータ</p> <p>(ハ) カッティングマシン</p> <p>ハ. 使用済燃料移送装置</p> <p>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち、(2) 核燃料物質貯蔵設備は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 未使用燃料貯蔵設備</p> <p>ロ. 使用済燃料貯蔵設備</p> <p>(イ) 使用済燃料プール</p> <p>(ロ) カナル</p> <p>(ハ) プールゲート (No. 2 ゲート)</p> <p>(ニ) 使用済燃料貯蔵ラック</p> <p>(ホ) 使用済燃料貯蔵 No. 1</p> <p>(ヘ) 使用済燃料貯蔵 No. 2</p> <p>(ト) 使用済燃料貯蔵施設（北地区）</p> <p>今回申請する範囲は、以下に示す設備の耐震性を確認するものである。</p> <p>1) (1) のうちイ. 燃料搬送装置</p>	<p>今回申請する核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設は、許可申請書に記載されたものと整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）						設計及び工事の計画の認可申請書			整合性															
<p>及び移動台車上の吊上げ機構で構成する。</p> <p>(2) 燃料貯蔵施設 本施設は、未使用燃料貯蔵庫、使用済燃料プール、使用済燃料貯槽 No. 1 及び No. 2 並びに使用済燃料貯蔵施設（北地区）で構成する。</p> <p>(ii) 使用済燃料プール 本プールは、「3.2.4 その他の主要な設備」で述べたプールであり、本プール内に実効増倍率が0.95以下となるように設計された使用済燃料貯蔵ラックを設置する。</p> <p>第1.2-1表 耐震重要度分類（抜粋）</p>						<p>2) (1) のロ. のうち (イ) 使用済燃料キャスク</p> <p>3) (2) のロ. のうち (ハ) プールゲート (No.2 ゲート) 及び (ニ) 使用済燃料貯蔵ラック</p>			<p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>3.1.2 使用済燃料取扱装置</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th colspan="2">使用済燃料キャスク</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>耐震クラス</td> <td colspan="2">B</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td colspan="2">設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.70、鉛直0.18）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.41）より大きいいため、耐震性再評価の必要なし。（据付場所及び床面高さは原子炉建家1FL+7.5m）耐震クラスを変更するための申請である。</td> </tr> </tbody> </table>	名称	使用済燃料キャスク		耐震クラス	B		備考	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.70、鉛直0.18）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.41）より大きいいため、耐震性再評価の必要なし。（据付場所及び床面高さは原子炉建家1FL+7.5m）耐震クラスを変更するための申請である。							
名称	使用済燃料キャスク																							
耐震クラス	B																							
備考	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平0.70、鉛直0.18）の方が今回適用する地震力（水平設計震度0.41）より大きいいため、耐震性再評価の必要なし。（据付場所及び床面高さは原子炉建家1FL+7.5m）耐震クラスを変更するための申請である。																							
耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確認する地震動	備考	3.1.3 使用済燃料貯蔵設備																		
		燃料要素 ベリリウム反射体 照射筒 炉心構造体 重水タンク	原子炉プール 当該施設の支持構造物	原子炉プール 当該施設の支持構造物	Ss		<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名称</th> <th colspan="2">使用済燃料貯蔵ラック</th> </tr> <tr> <th>使用済燃料貯蔵ラック（A型）</th> <th>使用済燃料貯蔵ラック（B型）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設置場所（貯蔵能力）</td> <td colspan="2">使用済燃料プール（130体）</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td colspan="2">S</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度（℃）</td> <td colspan="2">43</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td colspan="2">—</td> </tr> </tbody> </table>			名称	使用済燃料貯蔵ラック		使用済燃料貯蔵ラック（A型）	使用済燃料貯蔵ラック（B型）	設置場所（貯蔵能力）	使用済燃料プール（130体）		耐震クラス	S		最高使用温度（℃）	43		備考
名称	使用済燃料貯蔵ラック																							
	使用済燃料貯蔵ラック（A型）	使用済燃料貯蔵ラック（B型）																						
設置場所（貯蔵能力）	使用済燃料プール（130体）																							
耐震クラス	S																							
最高使用温度（℃）	43																							
備考	—																							
S	炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系	冠水維持設備 原子炉プール 躯体及びライニング 原子炉プール貫通部のシール構造 サイフォンブレイク弁（接続管を含む。） 制御棒駆動機 構案内管 下部遮蔽体	原子炉プール 当該施設の支持構造物	Ss																				

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）				設計及び工事の計画の認可申請書		整合性
	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	使用済燃料プール 使用済燃料貯蔵ラック	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物			
	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添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	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒案内管	原子炉プール 当該施設の支持構造物			
	その他	カナル	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物			

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3 又は添付書類八別冊3）				設計及び工事の計画の認可申請書		整合性
耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確保する地震動	備考	
B	炉心を保護する施設	上部遮蔽体 注.1	原子炉プール 当該施設の支持構造物	耐震 B クラス 施設に 適用さ れる地 震力		
	原子炉の緊急停止のために負の反応度を添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	重水ダンプ系	原子炉プール 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物			
	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための施設	安全保護回路				
	原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	崩壊熱除去設備 1次冷却材補助ポンプ 自然循環弁	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物			
	1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	冠水維持設備以外の1次冷却系設備(原子炉プール内配管) 注.1 冠水維持設備以外の1次冷却系設備(原子炉プール内配管を除く。) 原子炉プール水浄化系 使用済燃料プール水浄化冷却系 原子炉プール溢流系	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物			
	重水を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	重水冷却系設備	原子炉建家(地下部分)			
	1次冷却系に接している施設	2次冷却系設備の一部	原子炉建家(地上部) 当該施設の支持構造物			原子炉建家外の遮断弁まで
	十分冷却した使用済燃料を保管するための施設	使用済燃料貯槽 No.1、No.2 使用済燃料貯蔵ラック 使用済燃料貯蔵施設(北地区)	使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 当該施設の支持構造物			
	放射性廃棄物を内蔵している施設	廃液貯槽 廃樹脂貯留設備	実験利用棟1階部分 当該施設の支持構造物			
	放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設	大型廃棄物保管庫	当該施設の支持構造物			
	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	原子炉建家(円筒壁及び屋根) 注.1 非常用排気設備	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物			
	放射線の監視をするための設備	放射線監視設備の一部	原子炉建家(地上部) 原子炉制御棟 当該施設の支持構造物			事故時用ガンマエリアモニタ
	その他	サブ・プール、詰替セル(炉室内) 注.1 実験利用設備 非常用電源系 冷中性子源装置のうちクライオスタット 注.1	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 当該施設の支持構造物 原子炉制御棟 原子炉プール 当該施設の支持構造物			原子炉建家外を除く

注.1 下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>(本文)</p> <p>ヌ その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備</p> <p>(1) 非常用電源設備の構造</p> <p>(i) 無停電電源装置 蓄電池 アルカリ蓄電池</p> <p>(ii) 非常用発電機</p> <p>(添八)</p> <p>11. 電気設備</p> <p>11.3 主要設備</p> <p>(2) 非常用電源系</p> <p>(i) 非常用発電機</p> <p>(ii) 無停電電源装置</p> <p>無停電電源装置は、蓄電池と静止型インバータ装置で構成し、非常用発電機から給電されるまで1次冷却材補助ポンプ、非常用排気設備等の電源を確保する装置である。</p>	<p>設計及び工事の方法 第15編 その他の試験研究用等原子炉の附属施設の構造（耐震性）</p> <p>1. 構成及び申請範囲</p> <p>JRR-3 原子炉施設のその他試験研究用等原子炉の附属施設は、次の各設備から構成される。</p> <p>(1) 非常用電源設備</p> <p>(2) 主要な実験利用設備</p> <p>(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</p> <p>(4) その他の主要事項</p> <p>その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち、(1) 非常用電源設備は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 蓄電池</p> <p>ロ. 非常用発電機</p>	<p>今回申請するその他の試験研究用等原子炉の附属施設は、許可申請書に記載されたものと整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性												
<p>(本文)</p> <p>ヌ その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備</p> <p>(2) 主要な実験設備の構造</p> <p>実験利用設備は、水平実験孔設備及び照射利用設備並びに冷中性子源装置（以下「CNS」という。）等から成る。</p> <p>(ii) 照射利用設備</p> <p>a. 水力照射設備</p> <table border="0"> <tr> <td>照射筒</td> <td>2本</td> </tr> <tr> <td>冷却材の種類</td> <td>軽水</td> </tr> </table> <p>b. 気送照射設備</p> <table border="0"> <tr> <td>照射筒</td> <td>2本</td> </tr> <tr> <td>冷却材の種類</td> <td>窒素ガス</td> </tr> </table> <p>c. 放射化分析用照射設備</p> <table border="0"> <tr> <td>照射筒</td> <td>1本</td> </tr> <tr> <td>冷却材の種類</td> <td>窒素ガス</td> </tr> </table> <p>(添八)</p> <p>16. 実験利用設備</p> <p>16.2 照射利用設備</p> <p>16.2.4 主要設備</p> <p>16.2.4.1 水力照射設備</p> <p>本設備は、ラビットを水力により挿入・取出しを行う照射設備であり、照射系と転送系で構成される。</p> <p>照射系は、照射筒、循環ポンプ、転送機、減衰タンク等から成りラビットを照射するための設備である。</p> <p>転送系は、転送用ポンプ、挿入機、取出機、途中取出機、通路変換機、通水タンク等から成り詰替セル間等のラビット搬送を行う設備である。</p>	照射筒	2本	冷却材の種類	軽水	照射筒	2本	冷却材の種類	窒素ガス	照射筒	1本	冷却材の種類	窒素ガス	<p>その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち、(2) 主要な実験利用設備は、次の各設備から構成される。</p> <p>イ. 水平実験孔</p> <p>(イ) ビームチューブ接続管</p> <p>(ロ) 前部水封用止板</p> <p>(ハ) プラグ</p> <p>(ニ) 補助遮蔽体</p> <p>(ホ) ヘリウムタンク</p> <p>ロ. 照射利用設備</p> <p>(イ) 水力照射設備</p> <p>a. 照射筒</p> <p>b. 減衰タンク</p> <p>c. 照射系イオン交換塔</p> <p>d. 通水タンク</p> <p>e. 転送系イオン交換塔</p> <p>f. 主配管</p> <p>g. 循環ポンプ</p> <p>h. 主要弁</p> <p>i. 転送機（HR）</p> <p>(ロ) 気送照射設備</p> <p>a. 照射筒（PN）</p> <p>b. 照射系緩衝タンク</p> <p>c. 窒素ガスアキュムレータ</p> <p>d. 空気貯留槽</p> <p>e. 転送系緩衝タンク</p> <p>f. 主配管</p> <p>g. 主要弁</p> <p>h. 転送機（PN）</p> <p>i. 循環ブロワ</p> <p>(ハ) 放射化分析用照射設備</p>	
照射筒	2本													
冷却材の種類	軽水													
照射筒	2本													
冷却材の種類	窒素ガス													
照射筒	1本													
冷却材の種類	窒素ガス													

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性						
<p>16.2.4.2 気送照射設備</p> <p>本設備は、ラビットの挿入・取出しを行う照射設備であり、照射系と転送系から構成される。</p> <p>照射系は、照射筒、循環ブロワ、転送機、緩衝タンク等から構成され、窒素ガスを用いてラビットを照射するための設備である。</p> <p>転送系は、挿入機、取出機、途中取出機、通路変換機、空気貯留槽、緩衝タンク等から構成され、詰替セル間等のラビット搬送を圧縮空気により行う設備である。</p> <p>(本文)</p> <p>ヌ その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備</p> <p>(2) 主要な実験設備の構造</p> <p>(iii) CNS</p> <table border="0" data-bbox="264 997 801 1109"> <tr> <td>照射筒（真空容器）</td> <td>1 本</td> </tr> <tr> <td>減速材</td> <td>液体水素</td> </tr> <tr> <td>冷媒</td> <td>低温ヘリウム</td> </tr> </table> <p>(添八)</p> <p>16. 実験利用設備</p> <p>16.3 冷中性子源装置（CNS と略称する）</p> <p>16.3.4 主要設備</p> <p>16.3.4.1 CNS 本体設備</p> <p>CNS 本体設備は、炉プール内に設置するクライオスタット、サブプールに設置するコンデンサ及び水素緩衝タンク並びに補助設備で構成する。</p>	照射筒（真空容器）	1 本	減速材	液体水素	冷媒	低温ヘリウム	<p>a. 照射筒（PA）</p> <p>b. 緩衝タンク</p> <p>c. アキュムレータ</p> <p>d. 主配管</p> <p>e. 主要弁</p> <p>f. 挿入機</p> <p>g. 取出機</p> <p>(ニ) 均一照射設備</p> <p>a. 装荷用キャスク</p> <p>b. 駆動機構</p> <p>c. 案内管</p> <p>(ホ) 回転照射設備</p> <p>a. 回転駆動機構</p> <p>b. 支持クランプ（DR）</p> <p>(ヘ) 垂直照射設備</p> <p>a. 支持クランプ</p> <p>b. キャスク架台</p> <p>ハ. 冷中性子源装置</p> <p>(イ) CNS 本体設備</p> <p>a. 水素緩衝タンク</p> <p>b. コンデンサ</p> <p>c. クライオスタット</p> <p>d. 補助設備</p> <p>e. 主配管</p> <p>f. 主要弁</p> <p>(ロ) ヘリウム冷凍設備</p>	
照射筒（真空容器）	1 本							
減速材	液体水素							
冷媒	低温ヘリウム							

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>クライオスタットは、減速材容器、真空容器及び低温流路管で構成し、コンデンサからの液体水素を貯留する設備である。</p> <p>コンデンサは、真空断熱槽内に、シェル・アンド・チューブ型熱交換器を設けた構造で、低温ヘリウムガスにより水素ガスを液化する設備である。また、水素緩衝タンクは、液体水素がガス化した際の圧力緩衝を行うためのものである。</p> <p>補助設備は、水素供給装置、真空装置、ヘリウムダンプ装置、窒素供給装置、水素排気装置及び分析装置で構成する。</p> <p>排気する水素ガスは、水素排気装置において窒素ガスにより稀釈し排気する。本設備の操作及び監視は、中央制御室で集中して行える設計とする。なお、水素圧力が異常上昇したときは、自動的に原子炉を停止する。</p> <p>(本文)</p> <p>ヌ その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備</p> <p>(2) 主要な実験設備の構造</p> <p>(iv) その他の附属設備</p> <p>実験附属施設として、原子炉建家及び実験利用棟に詰替セルを設ける。</p> <p>(添八)</p> <p>16. 実験利用設備</p> <p>16.2 照射利用設備</p> <p>16.2.4 主要設備</p> <p>16.2.4.7 詰替セル</p> <p>詰替セルは原子炉建家内及び実験利用棟内にそれぞれ1基設置する。</p> <p>原子炉建家内の詰替セルは、水力照射設備及び気送照射設備の一部の機器を格納し、照射済ラビット、キャプセル等を取り扱えるようコンクリートの遮蔽が施されたものである。</p>	<p>ニ. その他の附属設備</p> <p>(イ) 炉室詰替セル</p> <p>a. 炉室詰替セルの躯体</p> <p>b. 鉛ガラス窓</p> <p>c. 蓋</p> <p>(ロ) 実験利用棟詰替セル</p> <p>(ハ) サブプール</p>	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>ラビット、キャプセル等の取扱い、搬出入、保守等のために、鉛ガラス窓、マニプレータ、出入口扉、蓋、ノズル、照明等を設ける。</p>	<p>その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち、(4) その他の主要事項は、次の各設備から構成される。</p> <ul style="list-style-type: none"> イ. 常用電源設備 ロ. 重水保管タンク ハ. 火災報知器及び消火設備 ニ. 補助設備 <ul style="list-style-type: none"> (イ) 圧縮空気設備 <ul style="list-style-type: none"> a. 空気圧縮機 b. アフタークーラ c. フィルタ d. 除湿器 e. 空気槽 f. 隔離弁用アキュームレータ g. 非常用排気設備アキュームレータ h. 主配管 i. 主要弁 <p>今回申請する範囲は、以下に示す設備の耐震性を確認するものである。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) (1) 非常用電源設備 2) (2) のイ. のうち (イ) ビームチューブ接続管、(ロ) 前部水封用止板 3) (2) のロ. の (イ) のうち f. 主配管、(ロ) のうち f. 主配管及び (ハ) のうち d. 主配管 4) (2) のハ. の (イ) のうち c. クライオスタット 5) (2) のニ. の (イ) のうち a. 炉室詰替セルの躯体及び (ハ) サブプール 6) (4) のニ. の (イ) のうち g. 非常用排気設備アキュームレータ及び h. 主配管 	

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																															
	<p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>3.1.1 非常用電源設備</p> <table border="1" data-bbox="1041 339 1769 719"> <tr> <td>名称</td> <td>非常用電源設備</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td>設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.33、鉛直 0.36）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。（据付場所及び床面高さは原子炉制御棟 FL-4.1m (B1FL)） 耐震クラスを変更するための申請である。</td> </tr> </table> <p>3.1.2 水平実験孔</p> <table border="1" data-bbox="1037 758 1771 1343"> <tr> <td>名称</td> <td>ビームチューブ 接続管</td> <td>前部水封用止板</td> </tr> <tr> <td>機器種別</td> <td>第 4 種管</td> <td>第 3 種容器</td> </tr> <tr> <td>耐震クラス</td> <td>B</td> <td>S</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">流体の種類</td> <td>内側</td> <td>ヘリウムガス</td> </tr> <tr> <td>外側</td> <td>軽水</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最高使用 圧力</td> <td>内側</td> <td>150mmAq (0.0015MPa)</td> </tr> <tr> <td>外側</td> <td>1.0kgf/cm² (0.0981MPa)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度 (°C)</td> <td>43</td> <td>43</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </table>	名称	非常用電源設備	耐震クラス	B	備考	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.33、鉛直 0.36）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。（据付場所及び床面高さは原子炉制御棟 FL-4.1m (B1FL)） 耐震クラスを変更するための申請である。	名称	ビームチューブ 接続管	前部水封用止板	機器種別	第 4 種管	第 3 種容器	耐震クラス	B	S	流体の種類	内側	ヘリウムガス	外側	軽水	最高使用 圧力	内側	150mmAq (0.0015MPa)	外側	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)	最高使用温度 (°C)	43	43	備考	—	—	
名称	非常用電源設備																																
耐震クラス	B																																
備考	設置時の添付計算書における地震力（設計震度：水平 0.33、鉛直 0.36）の方が今回適用する地震力（水平設計震度 0.18）より大きいため、耐震性再評価の必要なし。（据付場所及び床面高さは原子炉制御棟 FL-4.1m (B1FL)） 耐震クラスを変更するための申請である。																																
名称	ビームチューブ 接続管	前部水封用止板																															
機器種別	第 4 種管	第 3 種容器																															
耐震クラス	B	S																															
流体の種類	内側	ヘリウムガス																															
	外側	軽水																															
最高使用 圧力	内側	150mmAq (0.0015MPa)																															
	外側	1.0kgf/cm ² (0.0981MPa)																															
最高使用温度 (°C)	43	43																															
備考	—	—																															

(添八)

16. 実験利用設備

16.2 照射利用設備

16.2.4 主要設備

16.2.4.1 水力照射設備

第16.2-1表 水力照射設備の設備仕様

冷却材	軽水
基数	2基
最高使用圧力	10 kg/cm ² G (0.98 MPa G)
最高使用温度	100℃ (耐圧部)
主要材質	ステンレス鋼、アルミニウム合金

16.2.4.2 気送照射設備

第16.2-2表 気送照射設備の設備仕様

冷却材	窒素ガス (ただし、転送系の搬送用として圧縮空気を用いる。)
基数	2基
最高使用圧力	1 kg/cm ² G (0.098 MPa G)
最高使用温度	120℃ (耐圧部)
主要材質	ステンレス鋼、アルミニウム合金

3.1.3 照射利用設備

(1) 水力照射設備

名 称		機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力	最高使用温度 (℃)
主配管	カナル貫通部から照射筒 (HR) まで	第4種管	B	軽水	10.0kgf/cm ² (0.9807MPa)	60
	照射筒 (HR) からカナル貫通部まで	第4種管	B	軽水	10.0kgf/cm ² (0.9807MPa)	60
	使用済燃料プール貫通部から減衰タンクまで	第4種管	B	軽水	10.0kgf/cm ² (0.9807MPa)	60
	減衰タンクから使用済燃料プール貫通部まで	第4種管	B	軽水	10.0kgf/cm ² (0.9807MPa)	60

(2) 気送照射設備

名 称		機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力		最高使用温度 (℃)
主配管	カナル壁外面から照射筒 (PN) まで	第4種管	B	窒素ガス	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	120
	照射筒 (PN) からカナル壁外面まで	第4種管	B	窒素ガス	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	120

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）		設計及び工事の計画の認可申請書					整合性																																
16.2.4.3 放射化分析用照射設備 第16.2-3表 放射化分析用照射設備の設備仕様		(3) 放射化分析用照射設備																																					
<table border="1"> <tr> <td>冷却材</td> <td>窒素ガス</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td>最高使用圧力</td> <td>1 kg/cm² G (0.098 MPa G)</td> </tr> <tr> <td>最高使用温度</td> <td>100℃ (耐圧部)</td> </tr> <tr> <td>主要材質</td> <td>ステンレス鋼、アルミニウム合金</td> </tr> </table>		冷却材	窒素ガス	基数	1基	最高使用圧力		1 kg/cm ² G (0.098 MPa G)	最高使用温度	100℃ (耐圧部)	主要材質	ステンレス鋼、アルミニウム合金	<table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>機器種別</th> <th>耐震クラス</th> <th>流体の種類</th> <th colspan="2">最高使用圧力</th> <th>最高使用温度(℃)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">主配管</td> <td>原子炉プール壁外面から照射筒(PA)まで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>窒素ガス</td> <td>1.0kgf/cm² (内圧) (0.0981MPa)</td> <td>1.0kgf/cm² (外圧) (0.0981MPa)</td> <td>60</td> </tr> <tr> <td>照射筒(PA)から原子炉プール壁外面まで</td> <td>第4種管</td> <td>B</td> <td>窒素ガス</td> <td>1.0kgf/cm² (内圧) (0.0981MPa)</td> <td>1.0kgf/cm² (外圧) (0.0981MPa)</td> <td>60</td> </tr> </tbody> </table>					名称	機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力		最高使用温度(℃)	主配管	原子炉プール壁外面から照射筒(PA)まで	第4種管	B	窒素ガス	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	60	照射筒(PA)から原子炉プール壁外面まで	第4種管	B	窒素ガス	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	60
冷却材	窒素ガス																																						
基数	1基																																						
最高使用圧力	1 kg/cm ² G (0.098 MPa G)																																						
最高使用温度	100℃ (耐圧部)																																						
主要材質	ステンレス鋼、アルミニウム合金																																						
名称	機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力		最高使用温度(℃)																																	
主配管	原子炉プール壁外面から照射筒(PA)まで	第4種管	B	窒素ガス	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	60																																
	照射筒(PA)から原子炉プール壁外面まで	第4種管	B	窒素ガス	1.0kgf/cm ² (内圧) (0.0981MPa)	1.0kgf/cm ² (外圧) (0.0981MPa)	60																																
第1.2-1表 耐震重要度分類 (抜粋)		3.1.4 冷中性子源装置																																					
耐震クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確認する地震動	備考	クライオスタット																																	
			減速材容器																																				
S	炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系	燃料要素 ベリリウム反射体 照射筒 炉心構造体 重水タンク	原子炉プール 当該施設の支持構造物	Ss		耐震クラス																																	
			冠水維持設備			B																																	
		原子炉プール 躯体及びライニング 原子炉プール貫通部のシール構造 サイフォンブレイク弁(接続管を含む) 制御棒駆動機 構案内管	原子炉プール 当該施設の支持構造物			流体の種類	内側	水素、ヘリウムガス又は窒素ガス																															
			外側			ヘリウムガス																																	
		最高使用圧力	4.5kgf/cm ² (内圧) (0.4413MPa)			2.0kgf/cm ² (外圧) (0.1961MPa)																																	
最高使用温度(℃)	425																																						
備考	上位波及影響を考慮する。																																						

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）				設計及び工事の計画の認可申請書				整合性											
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	下部遮蔽体	使用済燃料プール 使用済燃料貯蔵ラック	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物	クライオスタット 低温流路管	外管	真空断熱管 I	真空断熱管 II及びIII	真空断熱管 IV	機器種別	第4種管	第3種管	耐震クラス	B						
	原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添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	制御棒 制御棒駆動機構 制御棒案内管	原子炉プール 当該施設の支持構造物			流体の種類	内側	水素、ヘリウムガス又は窒素ガス		ヘリウムガス	軽水		最高使用圧力	4.5kgf/cm ² (内圧) (0.4413MPa)	2.0kgf/cm ² (外圧) (0.1961MPa)	6.0kgf/cm ² (内圧) (0.5884MPa)	2.0kgf/cm ² (外圧) (0.1961MPa)	2.0kgf/cm ² (内圧) (0.1961MPa)	6.0kgf/cm ² (外圧) (0.5884MPa)
							外側	ヘリウムガス		軽水	ヘリウムガス			最高使用温度(°C)	重水タンク内 上記以外	425 200	100 50	100	備考
その他	カナル	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物	名称	クライオスタット 低温流路管				機器種別	第3種管		耐震クラス	B							
			流体の種類	内側	ヘリウムガス				外側	軽水									
			最高使用圧力	6.0kgf/cm ² (内圧) (0.5884MPa)				2.0kgf/cm ² (外圧) (0.1961MPa)											
			最高使用温度(°C)	100															
			備考	上位波及影響を考慮する。															

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊 3 又は添付書類八別冊 3）					設計及び工事の計画の認可申請書			整合性		
耐震 クラス	クラス別施設	施設名	当該施設を支持する建物・構築物等	支持機能を確保する地震動	備考					
	B	炉心を保護する施設	上部遮蔽体 注.1	原子炉プール 当該施設の支持構造物	耐震 B クラスに 適用され る地震力	3.1.5 その他の附属設備				
		原子炉の緊急停止のために負の反応度を添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	重水ダンプ系	原子炉プール 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物		名称	炉室詰替セルの 躯体		サブプール	
		原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための施設	安全保護回路			機器種別	—		第 4 種容器相当	
		原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	崩壊熱除去設備 1 次冷却材補助ポンプ 自然循環弁	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		耐震クラス	B		B	
		1 次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	冠水維持設備以外の 1 次冷却系設備(原子炉プール内配管) 注.1 冠水維持設備以外の 1 次冷却系設備(原子炉プール内配管を除く。) 原子炉プール水浄化系 使用済燃料プール水浄化冷却系 原子炉プール溢流系	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物		液体の種類	—		軽水	
		重水を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	重水冷却系設備	原子炉建家(地下部分)		最高使用圧力	常圧		静水頭	
		1 次冷却系に接している施設	2 次冷却系設備の一部	原子炉建家(地上部) 当該施設の支持構造物		最高使用温度	常温		常温	
		十分冷却した使用済燃料を保管するための施設	使用済燃料貯槽 No. 1、No. 2 使用済燃料貯蔵ラック 使用済燃料貯蔵施設(北地区)	使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 当該施設の支持構造物		備考	設置時の添付計算書における地震力が今回適用する地震力より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 耐震クラスを変更するための申請である。			
		放射性廃棄物を内蔵している施設	廃液貯槽 廃樹脂貯留設備	実験利用棟 1 階部分 当該施設の支持構造物			3.1.6 補助設備			
		放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設	大型廃棄物保管庫	当該施設の支持構造物			名称		非常用排気設備 アキュームレータ	
		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	原子炉建家(円筒壁及び屋根) 注.1 非常用排気設備	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物 原子炉建家(地下部分) 当該施設の支持構造物			機器種別		第 4 種配管	
		放射線の監視をするための設備	放射線監視設備の一部	原子炉建家(地上部) 原子炉制御棟 当該施設の支持構造物			耐震クラス		B	
		その他	サブ・プール、詰替セル(炉室内) 注.1	原子炉建家基礎版 当該施設の支持構造物			流体の種類		空気	
			実験利用設備	当該施設の支持構造物			最高使用圧力		9.8kgf/cm ² (0.9611MPa)	
非常用電源系 冷中性子源装置のうち クライオスタット 注.1			原子炉制御棟 原子炉プール 当該施設の支持構造物	最高使用温度(°C)			55			
注.1 下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備					備考			設置時の添付計算書における地震力(水平設計震度 0.36)の方が今回適用する地震力(水平設計震度 0.18)		

原子炉設置変更許可申請書（本文別冊3又は添付書類八別冊3）	設計及び工事の計画の認可申請書					整合性																				
	<div data-bbox="1025 231 1783 475" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>より大きいため、耐震性再評価の必要なし。 （据付場所及び床面高さは原子炉建家 1FL-0.20m） 耐震クラスを変更するための申請である。</p> </div> <table border="1" data-bbox="1048 520 1760 1340"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>機器種別</th> <th>耐震クラス</th> <th>流体の種類</th> <th>最高使用圧力</th> <th>最高使用温度(℃)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> KVA0-82 から隔離弁用アキュムレータまで 隔離弁用アキュムレータから内側隔離弁の圧縮空気配管の接続部まで 隔離弁用アキュムレータから外側隔離弁の圧縮空気配管の接続部まで </td> <td rowspan="3">第4種管</td> <td rowspan="3">B^{※1}</td> <td rowspan="3">空気</td> <td rowspan="3">9.8kgf/cm² (0.9611MPa)</td> <td rowspan="3">70</td> </tr> <tr> <td> KVA1-24 から非常用排気設備アキュムレータまで 非常用排気設備アキュムレータから非常用排気設備の切替弁の圧縮空気配管の接続部まで </td> </tr> <tr> <td> KVA1-25 から非常用排気設備アキュムレータまで 非常用排気設備アキュムレータから非常用排気設備の切替弁の圧縮空気配管の接続部まで </td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td colspan="5"> KVA0-82、KVA1-24、KVA1-25 は、非常用排気設備主配管の評価モデルに含まれる。 ※1：設置時からの変更はないため、本申請の申請範囲外である。 ※2：設置時に A クラス設備として定ピッチスパン法を用いて設計しているため、耐震性再評価の必要なし。耐震クラス変更のための申請である。 </td> </tr> </tbody> </table>					名称	機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力	最高使用温度(℃)	KVA0-82 から隔離弁用アキュムレータまで 隔離弁用アキュムレータから内側隔離弁の圧縮空気配管の接続部まで 隔離弁用アキュムレータから外側隔離弁の圧縮空気配管の接続部まで	第4種管	B ^{※1}	空気	9.8kgf/cm ² (0.9611MPa)	70	KVA1-24 から非常用排気設備アキュムレータまで 非常用排気設備アキュムレータから非常用排気設備の切替弁の圧縮空気配管の接続部まで	KVA1-25 から非常用排気設備アキュムレータまで 非常用排気設備アキュムレータから非常用排気設備の切替弁の圧縮空気配管の接続部まで	備考	KVA0-82、KVA1-24、KVA1-25 は、非常用排気設備主配管の評価モデルに含まれる。 ※1：設置時からの変更はないため、本申請の申請範囲外である。 ※2：設置時に A クラス設備として定ピッチスパン法を用いて設計しているため、耐震性再評価の必要なし。耐震クラス変更のための申請である。					
名称	機器種別	耐震クラス	流体の種類	最高使用圧力	最高使用温度(℃)																					
KVA0-82 から隔離弁用アキュムレータまで 隔離弁用アキュムレータから内側隔離弁の圧縮空気配管の接続部まで 隔離弁用アキュムレータから外側隔離弁の圧縮空気配管の接続部まで	第4種管	B ^{※1}	空気	9.8kgf/cm ² (0.9611MPa)	70																					
KVA1-24 から非常用排気設備アキュムレータまで 非常用排気設備アキュムレータから非常用排気設備の切替弁の圧縮空気配管の接続部まで																										
KVA1-25 から非常用排気設備アキュムレータまで 非常用排気設備アキュムレータから非常用排気設備の切替弁の圧縮空気配管の接続部まで																										
備考	KVA0-82、KVA1-24、KVA1-25 は、非常用排気設備主配管の評価モデルに含まれる。 ※1：設置時からの変更はないため、本申請の申請範囲外である。 ※2：設置時に A クラス設備として定ピッチスパン法を用いて設計しているため、耐震性再評価の必要なし。耐震クラス変更のための申請である。																									

5-10. 原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性						
<p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>リ 原子炉格納施設の構造及び設備</p> <p>(2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率</p> <p>設計圧力 常圧</p> <p>設計温度 常温</p> <p>漏えい率 10%/日以下（原子炉建家内負圧約 20mm 水柱（約 196Pa））</p> <p>(3) その他の主要な事項</p> <p>(i) 原子炉建家換気空調設備</p> <p>通常運転時に原子炉建家内の空気の温度調和及び放射性物質の除去低減のための設備を設ける。</p> <p>空気調和機</p> <p>基数 1 基</p> <p>容量 約 46,000m³/h</p> <p>排気系排風機</p> <p>基数 4 基</p> <p>容量 約 46,000m³/h</p> <p>空気浄化装置</p> <p>基数 3 基（炉室排気系 2 基、実験利用設備排気系 1 基）</p> <p>(ii) 非常用排気設備</p> <p>非常用排気設備は、事故時に放射性物質の環境への放出を抑制する。</p> <p>空気浄化装置（容量の「%」は全容量に対する割合）</p> <p>基数 2 基</p> <p>容量 約 100%/基</p> <p>よう素除去効率 97%以上</p>	<p>第 16 編 原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 原子炉建家について、1. 構成及び申請範囲のイ. の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。</p> <p>(2) 原子炉建家について、1. 構成及び申請範囲のロ. の設備の機能により以下に示す漏えい率を満たすこと。</p> <table border="1" data-bbox="981 667 1756 855"> <tr> <td>設計圧力</td> <td>常圧</td> </tr> <tr> <td>設計温度</td> <td>常温</td> </tr> <tr> <td>漏えい率</td> <td>10%/日以下 (原子炉建家内負圧約 20mm 水柱 (約 196Pa))</td> </tr> </table> <p>※1：JRR-3 の原子炉及び原子炉建家の構造等を踏まえ、安全性及び技術的妥当性を満足する値として JRR-3 建設時（昭和 37 年）から漏えい率を 10%/日に設定している。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>本申請に係る各設備の設計仕様は、次に示すとおりである。</p> <p>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。</p> <p>(中略)</p>	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))	<p>整合性</p> <p>本設工認申請の設計条件及び設計仕様は、原子炉設置変更許可申請書（以下「許可申請書」という。）の記載と整合している。</p>
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))							

原子炉設置変更許可申請書（別冊 3 本文）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																																												
排風機 基数 2 基 容量 約 90m ³ /h	<p>(1) 負圧維持に係る設備</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <table border="1" data-bbox="1032 603 1704 1345"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th colspan="2">仕様</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2" rowspan="2">原子炉建家</td> <td>円筒壁</td> <td colspan="2">鉄筋コンクリート造</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>屋根</td> <td colspan="2">鉄骨造</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">原子炉建家排気設備</td> <td rowspan="2">炉室排気系</td> <td>排風機</td> <td>型式 遠心式 容量 20600 (Nm³/h/個) 個数 2</td> <td rowspan="6">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。</td> </tr> <tr> <td>主ダクト</td> <td>主要材料 SS41 (SS400)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">実験利用設備排気系</td> <td>排風機</td> <td>型式 遠心式 容量 4400 (Nm³/h/個) 個数 2</td> </tr> <tr> <td>主ダクト</td> <td>主要材料 SS41 (SS400) 又は SGP</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">オイルダンパ系</td> <td>オイルダンパ</td> <td>型式 油入式油面の高さ 48 (mm) 主要材料 SS41 (SS400) 個数 1</td> </tr> <tr> <td>主ダクト</td> <td>主要材料 SGP</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉建家換気空調設備</td> <td rowspan="2">炉室給気系</td> <td>空気調和機 (送風機)</td> <td>容量 25000 (Nm³/h/個) 個数 2</td> </tr> <tr> <td>主ダクト</td> <td>主要材料 SS41 (SS400)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常用排気設備</td> <td>排風機</td> <td>型式 遠心式 容量 90 (Nm³/h/個) 個数 2</td> <td rowspan="2">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。</td> </tr> <tr> <td>主ダクト</td> <td>主要材料 SUS304TP (原子炉建家内) STPG38 (STPG370)</td> </tr> </tbody> </table>	名称		仕様		備考	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	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。	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	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。	主ダクト	主要材料 SUS304TP (原子炉建家内) STPG38 (STPG370)	<p>注) 2 基の送風機で 1 基の空気調和機を構成している。</p>
名称		仕様		備考																																										
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	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。																																										
		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	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。																																											
	主ダクト	主要材料 SUS304TP (原子炉建家内) STPG38 (STPG370)																																												

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																
<p>14. 換気空調設備</p> <p>14.1 概要</p> <p>換気空調設備は、原子炉建家、実験利用棟、燃料管理施設、使用済燃料貯槽室及び事務管理棟の各建物の換気空調設備で構成する。建家内各室の雰囲気所定の温湿度に維持し、適切な換気及び放射性物質の浄化を行い、従事者等の雰囲気内立入りによる放射線被ばくの防止を行い、かつ大気への放射性物質の放出を低減させる。</p> <p>14.2 設計方針</p> <p>換気空調設備は、次の方針に従い設計する。</p> <p>(2) 原子炉建家内を大気圧より負圧に維持できるように設計する。</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>(5) 設計基準事故時に原子炉建家を外部と遮断するため、原子炉建家を貫通する給排気風道に隔離弁を設ける。</p> <p>14.3 主要設備</p> <p>14.3.1 原子炉建家換気空調設備</p> <p>原子炉建家の換気空調設備は、炉室給気系、炉室排気系、実験利用設備排気系及びオイルダンパ系で構成する。設備仕様を第14.3-1表に、系統図を第14.3-1図に示す。</p> <p style="text-align: center;">第14.3-1表 原子炉建家換気空調設備の設備仕様</p> <table border="1" data-bbox="190 1142 972 1361"> <tr> <td colspan="2">(1) 炉室給気系</td> </tr> <tr> <td colspan="2">空気調和機</td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td>粗フィルタ、冷却コイル、加熱コイル、加湿器内蔵型</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>1基</td> </tr> <tr> <td colspan="2">送風機</td> </tr> </table>	(1) 炉室給気系		空気調和機		型式	粗フィルタ、冷却コイル、加熱コイル、加湿器内蔵型	基数	1基	送風機		<p>第16編 原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計</p> <p>3. 設計</p> <p>3.1 設計条件</p> <p>(1) 原子炉建家について、1. 構成及び申請範囲のイ. の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。</p> <p>(2) 原子炉建家について、1. 構成及び申請範囲のロ. の設備の機能により以下に示す漏えい率を満たすこと。</p> <table border="1" data-bbox="1003 667 1767 855"> <tr> <td>設計圧力</td> <td>常圧</td> </tr> <tr> <td>設計温度</td> <td>常温</td> </tr> <tr> <td>漏えい率</td> <td>10%/日以下 (原子炉建家内負圧約20mm水柱 (約196Pa))</td> </tr> </table> <p>※1：JRR-3の原子炉及び原子炉建家の構造等を踏まえ、安全性及び技術的妥当性を満足する値としてJRR-3建設時（昭和37年）から漏えい率を10%/日に設定している。</p> <p>3.2 設計仕様</p> <p>本申請に係る各設備の設計仕様は、次に示すとおりである。</p> <p>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。</p> <p style="text-align: center;">(中略)</p> <p>(1) 負圧維持に係る設備</p>	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))	<p>本設工認申請の設計条件及び設計仕様は、許可申請書の記載と整合している。</p>
(1) 炉室給気系																		
空気調和機																		
型式	粗フィルタ、冷却コイル、加熱コイル、加湿器内蔵型																	
基数	1基																	
送風機																		
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))																	

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性																																										
<p>基数 2基 容量 50%/基 隔離弁 型式 空気作動式 基数 2基 (2) 炉室排気系 空気浄化装置 型式 粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型 基数 2基 容量 50%/基 排風機 基数 2基 容量 50%/基 隔離弁 型式 空気作動式 基数 4基 (3) 実験利用設備排気系 空気浄化装置 型式 粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型 基数 1基 排風機 基数 2基 容量 50%/基 隔離弁 型式 空気作動式 基数 2基 (4) オイルダンパ系 空気浄化装置 型式 粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型 基数 1基</p>	<p>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。</p> <p>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。</p> <table border="1" data-bbox="1041 566 1729 1324"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th colspan="2">仕様</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2" rowspan="2">原子炉建家</td> <td>円筒壁</td> <td>鉄筋コンクリート造</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>屋根</td> <td>鉄骨造</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">原子炉建家排気設備</td> <td rowspan="2">炉室排気系</td> <td>排風機</td> <td>型式 遠心式 容量 20600 (Nm³/h/個) 個数 2</td> <td rowspan="6">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。</td> </tr> <tr> <td>主ダクト</td> <td>主要材料 SS41 (SS400)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">実験利用設備排気系</td> <td>排風機</td> <td>型式 遠心式 容量 4400 (Nm³/h/個) 個数 2</td> </tr> <tr> <td>主ダクト</td> <td>主要材料 SS41 (SS400) 又は SGP</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">オイルダンパ系</td> <td>オイルダンパ</td> <td>型式 油入式油面の高さ 48(mm) 主要材料 SS41 (SS400) 個数 1</td> </tr> <tr> <td>主ダクト</td> <td>主要材料 SGP</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉建家換気空調設備</td> <td rowspan="2">炉室給気系</td> <td>空気調和機（送風機）</td> <td>容量 25000 (Nm³/h/個) 個数 2</td> </tr> <tr> <td>主ダクト</td> <td>主要材料 SS41 (SS400)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常用排気設備</td> <td rowspan="2">排風機</td> <td>型式 遠心式 容量 90 (Nm³/h/個) 個数 2</td> <td rowspan="2">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。</td> </tr> <tr> <td>主ダクト</td> <td>主要材料 SUS304TP (原子炉建家内) STPG38 (STPG370)</td> </tr> </tbody> </table>	名称		仕様		備考	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	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。	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	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。	主ダクト	主要材料 SUS304TP (原子炉建家内) STPG38 (STPG370)	<p>整合性</p> <p>注) 2基の送風機で1基の空気調和機を構成している。</p>
名称		仕様		備考																																								
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	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。																																								
		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	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。																																									
		主ダクト		主要材料 SUS304TP (原子炉建家内) STPG38 (STPG370)																																								

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性												
<p>オイルダンパ 基数 1基</p>	<p>(2) 原子炉建家の漏えい率に係る設備 原子炉建家の気密性は、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。</p> <table border="1" data-bbox="1016 459 1751 638"> <thead> <tr> <th colspan="2">名称</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="2">原子炉建家</td> <td>円筒壁 鉄筋コンクリート造</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>屋根 鉄骨造</td> </tr> <tr> <td>原子炉建家排気設備</td> <td>オイルダンパ系 オイルダンパ</td> <td>形式 油入式 油面の高さ 48(mm) 主要材料 SS41 (SS400) 個数 1</td> </tr> </tbody> </table>	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	
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												

原子炉設置変更許可申請書 (別冊3 添付書類八)

設計及び工事の計画の認可申請書

整合性

名称		弁番号	仕様			
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

原子炉設置変更許可申請書（別冊3添付書類八）	設計及び工事の計画の認可申請書	整合性
<p>1.3 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>（原子炉格納施設）</p> <p>第二十七条 試験研究用等原子炉施設には、次に掲げるところにより、原子炉格納施設を設けなければならない。</p> <p>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とする。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。</p> <p>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とする。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。</p> </div> <p>適合のための設計方針</p> <p>原子炉格納施設は、次の方針により設計する。</p> <p>(1) 原子炉建家に設ける炉室給気系及び炉室排気系は、建家内を適切な負圧に維持するように設計する。</p> <p>(2) 放射性物質の放出を伴うような設計基準事故時には、放射性物質の放散を防止するため原子炉建家の炉室給気系及び炉室排気系の隔離弁を閉鎖し、非常用排気設備により負圧を維持する設計とする。さらに、負圧維持のための排気は、フィルタを介し、放射性物質の濃度と放出量の低減化を図る設計とする。</p> <p>(3) 原子炉建家の漏えい率を、10%/日以下（原子炉建家内負圧約 20mm 水柱（196Pa））となるよう設計する。</p>	<p>添付書類 1-10. 原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計に係る「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」との適合性</p> <p style="text-align: center;">（中略）</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	

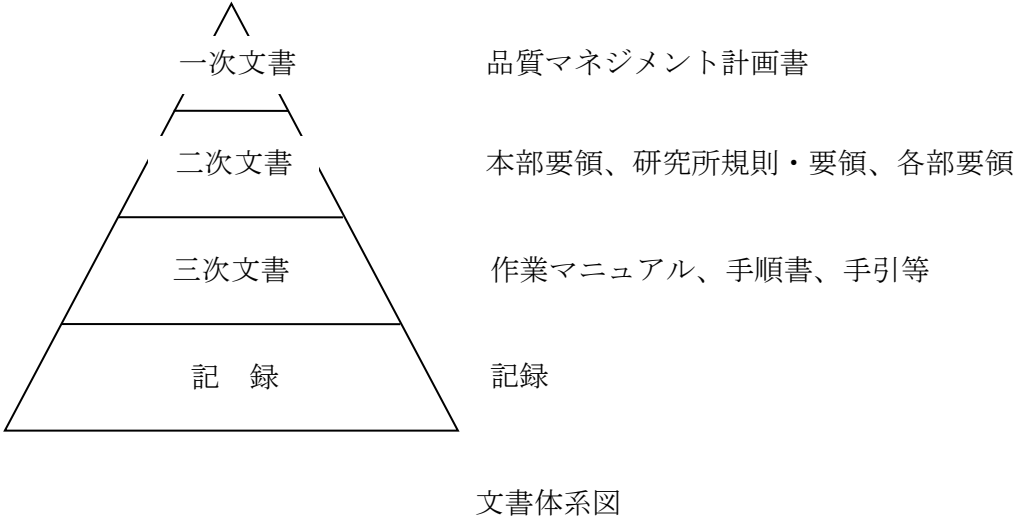
5-1-1. 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性に関する説明書

原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書に係る「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所原子炉設置変更許可申請書」との整合性を次に示す。

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>9. 試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項</p> <p>試験研究用等原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項について、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）は、次の品質管理体制の計画（以下「品質管理計画」という。）に定める要求事項に従って、保安活動の計画、実施、評価及び改善を行う。</p> <p style="text-align: center;">【品質管理計画】</p> <p>1. 目的 機構は、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）に基づき、原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制を品質マネジメントシステムとして構築し、原子力の安全を確保する。</p> <p>2. 適用範囲 本品質管理計画は、原子炉施設において実施する保安活動に適用する。</p> <p>3. 定義 本品質管理計画における用語の定義は、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈に従うものとする。</p>	<p>原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書（QS-P10）</p> <p>本品質マネジメント計画書において原子力施設検査室長とあるのは、「原子力科学研究所原子炉施設保安規定」及び「原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定」の変更認可が下り原子力施設検査室を設置するまでの間は、原子力施設検査準備室長と読み替える。</p> <p>1. 目的 本品質マネジメント計画書は、原子力科学研究所（以下「研究所」という。）の原子炉施設及び核燃料物質使用施設等（以下「原子炉施設等」という。）における保安活動に関して、「原子力科学研究所原子炉施設保安規定」及び「原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定」（以下「保安規定」という。）並びに原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）に基づき、原子炉施設等の安全の確保・維持・向上を図るための保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的として定める。</p> <p>2. 適用範囲 本品質マネジメント計画書の第4章から第8章までは、建設段階、運転段階及び廃止段階の原子炉施設等において実施する保安活動に適用する。第9章は、使用施設等（令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しないものに限る。）について適用する。</p> <p>3. 定義 本品質マネジメント計画書における用語の定義は、次の事項を除き、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈並びに JIS Q 9000：2015 品質マネジメントシステム－基本及び用語に従うものとする。</p> <p>(1) 本部 機構の本部組織（以下「本部」という。）は、統括監査の職、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長をいう。</p> <p>(2) 部長 保安管理部長、工務技術部長、放射線管理部長、バックエンド技術部長、研究炉加速器</p>	<p>原子炉施設変更許可申請書（共通編本文）に記載した品質管理計画を受け、「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）」に適合するように策定した「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書（QS-P10）」により設計及び工事の品質管理を行うため整合している。</p>

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 一般要求事項</p> <p>(1) 保安に係る各組織は、本品質管理計画に従い、保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し、実施するとともに、その有効性を維持するために、継続的に改善する。</p> <p>(2) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを構築し、運用する。その際、次の事項を考慮する。</p> <p>a) 原子炉施設、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b) 原子炉施設若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響</p> <p>(3) 保安に係る各組織は、原子炉施設に適用される関係法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文書に反映する。</p> <p>(4) 保安に係る各組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を明確にする。また、保安活動の各プロセスにおいて次の事項を実施する。</p> <p>a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスにより達成される結果を明確にする。</p> <p>b) プロセスの順序及び相互関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を明確にする。</p> <p>c) プロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために、必要な保安活動の状況を示す指標（該当する安全実績指標を含む。以下「保安活動指標」という。）並びに判断基準及び方法を明確にする。</p> <p>d) プロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。</p> <p>e) プロセスの運用状況を監視及び測定し、分析する。ただし、監視及び測定することが困難な場合は、この限りでない。</p> <p>f) プロセスについて、業務の計画どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）を行う。</p> <p>g) プロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合のとれたものにする。</p> <p>h) 意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるように適切に解決する。これにはセキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。</p>	<p>技術部長、臨界ホット試験技術部長及び原子力施設検査室長をいう。</p> <p>4. 品質マネジメントシステム</p> <p>4.1 一般要求事項</p> <p>(1) 保安に係る各組織は、本品質マネジメント計画書に従い、保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性を評価し、継続的に改善する。</p> <p>(2) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステムを構築し、運用する。その際、次の事項を考慮する。</p> <p>a) 原子炉施設等、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度</p> <p>b) 原子炉施設等若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ</p> <p>c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響</p> <p>(3) 保安に係る各組織は、原子炉施設等に適用される関係法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文書に反映する。</p> <p>(4) 保安に係る各組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を明確にする。また、保安活動の各プロセスにおいて次の事項を実施する。図 4.1 に基本プロセスと各組織への適用に関する「品質マネジメントシステム体系図」を示す。</p> <p>a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスにより達成される結果を明確にする。</p> <p>b) これらのプロセスの順序及び相互関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を明確にする。図 4.2 に本品質マネジメント計画書の「品質マネジメントシステムプロセス関連図」を示す。</p> <p>c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために、必要な保安活動の状況を示す指標（該当する安全実績指標を含む。以下「保安活動指標」という。）並びに判断基準及び方法を明確にする。（5.4.1、7.1、8.2.3、8.2.4 参照）</p> <p>d) これらのプロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。（8.2.3 参照）</p> <p>e) これらのプロセスの運用状況を監視及び測定し、分析する。ただし、監視及び測定することが困難な場合は、この限りでない。</p> <p>f) これらのプロセスについて、「7.1 業務の計画」どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）を行う。</p> <p>g) これらのプロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合のとれたものにする。</p> <p>h) 意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるように適切に解決する。これにはセキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。（7.2.2、7.5.2 参照）</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。</p> <p>(5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を明確にし、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、次の文書体系の下に管理する。</p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 品質マニュアル</p> <p>(3) 規則が要求する手順</p> <p>(4) プロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために必要と判断した指示書、図面等を含む文書</p>	<p>i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。これは、技術的、人的及び組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取組を通じて、次の状態を目指すことをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子力の安全及び安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。 ・風通しの良い組織文化が形成されている。 ・要員が、自らが行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し、その業務に責任を持っている。 ・全ての活動において、原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。 ・要員が、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を持ち、原子力の安全に対する自己満足を戒めている。 ・原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され、報告された問題が対処され、その結果が関係する要員に共有されている。 ・安全文化に関する内部監査及び自己評価の結果を組織全体で共有し、安全文化を改善するための基礎としている。 ・原子力の安全には、セキュリティが関係する場合があることを認識して、要員が必要なコミュニケーションを取っている。 <p>(5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設等に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を「7.4 調達」に従って明確にし、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。(6. 参照)</p> <p>4.2 文書化に関する要求事項</p> <p>4.2.1 一般</p> <p>理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、次の文書体系の下に管理する。</p> <p>また、表 4.2.1 に原子炉施設等に係る品質マネジメントシステム文書を示す。</p> <p>(1) 品質方針及び品質目標</p> <p>(2) 一次文書 本品質マネジメント計画書</p> <p>(3) 二次文書 この計画書が要求する手順及び組織が必要と判断した規則等の文書及び記録</p> <p>(4) 三次文書 組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、二次文書以外に組織が必要と判断した指示書、図面等を含む文書及び記録</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>4.2.2 品質マニュアル</p> <p>理事長は、本品質管理計画に基づき、品質マニュアルとして、次の事項を含む品質マネジメント計画を策定し、維持する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。） b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項 c) 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報 d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係 <p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、不適切な使用又は変更を防止する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、適切な品質マネジメント文書が利用できるよう、次に掲げる管理の方法を定めた手順を作成する。これには、文書改定時等の必要な時に当該文書作成時に使用した根拠等の情報が確認できることを含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。 b) 文書は定期的に改定の必要性についてレビューする。また、改定する場合は、文書作成時と同様の手続で承認する。 c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参加させる。 d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。 e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、必要なときに、必要なところで使用 	<div style="text-align: center;">  <p>文書体系図</p> </div> <p>4.2.2 品質マネジメント計画書</p> <p>理事長は、次の事項を含む本品質マネジメント計画書を策定し、必要に応じ見直し、維持する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。） b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項 c) 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報 d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係 <p>4.2.3 文書管理</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、次の事項を含め、不適切な使用又は変更を防止する。ただし、記録となる文書は、「4.2.4 記録の管理」に規定する要求事項に従って管理する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 文書の組織外への流出等の防止 b) 品質マネジメント文書の発行及び改定に係る審査の結果、当該審査の結果に基づき講じた措置並びに当該発行及び改定を承認した者に関する情報の維持 <p>(2) 安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次に掲げる業務に必要な管理の手順を規定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。 b) 文書は定期的に改定の必要性についてレビューする。また、改定する場合は、文書作成時と同様の手続で承認する。 c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門の要員を参加させる。 d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。 e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、必要なときに、必要なところで使用 	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>可能な状態にあることを確実にする。</p> <p>f) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、管理する。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。また、記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理の方法を定めた手順を作成する。</p> <p>5. 経営者等の責任</p> <p>5.1 経営者の関与</p> <p>理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任をもって品質マネジメントシステムの構築、実施及びその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。</p> <p>a) 品質方針を設定する。</p> <p>b) 品質目標が設定されていることを確実にする。</p> <p>c) 要員が、健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整える。</p> <p>d) マネジメントレビューを実施する。</p> <p>e) 資源が使用できることを確実にする。</p> <p>f) 関係法令・規制要求事項を遵守すること及び原子力の安全を確保することの重要性を、組織内に周知する。</p> <p>g) 保安活動に関して、担当する業務について理解し遂行する責任を持つことを要員に認識させる。</p> <p>h) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。</p> <p>5.2 原子力の安全の重視</p> <p>理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。</p> <p>5.3 品質方針</p>	<p>可能な状態にあることを確実にする。</p> <p>f) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。</p> <p>g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。</p> <p>h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、管理する。</p> <p>i) 文書の改定時等の必要な時に文書作成時に使用した根拠等が確認できるようにする。</p> <p>4.2.4 記録の管理</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。</p> <p>(2) 安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次に掲げる管理の手順を規定する。</p> <p>a) 記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理を行う。</p> <p>b) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。</p> <p>5. 経営者等の責任</p> <p>5.1 経営者の関与</p> <p>理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムの構築、実施及びその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。</p> <p>a) 品質方針を設定する。(5.3 参照)</p> <p>b) 品質目標が設定されていることを確実にする。(5.4.1 参照)</p> <p>c) 要員が、健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整える。</p> <p>d) マネジメントレビューを実施する。(5.6 参照)</p> <p>e) 資源が使用できることを確実にする。(6. 参照)</p> <p>f) 関係法令・規制要求事項を遵守すること及び原子力の安全を確保することの重要性を、組織内に周知する。</p> <p>g) 保安活動に関して、担当する業務について理解し、遂行する責任を持つことを要員に認識させる。</p> <p>h) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明する責任を考慮して確実に行われるようにする。</p> <p>5.2 原子力の安全の重視</p> <p>理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設等に対する要求事項(7.2.1 及び 8.2.1 参照)に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。</p> <p>5.3 品質方針</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>理事長は、次に掲げる事項を満たす品質方針を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するものを含む。</p> <p>a) 組織の目的及び状況に対して適切である。</p> <p>b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対して責任を持って関与することを含む。</p> <p>c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。</p> <p>d) 組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 理事長は、保安に係る組織において、毎年度、品質目標（業務・原子炉施設に対する要求事項を満たすために必要な目標を含む。）が設定されていることを確実にする。また、保安活動の重要度に応じて、品質目標を達成するための計画が作成されることを確実にする。</p> <p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(1) 理事長は、4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの実施に当たっての計画を策定する。</p> <p>(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、管理責任者を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合性が取れていることをレビューすることにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</p> <p>a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持</p> <p>c) 資源の利用可能性</p> <p>d) 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>理事長は、保安に係る組織の責任及び権限を明確にする。</p>	<p>理事長は、次に掲げる事項を満たす「原子力安全に係る品質方針」を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するもの（技術的、人的及び組織的要因並びにそれらの間の相互作用が原子力の安全に対して影響を及ぼすものであることを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定する。）及び施設管理に関する方針を含む。</p> <p>a) 組織の目的及び状況に対して適切である。</p> <p>b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対して責任を持って関与することを含む。</p> <p>c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。</p> <p>d) 組織全体に伝達され、理解される。</p> <p>e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。</p> <p>5.4 計画</p> <p>5.4.1 品質目標</p> <p>(1) 理事長は、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長に、毎年度、品質目標（業務・原子炉施設等に対する要求事項を満たすために必要な目標（7.1（4）b）参照）を含む。）が設定されていることを確実にする。また、保安活動の重要度に応じて、次の事項を含む品質目標を達成するための計画（7.1（4）参照）が作成されることを確実にする。</p> <p>a) 実施事項</p> <p>b) 必要な資源</p> <p>c) 責任者</p> <p>d) 実施事項の完了時期</p> <p>e) 結果の評価方法</p> <p>(2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。</p> <p>5.4.2 品質マネジメントシステムの計画</p> <p>(1) 理事長は、4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持について、本品質マネジメント計画書を策定する。</p> <p>(2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、管理責任者を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合がとれていることをレビューすることにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に応じて、次の事項を適切に考慮する。</p> <p>a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持</p> <p>c) 資源の利用可能性</p> <p>d) 責任及び権限の割当て</p> <p>5.5 責任、権限及びコミュニケーション</p> <p>5.5.1 責任及び権限</p> <p>理事長は、原子炉施設等の保安規定に定める保安管理体制に基づき、保安に係る組織を</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書を定めさせ、関係する要員が責任を持って業務を遂行するようにする。</p>	<p>図 5.5.1 保安管理組織図に定め、各組織の責任と権限を次のとおり定め、各組織を通じて全体に周知し、保安活動に係る要員が理解することを確実にする。</p> <p>また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書(4.2.1 参照)を定めさせ、保安に係る各組織の要員が自らの職務の範囲において、その保安活動の内容について説明する責任を持って業務を遂行するようにする。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 理事長 理事長は、原子炉施設等の保安に係る業務を総理する。 (2) 統括監査の職 統括監査の職は、原子炉施設等の品質マネジメント活動に関する内部監査に係る業務を行う。 (3) 管理責任者 管理責任者は、監査プロセスにおいては統括監査の職、本部（監査プロセスを除く。）においては安全・核セキュリティ統括部長、研究所においては原子力科学研究所担当理事（以下「研究所担当理事」という。）とする。各管理責任者は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを管理し、維持すること等を確実にする責任と権限を有する。（5.5.2 参照） (4) 安全・核セキュリティ統括部長 安全・核セキュリティ統括部長は、原子炉施設等の本部における品質マネジメント活動に係る業務、それに関する本部としての総合調整、指導及び支援の業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行う。 (5) 契約部長 契約部長は、原子炉施設等の調達管理に関する本部契約に係る業務を行う。 (6) 研究所担当理事 研究所担当理事は、理事長を補佐し、原子炉施設等の保安に係る業務を統理する。 (7) 原子炉主任技術者 原子炉主任技術者は、所掌する原子炉施設の運転に関する保安の監督を行う。 (8) 所長 所長は、原子炉施設等の保安に係る業務を統括する。 (9) 核燃料取扱主任者 核燃料取扱主任者は、所掌する使用施設等に関する保安の監督を行う。 (10) 廃止措置施設保安主務者 廃止措置施設保安主務者は、研究所における原子炉施設の廃止措置に関する保安の監督を行う。 (11) 部長 部長は、所掌する部署における品質保証活動を統括するとともに、推進する。 (12) 課長 課長は、所掌する課における品質保証活動を行う。 (13) 中央安全審査・品質保証委員会 中央安全審査・品質保証委員会は、理事長の諮問に応じ、品質保証活動の基本事項等について審議し、答申する。 (14) 原子炉施設等安全審査委員会 原子炉施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、原子炉施設の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。 (15) 使用施設等安全審査委員会 	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>5.5.2 管理責任者</p> <p>(1) 理事長は、保安活動の実施部門の長、監査プロセスの長を管理責任者として任命する。また、理事長は、本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者を本部の管理者の中から任命する。</p> <p>(2) 管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について、理事長に報告する。</p> <p>c) 組織全体にわたって、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。</p> <p>d) 関係法令を遵守する。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 理事長は、管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。また、必要に応じて、管理者に代わり、個別業務のプロセスを管理する責任者を置く場合は、その責任及び権限を文書で明確にする。</p> <p>a) 業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。</p> <p>b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設に対する要求事項についての認識を高める。</p> <p>c) 成果を含む業務の実施状況について評価する。</p> <p>d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。</p> <p>e) 関係法令を遵守する。</p> <p>(2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a) 品質目標を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。</p> <p>b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。</p> <p>c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。</p> <p>d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設の保安に関する問題の報告を行えるようにする。</p> <p>e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。</p> <p>(3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取り組むべき改善の</p>	<p>使用施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、使用施設等の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。</p> <p>(16) 品質保証推進委員会 品質保証推進委員会は、研究所における品質保証活動の基本的事項について審議する。</p> <p>5.5.2 管理責任者</p> <p>管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。</p> <p>a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について、理事長に報告する。</p> <p>c) 組織全体にわたって、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。</p> <p>d) 関係法令を遵守する。</p> <p>5.5.3 管理者</p> <p>(1) 理事長は、5.5.1 に定める管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。</p> <p>a) 業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。</p> <p>b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設等に対する要求事項についての認識を高める。</p> <p>c) 成果を含む業務の実施状況について評価する（5.4.1 及び8.2.3 参照）。</p> <p>d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。</p> <p>e) 関係法令を遵守する。</p> <p>(2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。</p> <p>a) 品質目標（5.4.1 参照）を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。</p> <p>b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。</p> <p>c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。</p> <p>d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設等の保安に関する問題の報告を行えるようにする。</p> <p>e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。</p> <p>(3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取り組むべき改善の</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>理事長は、保安に係る組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にする。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>管理責任者は、マネジメントレビューへのインプット情報として、次の事項を含め報告する。</p> <p>a) 内部監査の結果</p> <p>b) 組織の外部の者からの意見</p> <p>c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）</p> <p>d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果</p> <p>e) 安全文化を育成し、維持するための取組みの実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>f) 関係法令の遵守状況</p> <p>g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況</p> <p>h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ</p> <p>i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</p> <p>j) 改善のための提案</p>	<p>機会を捉えるため、年1回以上（年度末及び必要に応じて）、自己評価（安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。）を実施する。</p> <p>5.5.4 内部コミュニケーション</p> <p>(1) 理事長は、組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にするため、機構に中央安全審査・品質保証委員会を置くとともに、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、研究所担当理事、所長、部長及び課長に必要な会議、連絡書等を利用して保安に係る情報交換を行わせる。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設等の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。</p> <p>(2) 安全・核セキュリティ統括部長は、「中央安全審査・品質保証委員会の運営について」を定め、所長は、「原子炉施設等安全審査委員会規則」、「使用施設等安全審査委員会規則」及び「原子力科学研究所品質保証推進委員会規則」を定め、保安活動及び品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。</p> <p>(3) 部長は、部内の品質保証審査機関についての要領を定め、品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。</p> <p>5.6 マネジメントレビュー</p> <p>5.6.1 一般</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、「マネジメントレビュー実施要領」に基づき、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。</p> <p>(2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p> <p>5.6.2 マネジメントレビューへのインプット</p> <p>(1) マネジメントレビューへのインプットには次の情報を含むものとする。</p> <p>a) 内部監査の結果</p> <p>b) 組織の外部の者からの意見</p> <p>c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況（品質目標の達成状況を含む。）</p> <p>d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査（以下「使用前事業者検査等」という。）並びに自主検査等の結果</p> <p>e) 安全文化を育成し、維持するための取組の実施状況（安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。）</p> <p>f) 関係法令の遵守状況</p> <p>g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況（組織の内外で得られた知見（技術的な進歩により得られたものを含む。）及び不適合その他の事象から得られた教訓を含む。）</p> <p>h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ</p> <p>i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更</p> <p>j) 改善のための提案</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>k) 資源の妥当性</p> <p>1) 保安活動の改善のために実施した処置の有効性</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>(1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善</p> <p>b) 業務の計画及び実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e) 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>保安に係る組織は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。</p> <p>(1) 人的資源（要員の力量）</p> <p>(2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。</p>	<p>k) 資源の妥当性</p> <p>1) 保安活動の改善のために実施した処置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む（8.5.2(3)a）において同じ。）の有効性</p> <p>(2) 所長は、各部長に指示して、所掌する業務に関して、前項に定める事項を提出させ、その内容を整理した上で研究所の管理責任者に報告する。</p> <p>(3) 研究所の管理責任者は、前項の内容を確認・評価する。</p> <p>(4) 監査プロセスの管理責任者は、監査プロセスにおけるインプット情報を確認・評価する。</p> <p>(5) 本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者は、本部におけるインプット情報を確認・評価する。</p> <p>(6) 各管理責任者は、マネジメントレビューの会議を通して理事長にインプット情報を報告する。</p> <p>5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット</p> <p>(1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。</p> <p>a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善</p> <p>b) 業務の計画及び実施に関連する保安活動の改善</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源</p> <p>d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善</p> <p>e) 関係法令の遵守に関する改善</p> <p>(2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。</p> <p>(4) 理事長は、本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者を通じて、上記(1)の指示に対する処置状況を確認する。</p> <p>6. 資源の運用管理</p> <p>6.1 資源の確保</p> <p>理事長、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、研究所担当理事、所長及び部長は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。</p> <p>(1) 人的資源（要員の力量）</p> <p>(2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）</p> <p>(3) 作業環境</p> <p>(4) その他必要な資源</p> <p>6.2 人的資源</p> <p>6.2.1 一般</p> <p>(1) 理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、研究所担当理事、所長、部長及び課長は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織の要員には、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量のある者を充てる。</p> <p>(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>(1) 保安に係る組織は、要員の力量を確保するために、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。</p> <p>a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。</p> <p>c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する。</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等について業務に必要なプロセスの計画を策定する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、個別業務の計画と、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合性（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、業務の計画の策定及び変更にあたっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。</p>	<p>(2) 保安に係る各組織の要員には、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量のある者を充てる。</p> <p>(3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。（7.1、7.4.2及び7.5.2参照）</p> <p>6.2.2 力量、教育・訓練及び認識</p> <p>(1) 部長は、要員の力量を確保するために、教育・訓練に関する管理要領を定め、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。</p> <p>a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。</p> <p>b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。</p> <p>c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。</p> <p>d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。</p> <p>e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(2) 理事長は、監査員の力量について、「原子力安全監査実施要領」に定める。</p> <p>(3) 安全・核セキュリティ統括部長は、本部における原子力の安全に影響を及ぼす業務のプロセスを明確にし、(1)項のa)からe)に準じた管理を行う。</p> <p>6.3 インフラストラクチャ</p> <p>部長及び課長は、インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系をいう。）を「7.1 業務の計画」にて明確にし、これを維持管理する。</p> <p>6.4 作業環境</p> <p>部長及び課長は、保安のために業務に必要な作業環境を「7.1 業務の計画」にて明確にし、運営管理する。なお、この作業環境には、作業場所の放射線量、温度、照度及び狭隘の程度など作業に影響を及ぼす可能性がある事項を含む。</p> <p>7. 業務の計画及び実施</p> <p>7.1 業務の計画</p> <p>(1) 所長及び部長は、原子炉施設等ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等（保安規定に基づく保安活動）について業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）を表4.2.1のとおり策定する。</p> <p>(2) 部長及び課長は、業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）に基づき、個別業務に必要な計画（三次文書：マニュアル、手引、手順等）を作成して、業務を実施する。</p> <p>(3) 上記(1)、(2)の業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合性（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、業務の計画の策定及び変更（プロセス及び組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセス及び組織の軽微な変更を含む。）を含む。）に当たっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する品質目標及び要求事項</p> <p>c) 業務・原子炉施設に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性</p> <p>d) 業務・原子炉施設のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準</p> <p>e) 業務・原子炉施設のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録</p> <p>(4) 保安に係る組織は、業務の計画を、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。</p> <p>7.2 業務・原子炉施設に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設に対する要求事項の明確化</p> <p>保安に係る組織は、次に掲げる事項を要求事項として明確にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に関連する法令・規制要求事項</p> <p>b) 明示されていないが、業務・原子炉施設に必要な要求事項</p> <p>c) 組織が必要と判断する追加要求事項</p> <p>7.2.2 業務・原子炉施設に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューでは、次の事項について確認する。</p> <p>a) 業務・原子炉施設に対する要求事項が定められている。</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。</p> <p>c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項のレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改定する。また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にする。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション</p> <p>保安に係る組織は、原子力の安全に関して組織の外部の者と適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。</p>	<p>a) 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）</p> <p>b) 業務・原子炉施設等に対する品質目標及び要求事項</p> <p>c) 業務・原子炉施設等に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性</p> <p>d) 業務・原子炉施設等のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準</p> <p>e) 業務・原子炉施設等のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4参照）</p> <p>(5) 業務の計画は、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。</p> <p>(6) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長は、本部において原子炉施設等の保安活動を支援するその他業務がある場合、該当する業務のプロセスを明確にし、上記(1)から(5)項までに準じて業務の計画を策定し、管理する。</p> <p>7.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項に関するプロセス</p> <p>7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化</p> <p>所長、部長及び課長は、次の事項を「7.1業務の計画」において明確にする。</p> <p>a) 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項</p> <p>b) 明示されていないが、業務・原子炉施設等に必要な要求事項</p> <p>c) 組織が必要と判断する追加要求事項（安全基準等）</p> <p>7.2.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。</p> <p>(2) レビューでは、次の事項について確認する。</p> <p>a) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が定められている。</p> <p>b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。</p> <p>c) 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。</p> <p>(3) このレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改定する。また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にする。</p> <p>7.2.3 外部とのコミュニケーション</p> <p>所長、部長及び課長は、原子力の安全に関して、規制当局との面談、原子力規制検査等を通じて監督官庁並びに地元自治体との適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。これには、次の事項を含む。</p> <p>a) 組織の外部の者と効果的に連絡し、適切に情報を通知する方法</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>7.3 設計・開発</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設の設計・開発の計画を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関する設計・開発を含む。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。</p> <p>a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度</p> <p>b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制</p> <p>c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限</p> <p>d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源</p> <p>(3) 保安に係る組織は、効果的なコミュニケーションと責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与する関係者(他部署を含む。)間のインタフェースを運営管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。</p> <p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。インプットには次の事項を含める。</p> <p>a) 機能及び性能に関する要求事項</p> <p>b) 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>c) 適用される法令・規制要求事項</p> <p>d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(2) 保安に係る組織は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいではなく、かつ、相反することがないようにする。</p> <p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発からのアウトプット(機器等の仕様等)は、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式により管理する。また、次の段階に進める前に、承認をする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、設計・開発のアウトプット(機器等の仕様等)は、次の状態とする。</p>	<p>b) 予期せぬ事態における組織の外部の者との時宜を得た効果的な連絡方法</p> <p>c) 原子力の安全に関連する必要な情報を組織の外部の者に確実に提供する方法</p> <p>d) 原子力の安全に関連する組織の外部の者の懸念や期待を把握し、意思決定において適切に考慮する方法</p> <p>7.3 設計・開発</p> <p>所長又は設計・開発を行う部長は、原子炉施設等の改造、更新等に関する設計・開発を適切に実施するため、設計・開発に関する管理要領を定め、次の事項を管理する。</p> <p>7.3.1 設計・開発の計画</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の設計・開発の計画(不適合及び予期せぬ事象の発生等を未然に防止するための活動(4.1(2)c)の事項を考慮して行うものを含む。)を行うことを含む。)を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関する設計・開発を含む。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。</p> <p>a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度</p> <p>b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制</p> <p>c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限</p> <p>d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、効果的なコミュニケーションと責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与する関係者(他部署を含む。)間のインタフェースを運営管理する。</p> <p>(4) 担当部長又は課長は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。</p> <p>7.3.2 設計・開発へのインプット</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。インプットには次の事項を含める。</p> <p>a) 機能及び性能に関する要求事項</p> <p>b) 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報</p> <p>c) 適用される法令・規制要求事項</p> <p>d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいではなく、かつ、相反することがないようにする。</p> <p>7.3.3 設計・開発からのアウトプット</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプット(機器等の仕様等)は、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式により管理する。また、次の段階に進める前に、承認をする。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、設計・開発のアウトプット(機器等の仕様等)は、次の状態とする。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。</p> <p>b) 調達、業務の実施及び原子炉施設の使用に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。</p> <p>d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設の特性を明確にする。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに体系的なレビューを行う。</p> <p>a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに検証を実施する。</p> <p>(2) 設計・開発の検証には、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設又は個別業務が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、当該原子炉施設の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、当該原子炉施設の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する。</p>	<p>a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。</p> <p>b) 調達、業務の実施及び原子炉施設等の使用に対して適切な情報を提供する。</p> <p>c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。</p> <p>d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設等の特性を明確にする。</p> <p>7.3.4 設計・開発のレビュー</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおりに(7.3.1参照)に体系的なレビューを行う。</p> <p>a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。</p> <p>b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。</p> <p>(2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。</p> <p>7.3.5 設計・開発の検証</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおりに(7.3.1参照)に検証を実施する。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。</p> <p>(3) 設計・開発の検証には、原設計者以外の者又はグループが実施する。</p> <p>(4) 設計・開発を外部委託した場合には、担当部長又は課長は、仕様書で与えている要求事項を満たしていることを確実にするために、仕様書と受注者が実施した設計・開発の結果(受注者から提出される承認図書類)とを対比して検証を実施する。</p> <p>7.3.6 設計・開発の妥当性確認</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設等又は個別業務が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7.3.1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、当該原子炉施設等の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、当該原子炉施設等の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。</p> <p>(2) 担当部長又は課長は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設等を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。</p> <p>7.3.7 設計・開発の変更管理</p> <p>(1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設に及ぼす影響の評価を行う。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>7.4 調達</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、供給者を評価し、選定する。また、必要な場合には再評価する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準を定める。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、供給者の評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を作成し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、適切な調達の実施に必要な事項（調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を取得するための方法及びそれらを他の原子炉設置者と共有する場合に必要な処置に関する方法を含む。）を定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。</p> <p>a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p> <p>b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項</p> <p>e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項</p>	<p>(2) 担当部長又は課長は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。</p> <p>(3) 担当部長又は課長は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設等を構成する要素（材料又は部品）及び関連する原子炉施設等に及ぼす影響の評価を行う。</p> <p>(4) 担当部長又は課長は、変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>7.4 調達</p> <p>所長は、調達する製品又は役務（以下「調達製品等」という。）の調達を適切に実施するため、「原子力科学研究所調達管理要領」を定め、次の事項を管理する。また、契約部長は、供給先の評価・選定に関する要領を定め、本部契約に関する業務を実施する。</p> <p>7.4.1 調達プロセス</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。</p> <p>(2) 部長及び課長は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、力量を有する者を組織の外部から確保する際に、外部への業務委託の範囲を品質マネジメント文書に明確に定めることを含む。また、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。</p> <p>(3) 部長及び課長は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判断の根拠として、技術的能力や品質管理体制等に関する情報を入手して供給者を評価し、選定する。また、供給者に関する情報の更新等により必要な場合には再評価する。</p> <p>(4) 調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準は、「原子力科学研究所調達管理要領」及び本部の供給先の評価・選定に関する要領に定める。</p> <p>(5) 部長及び課長は、供給者の評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(6) 所長は、調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を調達先から取得するための方法及びそれらを他の原子炉施設等の事業者と共有する場合に必要な処置に関する方法を「原子力科学研究所調達管理要領」に定める。</p> <p>7.4.2 調達要求事項</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。</p> <p>a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項</p> <p>b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項</p> <p>c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項</p> <p>d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項</p> <p>e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項</p> <p>f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項</p> <p>g) その他調達物品等に関し必要な要求事項</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p>7.4.3 調達製品等の検証</p> <p>(1) 保安に係る組織は、調達製品等が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を定めて検証を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項の中で明確にする。</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>保安に係る組織は、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。</p> <p>a) 原子力施設の保安のために必要な情報が利用できる。</p> <p>b) 必要な時に、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている。</p> <p>f) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。</p> <p>7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。</p>	<p>g) その他調達物品等に関し必要な要求事項</p> <p>(2) 部長及び課長は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。</p> <p>(3) 部長及び課長は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。</p> <p>(4) 部長及び課長は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。</p> <p>7.4.3 調達製品等の検証</p> <p>(1) 部長及び課長は、調達製品等が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を仕様書に定めて、次の事項のうち該当する方法で検証を実施する。</p> <p>a) 受入検査（記録確認を含む。）</p> <p>b) 立会検査（供給者先、現地）</p> <p>c) その他（書類審査、受注者監査）</p> <p>(2) 部長及び課長は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項(7.4.2 参照)の中で明確にする。</p> <p>7.5 業務の実施</p> <p>部長及び課長は、業務の計画（7.1 参照）に従って、次の事項を実施する。</p> <p>7.5.1 個別業務の管理</p> <p>部長及び課長は、原子炉施設等の運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等の保安活動について、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。</p> <p>a) 原子力施設の保安のために、次の事項を含め、必要な情報が利用できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・保安のために使用する機器等又は実施する個別業務の特性 ・当該機器等の使用又は個別業務の実施により達成すべき結果 <p>b) 必要な時に、作業手順が利用できる。</p> <p>c) 適切な設備を使用している。</p> <p>d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。</p> <p>e) 監視及び測定が実施されている(8.2.3 参照)。</p> <p>f) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。</p> <p>7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。</p> <p>(2) 部長及び課長は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(2) 保安に係る組織は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を明確にする。</p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法</p> <p>c) 妥当性確認の方法</p> <p>d) 記録に関する要求事項</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務の計画及び実施の全過程において適切な手段で業務・原子炉施設の状態を識別し、管理する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・原子炉施設について固有の識別をし、その記録を管理する。</p> <p>7.5.4 組織外の所有物</p> <p>(1) 保安に係る組織は、組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する識別や保護など取扱いに注意を払い、必要に応じて記録を作成し、管理する。</p> <p>7.5.5 調達製品の保存</p> <p>保安に係る組織は、調達製品の検収後、受入から据付け、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にする。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。</p> <p>a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用</p>	<p>せることを実証する。</p> <p>(3) 部長及び課長は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(4) 部長及び課長は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を個別業務の計画の中で明確にする。</p> <p>a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準</p> <p>b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法</p> <p>c) 妥当性確認の方法（所定の方法及び手順を変更した場合の再確認を含む。）</p> <p>d) 記録に関する要求事項</p> <p>7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して適切な手段で業務・原子炉施設等を識別し、管理する。</p> <p>(2) 部長及び課長は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・原子炉施設等について固有の識別をし、その記録を管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>7.5.4 組織外の所有物</p> <p>(1) 部長及び課長は、管理下にある組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する紛失、損傷等を防ぐためリスト化し、識別や保護など取扱いに注意を払い、紛失、損傷した場合は記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(2) 部長及び課長は、前項の組織外の所有物について、それが管理下にある間は、原子力の安全に影響を及ぼさないように適切に取り扱う。</p> <p>7.5.5 調達製品の保存</p> <p>部長及び課長は、調達製品の検収後、受入れから据付け、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。</p> <p>7.6 監視機器及び測定機器の管理</p> <p>監視機器及び測定機器の管理を行う部長は、各部の監視機器及び測定機器の管理要領を定め、次の管理を行う。</p> <p>(1) 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を個別業務の計画の中で明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。</p> <p>(2) 部長及び課長は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にする。</p> <p>(3) 部長及び課長は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。</p> <p>a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録し、管理する（4.2.4 参照）。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>いた基準を記録し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c) 校正の状態が明確にできる識別をする。</p> <p>d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設に対して、適切な処置を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアを組み込んだシステムが意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 保安に係る組織は、必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。なお、改善のプロセスには、関係する管理者等を含めて改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。</p> <p>(2) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力の安全を達成しているかどうかに関して組織の外部の者がどのように受けとめているかについての情報を外部コミュニケーションにより入手し、監視する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項で得られた情報を分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを確認するため、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、監査プロセスの長に内部監査を実施させる。</p> <p>a) 本品質管理計画の要求事項</p>	<p>b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。</p> <p>c) 校正の状態が明確にできる識別をする。</p> <p>d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。</p> <p>e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。</p> <p>(4) 部長及び課長は、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4.2.4参照）。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設等に対して、適切な処置を行う。</p> <p>(5) 部長及び課長は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。</p> <p>(6) 部長及び課長は、規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアを組み込んだシステムが意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。</p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 一般</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、次の事項のために必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。なお、改善のプロセスには、関係する管理者等を含めて改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。</p> <p>a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。</p> <p>c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。</p> <p>(2) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。</p> <p>8.2 監視及び測定</p> <p>8.2.1 組織の外部の者の意見</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力の安全を確保しているかどうかに関して組織の外部の者がどのように受けとめているかについての情報を外部コミュニケーション（7.2.3参照）により入手し、監視する。</p> <p>(2) この情報は、分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。</p> <p>8.2.2 内部監査</p> <p>(1) 理事長は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを確認するため、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、統括監査の職に内部監査を実施させる。</p> <p>a) 本品質マネジメント計画書の要求事項</p> <p>b) 実効性のある実施及び実効性の維持</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>b) 実効性のある実施及び実効性の維持</p> <p>(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、監査プロセスの長は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。</p> <p>(4) 監査プロセスの長は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 監査プロセスの長は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施、監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を明確にした手順を定める。</p> <p>(7) 監査プロセスの長は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じるとともに、当該措置の検証を行い、それらの結果を監査プロセスの長に報告する。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定を行う。この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。</p> <p>a) 監視及び測定の時期</p> <p>b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法</p> <p>(2) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の方法により、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、プロセスの監視及び測定の方法について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な処置を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。</p> <p>8.2.4 検査及び試験</p>	<p>(2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。</p> <p>(3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、統括監査の職は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。</p> <p>(4) 統括監査の職は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。</p> <p>(5) 統括監査の職は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。</p> <p>(6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施並びに監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を「原子力安全監査実施要領」に定める。</p> <p>(7) 統括監査の職は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。</p> <p>(8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置を遅滞なく講じるとともに、当該措置の検証を行い、それらの結果を統括監査の職に報告する。</p> <p>8.2.3 プロセスの監視及び測定</p> <p>(1) 理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、表 8.2.3 を基本として、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定を行う。この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。</p> <p>a) 監視及び測定の時期</p> <p>b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法</p> <p>(2) これらの実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。</p> <p>(3) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。</p> <p>(4) 所長、部長及び課長は、プロセスの監視及び測定の方法について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な処置を行う。</p> <p>(5) 計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。</p> <p>8.2.4 検査及び試験</p> <p>原子力施設検査室長は、「原子力科学研究所事業者検査の実施要領」を定め、自主検査及び試験を行う部長は、試験・検査の管理要領を定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 部長及び課長は、原子炉施設等の要求事項が満たされていることを検証するために、</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>(1) 保安に係る組織は、原子炉施設の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務の計画に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した者が特定できるよう記録を作成し、管理する。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、個別業務の計画で決めた検査及び試験が支障なく完了するまでは、当該機器等や原子炉施設を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査等の検査及び試験要員の独立性については、これを準用する。</p> <p>8.3 不適合管理</p> <p>(1) 保安に係る組織は、業務・原子炉施設に対する要求事項に適合しない状況が放置され、運用されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、不適合の処理に関する管理の手順及びそれに関する責任と権限を定め、これを管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。</p> <p>a) 不適合を除去するための処置を行う。</p> <p>b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース（次工程への引渡し）又は合格と判定することを正式に許可する。</p> <p>c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(4) 保安に係る組織は、不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(5) 保安に係る組織は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する。</p>	<p>個別業務の計画(7.1 参照)に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。</p> <p>(2) 検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(3) 記録には、リリース（次工程への引渡し）を正式に許可した人を明記する。</p> <p>(4) 個別業務の計画で決めた検査及び試験が支障なく完了するまでは、当該機器等や原子炉施設等を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。</p> <p>(5) 原子力施設検査室長は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査及び試験を行う部長及び課長は、自主検査等の検査及び試験要員について、これを準用する。</p> <p>8.3 不適合管理</p> <p>安全・核セキュリティ統括部長、所長は、不適合の処理に関する管理（関連する管理者に不適合を報告することを含む。）の順序及びそれに関する責任と権限を、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項に適合しない状況が放置され、運用されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。</p> <p>(2) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。</p> <p>a) 不適合を除去するための処置を行う。</p> <p>b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース（次工程への引渡し）又は合格と判定することを正式に許可する。</p> <p>c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。</p> <p>d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。</p> <p>(3) 不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。</p> <p>(4) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(5) 所長は、原子炉施設等の保安の向上を図る観点から、事故故障等を含む不適合をその内容に応じて、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定める不適合の公開の基準に従い、情報の公開を行う。</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 保安に係る組織は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、適切なデータを明確にし、それらのデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定の結果から得られたデータ及びそれ以外の関連情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) 保安に係る組織は、前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。</p> <p>a) 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析より得られる知見</p> <p>b) 業務・原子炉施設に対する要求事項への適合性</p> <p>c) 是正処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設の特性及び傾向</p> <p>d) 供給者の能力</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>保安に係る組織は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を向上させるために継続的に改善する。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>(1) 保安に係る組織は、検出された不適合及びその他の事象（以下「不適合等」という。）の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。</p> <p>(2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。</p> <p>a) 不適合等のレビュー及び分析</p>	<p>(6) 安全・核セキュリティ統括部長は、前項の情報の公開を受け、不適合に関する情報をホームページに公開する。</p> <p>8.4 データの分析及び評価</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、表 8.4 に示すデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定(8.2 参照)の結果から得られたデータ及びそれ以外の不適合管理(8.3 参照)等の情報源からのデータを含める。</p> <p>(2) 前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。</p> <p>a) 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析より得られる知見(8.2.1 参照)</p> <p>b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性(8.2.3 及び 8.2.4 参照)</p> <p>c) 是正処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設等の特性及び傾向(8.2.3 及び 8.2.4 参照)</p> <p>d) 供給者の能力(7.4 参照)</p> <p>(3) 部長及び課長は、データ分析の情報及びその結果を整理し、所長を通じて研究所の管理責任者に報告するとともに、所掌する業務の改善に反映する。また、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長及び統括監査の職は、それぞれの管理責任者に報告するとともに、所掌する業務の改善に反映する。</p> <p>(4) 管理責任者は、報告のあった情報をマネジメントレビューへのインプット(5.6.2 参照)に反映する。</p> <p>8.5 改善</p> <p>8.5.1 継続的改善</p> <p>理事長、管理責任者、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を向上させるために継続的に改善する。</p> <p>8.5.2 是正処置等</p> <p>安全・核セキュリティ統括部長、所長は、不適合等の是正処置の手順（根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。）に関して、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、検出された不適合及びその他の事象（以下「不適合等」という。）の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。</p> <p>(2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。</p> <p>a) 不適合等のレビュー及び分析（情報を収集及び整理すること並びに技術的、人的、組織的側面等を考慮することを含む。）</p>	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性
<p>b) 不適合等の原因の特定</p> <p>c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化</p> <p>d) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>e) とった是正処置の有効性のレビュー</p> <p>(3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。</p> <p>a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの変更</p> <p>(4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合に関して根本的な原因を究明するための分析の手順を確立し、実施する。</p> <p>(5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。</p> <p>(6) 保安に係る組織は、前項までの不適合等の是正処置の手順（根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。）を定め、これを管理する。</p> <p>(7) 保安に係る組織は、前項の手順に基づき、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から類似事象に共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>(1) 保安に係る組織は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見を収集し、起こり得る不適合の重要度に応じて、次に掲げる手順により適切な未然防止処置を行う。</p> <p>a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査</p> <p>b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価</p> <p>c) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>d) とった未然防止処置の有効性のレビュー</p> <p>(2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する。</p> <p>(3) 保安に係る組織は、前項までの未然防止処置の手順を定め、これを管理する。</p>	<p>b) 不適合等の原因（関連する要因を含む。）の特定</p> <p>c) 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化</p> <p>d) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>e) とった是正処置の有効性のレビュー</p> <p>(3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。</p> <p>a) 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更</p> <p>b) 品質マネジメントシステムの変更</p> <p>(4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合（単独の事象では原子力の安全に及ぼす影響の程度は小さいが、同様の事象が繰り返し発生することにより、原子力の安全に及ぼす影響の程度が増大するおそれのあるものを含む。）に関しては、根本的な原因を究明するための分析の手順に従い、分析を実施する。</p> <p>(5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>(6) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、分析を行い、その結果から共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。</p> <p>8.5.3 未然防止処置</p> <p>安全・核セキュリティ統括部長、所長は、他の原子炉施設等から得られた知見を保安活動に反映するために未然防止処置の手順に関して、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」及び「原子力科学研究所水平展開要領」に定め、次の事項を管理する。</p> <p>(1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見（核燃料物質の使用等に係る技術情報を含む。）を収集し、起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げる手順により、未然防止処置を行う。この活用には、得られた知見や技術情報を他の原子炉施設等の事業者と共有することも含む。</p> <p>a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査</p> <p>b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価</p> <p>c) 必要な処置の決定及び実施</p> <p>d) とった未然防止処置の有効性のレビュー</p> <p>(2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。</p> <p>9. 令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等に係る品質管理に必要な体制</p> <p>(1) 理事長は、所長、部長及び課長に、令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等（非該当施設）の保安のための業務に係る品質管理に関して、次に掲げる事項について実施させ、原子力の安全を確保することを確実にする。</p>	

- a) 個別業務に関し、継続的な改善を計画的に実施し、これを評価する。
 - b) 個別業務に関する実施及び評価の結果に係る記録を作成し、これを管理する。
- (2) 所長、部長及び課長は、前項の実施に当たり、原子力の安全を確保することの重要性を認識し、個別業務に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由により損なわれないようにすることを確実にする。

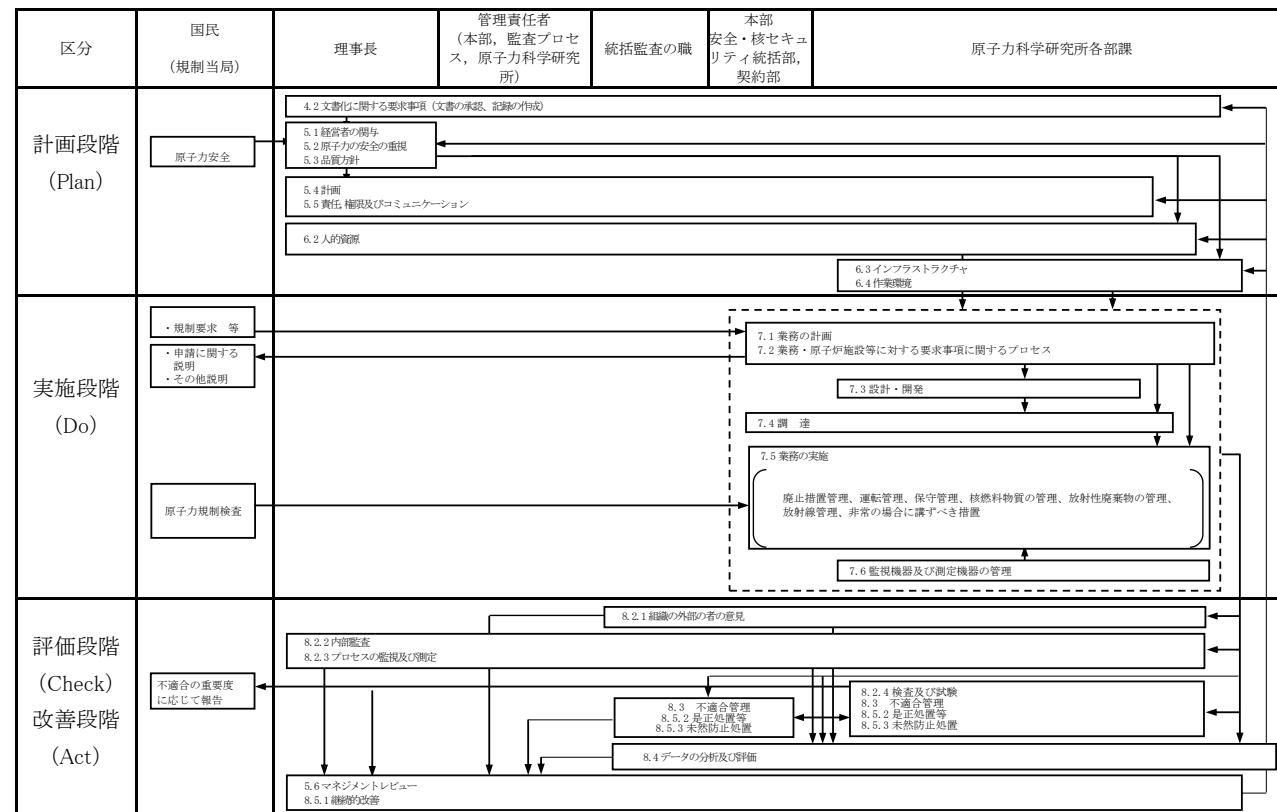


図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

4. 品質マネジメントシステム(4.1 一般要求事項)

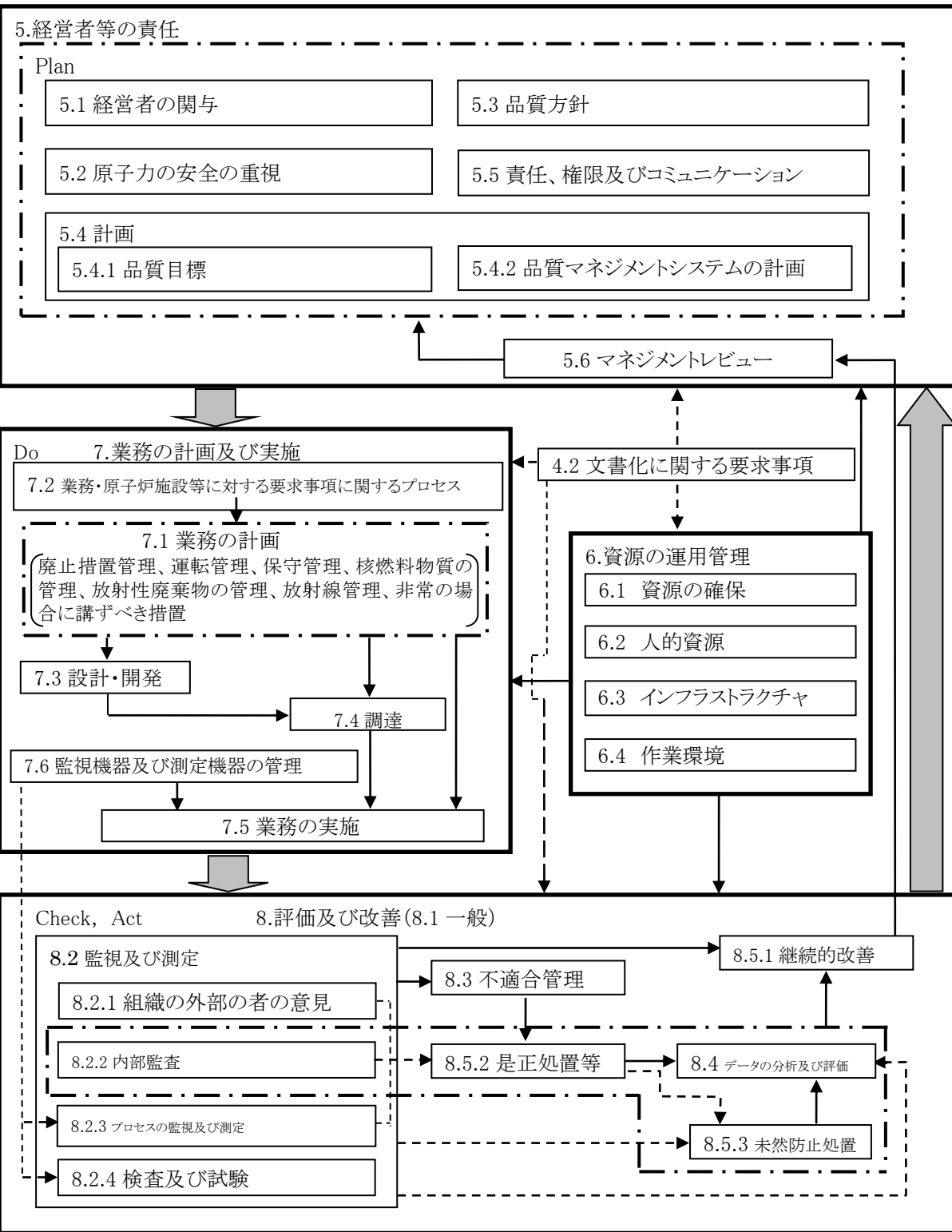


図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図

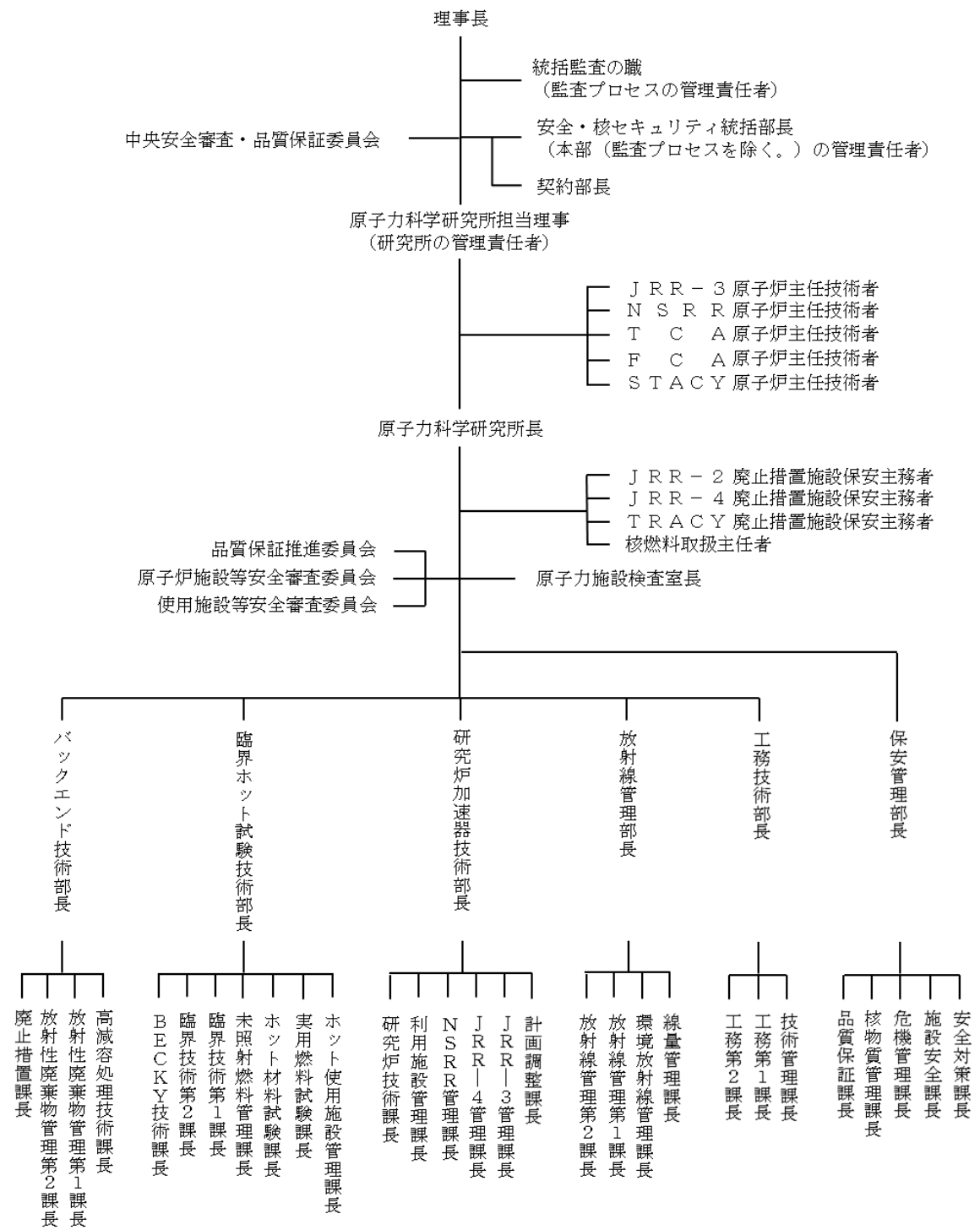


図 5.5.1 保安管理組織図

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書				整合性
表 4.2.1 品質マネジメントシステム文書					
	関連 条項	項目	文書名	承認者	文書番号
	4.2.3	文書管理 記録の管理	文書及び記録管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A01
	4.2.4		原子力科学研究所文書及び記録の管理要領	所長	(科)QAM-420
			保安管理部の文書及び記録の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-420
			放射線管理部文書及び記録の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-420
			工務技術部文書及び記録の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-420
			研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-420
			臨界ホット試験技術部の文書及び記録の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-420
			バックエンド技術部文書及び記録の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-420
			原子力施設検査室文書及び記録の管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-420
	5.1	経営者の 関与	安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A09
			原子力科学研究所安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領	所長	(科)QAM-510
	5.4.1	品質目標	品質目標の設定管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A11
			原子力科学研究所品質目標管理要領	所長	(科)QAM-540
	5.5.4	内部コミュニケーション	中央安全審査・品質保証委員会の運営について	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A04
			原子炉施設等安全審査委員会規則	所長	(科)QAM-550
			使用施設等安全審査委員会規則	所長	(科)QAM-551

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）		設計及び工事の計画申請書			整合性
		原子力科学研究所品質保証推進委員会規則	所長	(科)QAM-552	
5.6.1	マネジメントレビュー	マネジメントレビュー実施要領	理事長	QS-P02	
6.2.2	力量、教育・訓練及び認識	教育訓練管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A07	
		保安管理部教育・訓練管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-620	
		放射線管理部教育・訓練管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-620	
		工務技術部教育・訓練管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-620	
		研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-620	
		臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-620	
		バックエンド技術部教育訓練管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-620	
		原子力施設検査室教育・訓練管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-620	
7.1	業務の計画	業務の計画及び実施管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A12	
		原子力科学研究所放射線安全取扱手引	所長	(科)QAM-711	
		原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則	所長	(科)QAM-712	
		原子力科学研究所事故対策規則	所長	(科)QAM-713	
		原子力科学研究所事故故障及び災害時の通報連絡に関する運用基準	所長	(科)QAM-714	
		原子力科学研究所保全有効性評価要領	所長	(科)QAM-715	
		原子力科学研究所PI設定評価要領	所長	(科)QAM-716	
		保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領	保安管理部長	(科保)QAM-710	
		放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領	放射線管理部長	(科放)QAM-710	
		工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領	工務技術部長	(科工)QAM-710	
		研究炉加速器技術部業務の計画及び	研究炉加速器技術	(科研)QAM-710	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）		設計及び工事の計画申請書			整合性
		実施に関する要領	部長		
		臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-710	
		バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-710	
		原子力施設検査室の業務の計画及び実施に関する要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-710	
7.3	設計・開発	保安管理部設計・開発管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-730	
		放射線管理部設計・開発管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-730	
		工務技術部設計・開発管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-730	
		研究炉加速器技術部設計・開発管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-730	
		臨界ホット試験技術部の設計・開発管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-730	
		バックエンド技術部設計・開発管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-730	
7.4	調達	調達先の評価・選定管理要領	契約部長	QS-G01	
		原子力科学研究所調達管理要領	所長	(科)QAM-740	
7.6	監視機器及び測定機器の管理	保安管理部監視機器及び測定機器の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-760	
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領（放射線管理施設編）	放射線管理部長	(科放)QAM-760	
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領（放射線測定機器管理編）	放射線管理部長	(科放)QAM-761	
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領（環境の放射線管理施設編）	放射線管理部長	(科放)QAM-762	
		工務技術部監視機器及び測定機器の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-760	
		研究炉加速器技術部監視機器及び測定機器の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-760	
		臨界ホット試験技術部監視機器及び測定機器の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-760	
		バックエンド技術部監視機器及び測定機器の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-760	
8.2.2	内部監査	原子力安全監査実施要領	理事長	QS-P03	
8.2.4	検査及び	原子力科学研究所事業者検査の実施	原子力施設検査室	(科検)QAM-820	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書				整合性	
		試験	要領	長		
	保安管理部試験・検査の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-820	放射線管理部試験・検査の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-820
	工務技術部試験・検査の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-820	研究炉加速器技術部試験・検査の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-820
	臨界ホット試験技術部の試験・検査の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-820	バックエンド技術部試験・検査の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-820
	8.3	不適合管理	不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A03	8.5.2
	8.5.3	是正処置等	原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領	所長	(科)QAM-830	8.5.3
		未然防止処置	原子力科学研究所水平展開要領	所長	(科)QAM-850	

表 8.2.3 品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価

監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度	
品質マネジメントシステム	理事長	品質方針、品質目標の設定及び実施状況	品質目標の達成状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて	
	所長	品質目標の設定及び実施状況		管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて	
	部長			所長へ報告 年度末及び必要に応じて	
	課長			部長へ報告 年度末及び必要に応じて	
業務の計画及び実施のプロセス	廃止措置	年間管理計画の設定と実施	廃止措置に係る保安の状況	所長へ報告 四半期ごと	
	運転管理	年間運転計画の設定及び実施	施設の運転状況	所長へ報告 四半期ごと	
	保守管理	施設管理実施計画の設定及び実施	保守管理の実施状況	所長へ報告 四半期ごと	
	核燃料物質の管理	年間使用計画の設定及び実施	核燃料物質の管理状況	所長へ報告 四半期ごと	
	放射性廃棄物の管理	施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長	放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施	放射性固体廃棄物の管理状況	所長へ報告 四半期ごと
	放射線管理	気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性気体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと
		液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと
	非常の場合に講ずべき措置	課長 線量管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理	放射線業務従事者の被ばく状況	所長へ報告 四半期ごと
		課長 危機管理課長	訓練の計画の設定及び実施	訓練の実施状況	所長へ報告 四半期ごと
改善のプロセス	理事長	品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善	品質マネジメント活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて	
			不適合管理状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて	
	全ての管理者		自己評価の実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書	整合性																											
表 8.4 品質マネジメントシステムの分析データ																													
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1368 457 1567 537">データ</th> <th data-bbox="1567 457 2451 537">関連する文書</th> <th data-bbox="2451 457 2614 537">8.4(2)との関連</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1368 537 1567 741">廃止措置に係る保安の状況</td> <td data-bbox="1567 537 2451 741"> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 </td> <td data-bbox="2451 537 2614 741">(b)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 741 1567 940">施設の運転状況</td> <td data-bbox="1567 741 2451 940"> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 </td> <td data-bbox="2451 741 2614 940">(b)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 940 1567 1182">保守管理の実施状況</td> <td data-bbox="1567 940 2451 1182"> <ul style="list-style-type: none"> ・保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領 ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 </td> <td data-bbox="2451 940 2614 1182">(b) (c)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1182 1567 1304">核燃料物質の管理状況</td> <td data-bbox="1567 1182 2451 1304"> <ul style="list-style-type: none"> ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則 </td> <td data-bbox="2451 1182 2614 1304">(b)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1304 1567 1503">放射性固体廃棄物の管理状況</td> <td data-bbox="1567 1304 2451 1503"> <ul style="list-style-type: none"> ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 </td> <td data-bbox="2451 1304 2614 1503">(b)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1503 1567 1665">放射性気体廃棄物の放出状況</td> <td data-bbox="1567 1503 2451 1665"> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 </td> <td data-bbox="2451 1503 2614 1665">(b)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1665 1567 1906">放射性液体廃棄物の放出状況</td> <td data-bbox="1567 1665 2451 1906"> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 </td> <td data-bbox="2451 1665 2614 1906">(b)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1368 1906 1567 1990">放射線業務従事者の被ばく</td> <td data-bbox="1567 1906 2451 1990"> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 </td> <td data-bbox="2451 1906 2614 1990">(b)</td> </tr> </tbody> </table>	データ	関連する文書	8.4(2)との関連	廃止措置に係る保安の状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)	施設の運転状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)	保守管理の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領 ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b) (c)	核燃料物質の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則 	(b)	放射性固体廃棄物の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)	放射性気体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)	放射性液体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)	放射線業務従事者の被ばく	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)	
データ	関連する文書	8.4(2)との関連																											
廃止措置に係る保安の状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)																											
施設の運転状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)																											
保守管理の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領 ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b) (c)																											
核燃料物質の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則 	(b)																											
放射性固体廃棄物の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)																											
放射性気体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)																											
放射性液体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 ・バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)																											
放射線業務従事者の被ばく	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 ・原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)																											

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書				整合性	
	状況					
	訓練の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・保安管理部教育・訓練管理要領 ・放射線管理部教育・訓練管理要領 ・工務技術部教育・訓練管理要領 ・研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領 ・臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領 ・バックエンド技術部教育訓練管理要領 	(b) (c)			
	原子力規制検査指摘等事項	<ul style="list-style-type: none"> ・不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a)			
	官庁検査、事業者検査での不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力科学研究所事業者検査の実施要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a) (b) (c) (d)			
	不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(b) (c) (d)			
	調達先の監査実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・調達先の評価・選定管理要領 ・原子力科学研究所調達管理要領 	(d)			
改訂履歴						
改訂番号	改訂年月日	改訂の内容	承認	確認	作成	備考
01	2017年 10月1日	組織改正の保安規定変更認可の反映 ・「別図1」 三次文書の削減 ・「5.4.1 品質目標」 JEAC4111 の用語の反映 ・「6.3 インフラストラクチャー」 その他記載の適正化	児玉	藤田 小嶋 湊	中島	

原子炉設置変更許可申請書（共通編本文）	設計及び工事の計画申請書						整合性
	02	2017年 12月15日	JRR-4 廃止措置に係る保安規定変更認可の反映 ・「別図1」	児玉	藤田 小嶋 湊	中島	
	03	2018年 3月14日	TRACY 廃止措置に係る保安規定変更認可の反映 ・「別図1」	児玉	藤田 小嶋 湊	中島	
	04	2018年 4月1日	一元的管理の責任と権限の明確化 ・「5.5.2 管理責任者」 ・「別図1」 組織改正に伴う変更 ・「別図1」	児玉	藤田 小嶋 湊	中島	
	05	2018年 7月18日	予防処置に係る保安規定変更認可の反映 ・「8.5.3 予防処置」	児玉	奥田 小嶋 三浦	湊	
	06	2020年 4月1日	原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）施行に伴う全面改訂	児玉	奥田 小嶋 三浦	大井川	
	07	2020年 12月1日	原子力科学研究所原子炉施設保安規定及び原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定の変更認可の反映	児玉	奥田 小嶋 三浦	大井川	

6. JRR-3原子炉施設に係る「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」への適合性説明の要否について

1. 概要

本申請をもって全 13 分割した JRR-3 原子炉施設の新規制基準適合性審査に係る設計及び工事の計画の認可申請（以下、「設工認」という。）が全て申請されるため、新規制基準適合性審査に必要な項目が漏れなく申請されていることを以降に示す体制、プロセスにて確認した。

2. 確認作業体制について

本確認作業に係る実施体制図を図-6.1 に示す。

確認作業はまず初めに JRR-3 原子炉施設の保守管理を担当する原子力科学研究所研究炉加速器技術部 JRR-3 管理課の担当者が実施し、担当者が作成した成果物（別表 1、別表 2 及び別表 3。以下これら一式を「別表」という。）について職制に従い上位職者 5 名が確認を実施した。

続いて研究炉加速器技術部内安全審査委員会から指名を受けたもの（2 名）により、以降に示す課内で実施した確認作業のプロセスの妥当性について確認を受け、部内安全審査委員会委員長に報告され、研究炉加速器技術部長の確認を受けた。

その後、原子炉施設等安全審査委員長から指名を受けたもの（3 名）により、作業体制及び作業プロセスの妥当性確認並びに抜き取り及びヒアリングによる本プロセスの再検証を受け、原子炉施設等安全審査委員長に報告された。

上記の体制により確認を受けた別表について原子力科学研究所長に確認を受け、JRR-3 原子炉施設の設工認が漏れなく申請されることが確認された。

3. 確認作業プロセスについて

本設工認申請をもって JRR-3 原子炉施設の新規制基準適合性審査に必要な項目が漏れなく申請されていることを以下により確認する。

- ①原子炉設置変更許可申請書（以下「許可申請書」という。）に記載された事項と後段規制との関係の整理。
- ②許可申請書に記載された設備機器を洗い出し、洗い出された設備機器について、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（以下「技術基準」という。）への適合性の要否を整理。

これらの整理については、令和 2 年 1 月 27 日審査会合において原子力規制庁において了承されている。今回新たに以下の作業を実施した。

- ③上記①にて整理された許可申請書と後段規制との関係について見直しを実施（別表 1 参照）。
- ④上記①、②により作成された JRR-3 設工認要否判定表について、上記③の結果及び令和 2 年 1 月 27 日以降の審査等を踏まえた見直しを実施（別表 2 参照）。
- ⑤上記①～④の結果、申請が必要と確認された項目（表-6.1 参照）及び記載漏れが確認された項目（安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価及び内部火災影響評価）について、漏れなく設工認申請していることの確認。
- ⑥上記④にて見直しを実施した JRR-3 設工認要否判定表において新規制基準対応のための設工認申請が必要と整理された設備機器について、技術基準への適合性の説明がなされ、必要な計算書等が添付されていることの確認（別表 3 参照）。

本申請に当たり、①、②の整理に加え、③～⑥の確認を実施し、新規制基準適合性審査に必要な項目が漏れなく申請されていることを確認した。

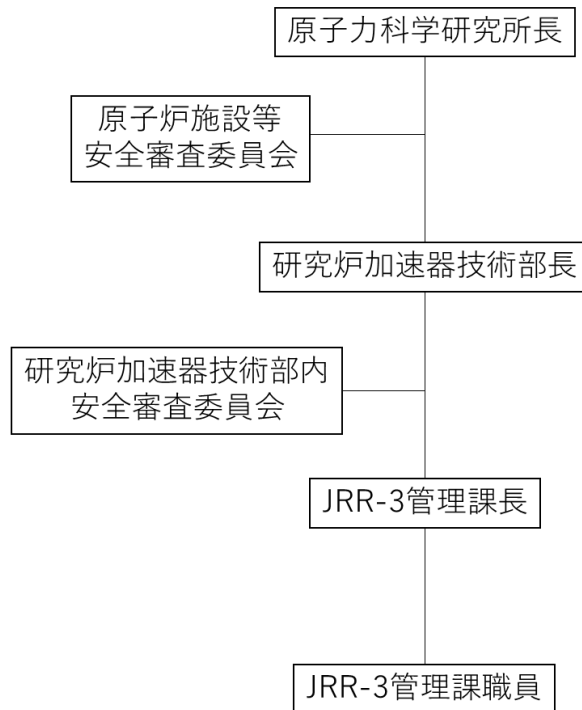


図-6.1 確認作業実施体制図

表-6.1 追加で申請が必要と確認された項目

No.	申請内容	該当する技術基準	該当する申請 (本申請)
1	原子炉制御棟の落雷対策	第8条第1項	第1編
2	内部溢水に対する防護対象施設の安全機能が失われないこと	第19条第1項	第6編
3	放射性物質を含む液体が管理区域外へ漏えいしないこと	第19条第2項	第6編
4	中央制御室外原子炉停止盤	第34条第5項	第2編
5	使用済燃料プール水位監視のための警報設備（使用済燃料プール水位低警報）	第26条第2項 第4号ロ	第4編
6	原子炉停止時における原子炉プール水位監視を制御室外で行うための警報設備（原子炉プール水位低警報）	第30条第1項 第4号ロ	第4編
7	中央制御室におけるばい煙対策	第8条第1項	第3編
8	外部消火栓	なし*	第5編
9	内部火災に対して護るべき安全機能が確保されること	第21条第1項第2号	第7編
10	原子炉建家の負圧維持及び漏えい率について	第37条第1項第1号	第16編

※外部火災影響評価においては、その機能に期待せずとも施設の安全機能は損なうことはないため。

別表1 JRR-3 許可基準規則への対応と後段規制の関係

		設置変更許可申請	設計、説明			設備機器	具体的な設計			申請回	保安規定		後段対応区分	備考												
			後段での対応	設備機器	運用による対応		評価等による確認の	No.	保安規定		評価	保安規定			下部規定へ											
																① 新規要求(設工規則)で新規設工認必要 ② 新規要求(設工規則)だが新規設工認不 用(許可、既往設工認、保安規定で対応可) ③ 要求変更(設工規則)なし既往設工認で 確認または保安規定で対応 ④ 要求変更(設工規則)なしだが許可方針に 従い新規設工認必要 ⑤ 要求変更(設工規則)なしだが設備の更 新のため、新規設工認が必要。										
許可申請書での説明																										
第3条	地盤	耐震重要度に応じて算定する地震力が作用した場合においても、施設を十分に支持することができる地盤に設ける。							※1				②	※1: JRR-3原子炉施設に属する施設が施設されている地盤が対象												
		Sクラスに属する施設を有する原子炉施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み並びに地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化及び揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により、その安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。							※2				②	※2: Sクラスの機器・配管系及びそれらを支持する建物・構築物(耐震重要施設)が設置される地盤が対象												
		Sクラスに属する施設を有する原子炉施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がないことを確認した地盤に設置する。							※2				②	許可書添付「3.6 JRR-3原子炉施設の基礎地盤及び周辺斜面の安定性」で評価済み												
第4条	地震	耐震重要度分類に従い、Sクラス、Bクラス又はCクラスに分類し、当該分類に応じた耐震設計を行う。		○	○	○	○	※		○	その2~6, 9, 11, 13		①	※S,B,Cクラス機器が対象												
		原子炉施設に適用する設計用地震力は、「1.2.3 地震力の算定法」に示す方法により算定する。											②	許可書添付別冊3「1.2.3 地震力の算定法」に記載の通り												
		(1) Sクラスの施設は、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する。また、Sクラスの施設は、必要に応じて弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれかの地震力に対して、おおむね弾性範囲にとどまる設計とする。		○	○	○	○	※		○	その11, 13		①	※Sクラス機器が対象												
		(2) Bクラス及びCクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性範囲にとどまる設計とする。また、Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設については、必要に応じてその影響についての検討を行う。		○	○	○	○	※		○	その2~6, 9, 13		①②	※B,Cクラス機器が対象												
		(3) 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2~5, 13		①	※B,Cクラス機器が対象												
		Sクラスに属する施設を有する原子炉施設の周辺斜面は、基準地震動による地震力に対して、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おそれがないものとする。											②	JRR-3の周辺には地盤により崩壊を起こすような斜面はないことを確認済み												
第5条	津波	使用済燃料貯蔵施設(北地区)について、L2津波により浸水しても保管孔内のステンレス製密封容器により海水の侵入を防止する設計とする。		○	○	○	○	○	3		○	その10(第1編)	①													
第6条	外部事象対策(自然現象)	洪水・降水	敷地に降った雨水等は地形的にみて太平洋に流れること、また、JRR-3の約3km(北地区からは約1.3km)北側を流れる久慈川の浸水想定区域からも十分離れていることから、降水や洪水による被害は考えられないため、考慮不要。											—												
		風(台風)対策	水戸地方気象台の観測記録(1937年~2013年)によれば、敷地付近で観測された瞬間最大風速は、44.2m/s(1939年8月5日)である。風荷重に対する設計は、建築基準法に基づいて行っており、風(台風)による被害を受けるおそれはないため、考慮不要。												—											
		竜巻対策	F1+随伴事象の発生を考慮しても安全機能を損なわない設計とする。竜巻の接近の恐れがある場合には原子炉を停止する。		○	○	○	○	※		○	その13(第8編)	○	①	※1-1、1-3、33、34、44、176、236 原子炉を停止する(保安規定第65条) 飛来物の管理(保安規定第32条の3)											
		凍結対策	最低気温から適切な余裕を考慮して設計する。								239				②	旧設置許可申請書(添付方針2)から変更なし										
			必要に応じて凍結防止対策を行う。								239				②											
		積雪対策	茨城県建築基準法関係条例に基づく垂直積雪量(東海村は30cm)を参考に設計していることから、積雪による被害を受けるおそれはないため、考慮不要。												—											
		落雷対策	原子炉建家、原子炉制御棟等の関連建家には、避雷針を設ける。		○	○	○	○	○	326			その4、13(第1編)		①	制御棟避雷針はその13にて申請する										
		地滑り	東海村自然災害ハザードマップ(平成25年9月)において、原子炉施設周辺に土砂災害警戒区域又は土砂災害特別警戒区域は存在しないことから、地滑りによる被害を受けるおそれはないため、考慮不要。												—											
		火山対策	降下火砕物の層厚は極微量であり、影響を受けるおそれはない。 万一の降灰に備え、必要な対策(原子炉停止、火山灰除去)を行う。		○	○	○	○	○	○	○	○	○	②	保安規定に従い原子炉停止及び除灰を行う(保安規定第65条) 資機材の管理(保安規定第32条の3)											
		生物学的事象	換気系への枯葉混入等の影響を考慮しても、安全機能を行わない設計とする。							○	239			#6	②	#6の炉室給気系空調和器の構造図にフィルタが設置されていることが示されており既設設備で満足するため、新たな対応は不要										
		森林火災対策	森林火災が迫った場合でも、安全機能を損なうおそれがないように設計する。なお、施設に影響が及ぶおそれがある場合には、原子炉を停止する。		○	○	○	○	※		○	その13(第8編)	○	①	※1-1、1-3、33、34、44、176、236 原子炉を停止する(保安規定第65条)											
			施設周辺の草木の管理その他必要に応じた対策を講じる。											○	②	保安規定に従い草木の管理を行う(保安規定第32条の3)										
			建家外に消火栓等の消火設備を設置する。		○	○	○	○	○	○	334			その13(第5編)		①	評価上機能を期待しないが、許可書添付別冊3の記載に基づき、申請									
		自然現象の組合せ	ばい煙に対して、外部から制御室への進入を防止できる設計とする。		○	○	○	○	○	○	170			その13(第3編)		①	既設設備として設置されている空調設備ダンパについて申請									
自然現象の組合せを想定した場合でも、安全機能を損なうおそれがない設計とする。 必要に応じて影響軽減のための対策を講じる。			○	○	○	○	※		○	その13(第8編)			①	※1-1、1-3、33、34、44、176、236												
第6条	外部事象対策(自然現象)	必要に応じて影響軽減のための対策を講じる。											②	安全機能を損なうおそれがないため、考慮不要												
		飛来物(航空機落下等)	JRR-3原子炉施設への航空機落下確率について評価した結果、10-7回/炉・年を越えないため、考慮不要。											—												
		ダムの崩壊	崩壊により本原子炉施設に被害を与えるような大規模なダムが存在しないため、考慮不要。												—											
爆発対策	所内に重油タンク、LNGタンク等を設置する場合は、安全施設の安全機能への影響を考慮して設置する。		○	○	○	○	※		○	その13(第8編)		①	※1-1、1-3、33、34、44、176、236													

		設置変更許可申請	設計、説明						設工認申請			保安規定		後段対応区分		備考	
			後段での対応	設備機器	運用による対応	評価等による確認	具体的な設計			申請回	保安規定	下部規定へ	① 新規要求(設工規則)で新規設工認必要 ② 新規要求(設工規則)だが新規設工認不 用(許可、既往設工認、保安規定で対応可) ③ 要求変更(設工規則)なし既往設工認で 確認または保安規定で対応 ④ 要求変更(設工規則)なしだが許可方針に 従い新規設工認必要 ⑤ 要求変更(設工規則)なしだが設備の更 新のため、新規設工認が必要。				
							No.	保安規定	評価								
															設備機器		保安規定
許可申請書での説明																	
外部事象対策 (人為事象)	近隣工場の火災への対策	安全施設の安全機能に影響を与えるおそれがあるときは、必要に応じて防護対策をとる。	○	○	○	○	○	※	○	その13 (第8編)					①	※1-1、1-3、33、34、44、176、236	
	航空機落下による火災	安全機能に影響がないことを評価し、必要に応じて対策を講じる。	○	○	○	○	○	※	○	その13 (第8編)					①	※1-1、1-3、33、34、44、176、236	
	有毒ガス	必要に応じて、原子炉を停止し運転員は退避する。	○		○										②	設工認その7で安全避難通路を申請するため、必要に応じて避難可能である。また、異常時に原子炉を停止させ、避難することを保安規定等に定める。(保安規定第65条)	
	船舶の衝突	原子力科学研究所の東側には海岸があるが、本原子炉施設から約600m離れており、船舶の衝突を考慮する必要はないため、考慮不要。														—	
	電磁的障害対策	電磁干渉や無線電波干渉等により安全施設の安全機能を損なうおそれがないよう電磁波の侵入を防止する設計とする。							※		#5					②	既設設備の設計で満足する(安全保護系の回路は金属製の筐体に収納されている)ため、新たな対応は不要 ※109,122,123,145
第7条 不法侵入対策	安全施設を含む区域を設定し、区域への出入管理が適切に行える設計とする。														②	核物質防護規定で対応済み	
	研究所敷地内への入構管理を適切に行う。														②	核物質防護規定で対応済み	
	炉の運転及び制御に直接使用するコンピュータ類は外部と切断して使用する。														②	核物質防護規定で対応済み	
	コンピュータ類を使用する場合は、保守等においてコンピュータウイルスの混入などに留意する。														②	核物質防護規定で対応済み	
第8条 火災による損傷の防止	火災の発生防止	パッキンの挿入、堰の設置等による漏えい防止、過電流保護装置等を備えた設計							※	○*	その13 (第7編)				③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要 ※火災発生防止対策についてその13にて説明 水炉安全審査指針5	
		発火性物質及び引火性物質の持込みを管理する。			○								○	○	②	可燃物等の持ち込みの管理を保安規定に定める(保安規定第5条)	
		原子炉建家、原子炉制御棟等の関連建家には、避雷針を設ける。	○	○			○	326			その4、13 (第1編)				①		
	火災の検知及び消火	火災感知器及び消火設備を設ける。	○	○			○	329~332			その7 (第3編)、 9(第2編)				①		
	火災影響の軽減	防護対象設備を構成する機器及びケーブルは、不燃性及び難燃性材料を使用し、系統の異なるケーブルはケーブルトレイ、電線管等により物理的分離を考慮した設計とする。	○	○			○	352			その10 (第2編)、 13(第7編)				② ④	建家貫通部の分離に関してはその10にて申請 内部火災に対し遮るべき安全機能が確保されていることをその13にて申請	
		原子炉建家地階は、コンクリート壁及び鋼製の扉により分離した設計とする。						236			#2				②	#2に原子炉建家地階の構造が示されており、新たな対応は不要	
		火災発生を確認したときは、原子炉を停止する。			○								○		②	(保安規定第59条の2)	
消火設備	消火設備の配管及び水槽は専用とする。	○	○			○	330			その7(第3編)				④	既設設備の設計で満足することをその7にて申請		
	消火設備の破損等による多量の放水事象が発生しても、制御棒挿入操作に影響を及ぼさない設計。	○	○		○	○	329 330 332			その7				①	その7添付書類3-3にて説明		
	1次冷却材補助ポンプは、基礎の高さを考慮する。	○	○		○	○	47 348			その7(第1編)				①			
第9条 溢水による損傷の防止等	溢水対策	機器及び配管の破損、消火系統等の作動又はスロッシングによる溢水が発生しても、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。							※	○*	その13 (第6編)				②	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要 ※内部溢水に対する防護対象施設が防護されることをその13にて説明	
		機器及び配管の破損、消火系統等の作動又はスロッシングによる溢水が発生しても停止状態を維持できる設計。								※	○*	その13 (第6編)				②	停止状態の維持に必要な機器は溢水の影響を受けることはない。また、停止状態の維持に動的機能は必要ない。 ※内部溢水に対する防護対象施設が防護されることをその13にて説明
	1次冷却材補助ポンプは、基礎の高さを考慮するとともに、その電源系統には被水対策用の防護カバー等を設ける。	○	○		○	○	47 348 246-2				その7(第1編)、 9(第1編)				①	1次冷却材補助ポンプ基礎、電源盤はその7にて、非常用電源設備に係る穴付き格子蓋はその9にて申請	
	使用済燃料プールは、給水が容易に行える設計とする。						36			#2					②	使用済燃料プールは上部開放型のため、容易に給水することが出来る	
	管理区域外漏えい対策	設備周辺には堰等の段差を設ける。								※	○*	その13 (第6編)				②	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要 ※施設の構造上、管理区域外へ漏えいすることはないことをその13にて説明
管理区域の境界に適切な段差を設ける。									※	○*	その13 (第6編)				②		
第10条 誤操作の防止	制御盤の配置意及び操作器具、弁等の操作性に留意する。						170			#5					②	水炉安全審査指針8 ※施設全般	
	原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できる計器表示及び警報表示						170			#5					②		
	保守点検において誤りを生じにくいよう留意する。							※							②		
	制御棒位置指示計を設ける。						376			#5					②	旧設置許可申請書(添8方針26)から変更なし	
	運転員は、位置指示計を監視しながら所定の手順で制御棒の操作を行う。	○	○										○		②	運転手引に記載	
	制御棒は3本以上同時に引き抜きができないインターロックを設ける。						164			#5、 反応度制御盤の一部更新					②	#5添付計算書Ⅲ-2-1に示したとおり、インターロック回路を設けてある	
	想定される環境条件下で運転員が容易に操作できる設計とする。						376			#5					②	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
	DBA時等において、運転員の操作を期待しなくても安全機能が確保される設計								※						②	旧設置許可申請書(添10)から変更なし ※安全上の重要度が特に高いもの(設置許可添8-1-31の表参照)	
第11条 安全避難通路	避難通路、避難口を設ける。DBA時に対応に必要な通路を確保する。	○	○			○	350			その7(第2編)					①		
	中央制御室、避難通路等には、標識、保安灯、誘導灯を設ける。保安灯、誘導灯は内部電池、蓄電池により給電し、電源喪失でも機能を失わない設計。	○	○			○	345 350				その7(第2編)				①		
	中央制御室の保安灯はDBA時にパラメータの監視が可能な設計とする。	○	○			○	345				その7(第2編)				①		

	設置変更許可申請	設計、説明			評価等による確認の要否	具体的な設計			申請回	保安規定		後段対応区分	備考	
		後段での対応	設備機器	運用による対応		設備機器	No.	保安規定		評価	保安規定			下部規定へ
許可申請書での説明														
第12条	安全施設	安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ維持できるよう設計する。						※				②	水炉安全審査指針9 旧設置許可申請書(方針8.28.29)から変更なし ※安全施設全般	
		MS-1及びMS-2のうち異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき系統に属する系統の動的機器は、商用電源系が利用できない場合も含め、単一の故障を仮定しても系統の安全機能が損なわれないように、多重性又は多様性を有し、かつ独立性を有する設計とする。							※				②	水炉安全審査指針9 旧設置許可申請書(方針8.28.29)から変更なし ※安全上の重要度が特に高いもの(設置許可添8-1-31の表参照)
		安全施設は、安全機能の重要度分類に基づき、適切な構造設計の手法を用いて設計し、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において予想される温度、圧力、静的荷重あるいは動的荷重に対して十分余裕を持って耐えられ、その機能が維持できるように設計する。							※				②	旧設置許可申請書(添八方針4)から変更なし ※安全施設全般
		安全施設は、安全機能の重要度分類に基づき、適切な構造設計の手法を用いて設計し、運転中の放射線、腐食等による材料の損耗、劣化あるいは特性の変化等についても考慮して設計する。							※				②	旧設置許可申請書(添八方針4)から変更なし ※安全施設全般
		原子炉の核特性、燃料交換及び実験装置等の調整あるいは照射物の装荷、取り出し等を考慮して、運転期間及び停止期間を定める。	○		○							○	②	旧設置許可申請書(添八方針10)から変更なし (保安規定第7条、第8条)(従来から変更なし)
		停止期間において安全施設の健全性が適切な方法により試験、検査が行えるよう設計する。							※				②	旧設置許可申請書(添八方針10)から変更なし ※安全施設全般のうちクラス1及びクラス2該当施設
		原子炉施設内部で発生が想定される飛散物(高圧ガス等を内蔵する容器、弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発、重量機器の落下等によって発生する飛散物)により健全性が損なわれないよう、その配置、機器の設計、製作等に際し配慮する。							※				②	水炉安全審査指針4 旧設置許可申請書(添八方針5)から変更なし ※安全施設全般
		飛散物による二次的影響(二次的飛散物、火災、溢水、化学反応、電気的損傷、配管の破損、機器の故障等)についても考慮する。							※				②	
							43-2		#10		②	水炉安全審査指針7 旧設置許可申請書(添八方針7)から変更なし		
第13条	異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大防止	解析及び評価を、「水炉安全設計審査指針」「気象指針」等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	燃料体の貯蔵設備及び取扱設備は、原子炉建家、使用済燃料貯蔵室、燃料管理施設及び使用済燃料貯蔵施設(北地区)に設ける。										③	既設設備	
		【燃料体の貯蔵及び取扱い】 未使用燃料の貯蔵容量は、燃料の交換時に必要となる燃料体数を考慮し十分余裕を持たせた容量とする。						35		#7		②	水炉安全審査指針40 旧設置許可申請書(添八方針39)から変更なし #7未使用燃料貯蔵設備にて認可済み	
		使用済燃料の貯蔵容量は、燃料交換時に取り出される燃料及び通常運転時に炉心に装荷されている燃料体数を考慮し十分余裕を持たせた容量とする。					42 367 368		#7		②	水炉安全審査指針40 旧設置許可申請書(添八方針39)から変更なし #7使用済燃料貯蔵ラックにて認可済み		
		燃料取扱設備は、移送操作中の燃料要素落下防止について考慮を払った設計とする。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		使用済燃料プールの遮蔽壁面及び底部については、コンクリート壁による遮蔽を施すとともに十分な水深を持たせた設計とする。					36		#2		②	水炉安全審査指針40 旧設置許可申請書(添八方針39)から変更なし 使用済燃料プールは#2で認可を受けているが、その遮蔽能力は#7添付計算書にて説明している		
		使用済燃料プールはプールに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できるように設計する。また、使用済燃料プール水に含まれる固形状及びイオン状不純物を除去し、プール水からの放射線量が十分低くなるように浄化設備を設ける。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		使用済燃料プールは、冷却水の喪失を防止するため十分な耐震性を有する設計とするとともに、配管等に十分な安全対策を考慮した設計とする。また、内面はステンレス鋼でライニングし漏えいを防止する。なお、プール水位監視のための水位低警報設備を設ける。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		使用済燃料の貯蔵容量は、使用済燃料貯蔵No.1及びNo.2並びに使用済燃料貯蔵施設(北地区)の施設による貯蔵能力を考慮した設計とする。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
	【燃料体の臨界防止】	燃料体の貯蔵設備として未使用燃料貯蔵庫及び使用済燃料プールを設ける。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		使用済燃料プール中の使用済燃料貯蔵ラックは、設備容量分の燃料を収容しても実効増倍率は0.95以下であるように設計する。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		使用済燃料プール及び貯蔵ラックは、地震時に破損しないよう十分な耐震性を有する設計とし、燃料要素どうしが互いに接近しないようにする。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		また、使用済燃料プールで1年以上冷却した使用済燃料は、使用済燃料貯蔵室の使用済燃料貯蔵No.1及び燃料管理施設の使用済燃料貯蔵No.2の使用済燃料貯蔵ラックに貯蔵する。	○		○						○	③	保安規定に定められている(保安規定別表第21)(従来から変更なし)	
		未使用燃料は、未使用燃料貯蔵庫の未使用燃料貯蔵ラックに貯蔵する。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		未使用燃料貯蔵ラックは、燃料要素の間隔を十分にとり実効増倍率が0.95以下になるように設計する。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
【燃料体取扱場所のモニタリング】	使用済燃料プールには漏えい監視のための検知器を設ける。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
	水位監視のため、水位低警報設備を設け、警報を発する設計とする。	○	○				○	38	その13(第4編)		①	警報回路についてその13で申請 水炉安全審査指針40 旧設置許可申請書(添八方針39)から変更なし		
	使用済燃料プールエリアにはエリア放射線モニタを設け、過度の放射線レベルに達したときは、警報を発する設計とする。						216		#5		②	水炉安全審査指針42 旧設置許可申請書(添八方針41)から変更なし #5でエリアモニタは認可を受けている		
	安全保護回路 【安全保護回路の過渡時の機能】	中性子束、1次冷却材温度及び流量、原子炉プール水位等を常時監視するとともに、これらのパラメータについては、必要に応じて適切な原子炉スクラム設定値を規定する。原子炉の運転中にこれらのパラメータがスクラム設定値を超えた場合には、安全保護回路は自動的にかつ速やかにこれを検知し、原子炉停止システムを起動させて炉心を臨界未満にし、かつ原子炉停止後の炉心の核分裂生成物による崩壊熱を除去できる設計とする。										③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	

	設置変更許可申請	設計、説明			評価等による確認の 設備機器	具体的な設計			申請回	保安規定		後段対応区分	備考	
		設計、説明	設備機器	運用による対応		No.	保安規定	評価		保安規定	下部規定へ			
許可申請書での説明														
第18条			原子炉停止系統のスクラム遮断器は、たとえ制御棒駆動機構に制御棒の引き抜きあるいは挿入の信号が入っている場合においても、スクラム信号が入れば無条件に作動するように設計する。									③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
	【安全保護回路の設計基準事故時の機能】		安全保護回路は、中性子束、1次冷却材温度及び流量、原子炉プール水位等の安全上重要なパラメータを常時監視するとともに、これらのパラメータの異常によって事故を検知し、原子炉停止系統及び工学的安全施設の作動を自動的に行う設計とする。					※		#5		②	水炉安全審査指針31 旧設置許可申請書(添八方針27)から変更なし #5に安全保護回路が作動する条件が記載されており、事故を検知し自動的に原子炉停止系統及び工学的安全施設の作動を行うことが記載されており、既設設備で満足するため、新たな対応は不要 ※105、106、109、110、112、113、114、115、116、117、118、121、123、138、139、143、144、145	
	【安全保護回路の多重性】		安全保護回路は多重性を有するチャンネル構成とし、チャンネルの単一故障を想定しても、所定の安全保護機能を失うことがないように「1 out of 2」の設計とする。					※		#5		②	水炉安全審査指針28 旧設置許可申請書(添八方針28)から変更なし #5第1編計測制御系統施設(1)に安全保護回路の多重性(1 out of 2)について示されており、既設設備で満足するため、新たな対応は不要 ※(多重化) 2、105、106、110、112、113、114、115、116、117、118、141、171 (1 out of 2) 123、138、139	
	【安全保護回路の独立性】		安全保護回路を構成するチャンネルは、同一原因で同時に機能喪失を起さず、かつ相互干渉を起さないようにすることとし、次のような措置を講じる。 (1) 分離装置を適切に配置することにより、一方の系統の故障が他の系統の機能喪失を招くことがないよう、電気的にも物理的にも独立性を維持するように設計する。 (2) 検出器からの各ケーブル、電源ケーブルは、独立に各盤に導く。 (3) 各スクラム系の回路は、盤内で独立して設ける。				○	※1	○※2	#5 その10 (第2編) その13 (第7編)		① ②	水炉安全審査指針29 旧設置許可申請書(添八方針29)から変更なし #5に安全保護系の計装が各チャンネル間及び他の回路と電氣的、物理的に分離していることが記載されており、既設設備で満足するため、新たな対応は不要であるが、建家貫通部に関しては新たに分離設備を設けるため、その10にて申請 ※1: 2、105、106、109、110、112、113、114、115、116、117、118、121、123、138、141、171、352 ※2: 既設のケーブルトレイの分離独立についてその13にて申請	
	【安全保護回路の故障時の機能】		安全保護回路は、駆動源の喪失に対してフェールセーフの設計をすることにより、原子炉を停止できるようにする。 具体的には次のような設計とする。 (1) 制御棒駆動機構の電源喪失や電源回路の断線が起これば、制御棒は、自動的に落下するようにする。 (2) 原子炉スクラム遮断器操作回路の断線が起これば、不足電圧により、スクラム遮断器が作動するようにする。 (3) 安全保護回路の回路は2回路で構成し、電氣的にも物理的にも分離させる。たとえば、単一故障が起これば、残りのチャンネルでその機能を果たすようにする。	○	○			○	※	(制御棒駆動機構のフェールセーフ) #5、その8 (スクラム遮断器) #5 (貫通部の分離) その10 (第2編) (ケーブルトレイの分離) その13 (第7編)		① ② ⑤	(1)～(3)はすべて旧許可申請書方針30の記載であるが、(3)の安全保護回路の物理的分離のうち、建家貫通部に関しては新たに分離設備を設けるため、その10にて申請、既設のケーブルトレイの分離独立についてその13にて申請 ※(制御棒駆動機構のフェールセーフ)155 (スクラム遮断器)139 (多重化、分離)2、105、106、110、112、113、114、115、116、117、118、141、171、352	
	【安全保護回路の外部からの分離】		安全保護回路は、外部からの侵入防止などサイバーセキュリティが考慮された設計とするため、外部から切断した設計とする。また、計算機等を使用する場合は、保守等においてコンピュータウィルスの混入などに留意する。										②	核物質防護規定で対応済み
	【安全保護回路と計測制御系統との分離】		安全保護回路と計測制御系統とは、電源、検出器、ケーブル、ケーブル・ルート及び盤等を分離し、計測制御系統の故障によって、安全保護回路がその機能を失わない設計とする。					○	※1	○※2	#5 その10 その13 (第7編)		① ②	水炉安全審査指針30 旧設置許可申請書(添八方針31)から変更なし #5に安全保護系の計装が各チャンネル間及び他の回路と電氣的、物理的に分離していることが記載されており、既設設備で満足するため、新たな対応は不要であるが、建家貫通部に関しては新たに分離設備を設けるため、その10にて申請 ※1: 2、105、106、109、110、112、113、114、115、116、117、118、121、123、138、141、171、352 ※2: 既設のケーブルトレイの分離独立についてその13にて申請
第19条		安全保護回路と計測制御系統とで検出部及び計測配管等を部分的に共用する場合は、共用機器又はチャンネルの単一故障により、安全保護回路の機能が失われない設計とする。そのための信号の分岐箇所には、絶縁増幅器等を使用し、これを介して計測制御系統に信号を伝達することにより、計測制御系統側における故障が対応する安全保護回路のチャンネルの機能を損なうことのないようにする。また、この絶縁増幅器等は安全保護回路の機器として分類し、信頼性の高いものとする。					109 123			#5		②	水炉安全審査指針33 旧設置許可申請書(添八方針31)から変更なし	
	【反応度制御系統 【反応度制御系統の安全機能】		反応度制御系統としては、制御棒の挿入度を制御することによって反応度を制御する原子炉出力制御設備を設け、十分な反応度制御能力を有するよう設計する。									③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
	【制御棒の最大反応度値】		当該原子炉出力制御設備は、実験物等による反応度変化、零出力から全出力までの反応度変化の調整、キセノン濃度変化、1次冷却材温度変化及び燃料の燃焼に伴う反応度変化の調整を行える設計とし、所要の運転状態に維持できるように設計する。							#5		②	水炉安全審査指針15 旧設置許可申請書(添八方針24)から変更なし 制御棒が下方に抜け出ない設計になっていることについては#5に図が示されている。また、過度の反応度印加率とならないように設計されていることについては、#5添付計算書制御能力についての説明書に記載されており既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
			これら反応度事故に対しては「安全系中性子束高(低設定及び高設定)」等の信号を設けて原子炉を自動的に停止し、過渡状態を速やかに終結させ、炉内構造物の損傷に至ることがないように設計する。									③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	

		設置変更許可申請	設計、説明				設備機器			工認申請			保安規定		後段対応区分		備考		
			後段での対応	設備機器	運用による対応	評価等による確認の要否	具体的な設計			申請回	保安規定	下部規定へ	後段対応区分						
							No.	保安規定	評価				① 新規要求(工認規則)で新規工認必要	② 新規要求(工認規則)だが新規工認不 用(許可、既往工認、保安規定で対応可)	③ 要求変更(工認規則)なし既往工認で 確認または保安規定で対応	④ 要求変更(工認規則)なしだが許可方針に 従い新規工認必要		⑤ 要求変更(工認規則)なしだが設備の更 新のため、新規工認が必要。	
許可申請書での説明																			
第22条	放射性廃棄物の廃棄施設	放射性気体廃棄物廃棄設備の設計に際しては、原子炉の運転に伴い周辺環境に排出する放射性気体廃棄物による原子炉周辺の一般公衆の被ばく線量を合理的に達成できる限り低減できる設計とし、排気空気は空気浄化装置を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から排出する方法により濃度及び量を低減できる設計とする。														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		本原子炉施設から生ずる放射性廃液は、施設内の廃液貯槽設備に一時貯留し、放射性物質の濃度を測定し、排水基準値以下のものは排水し、これを超えるものは本研究所放射性廃棄物処理施設へ運搬して処理する。	○		○													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要(保安規定第2編第35条、第36条)(従来から変更なし)
		廃液貯槽からの漏えいの検出のため、漏えい検知器を設ける。	○	○			○	353										①	
第23条	保管廃棄施設	本原子炉施設から生ずる放射性固体廃棄物は、可燃性又は不燃性に分けて金属製の廃棄物容器等により汚染拡大の防止措置を講じた上で、保管廃棄施設である廃棄物保管室及び廃棄物保管場所に一時的に保管廃棄し、表面の線量当量率を確認した後、本研究所放射性廃棄物処理場へ引き渡す。	○	○	○			○	201		○						④	(保安規定第71条)	
		放射性廃棄物の保管によって管理区域境界における外部放射線に係る線量が、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量告示」という。)に定められた線量を超えないように管理する。																②	許可(平成29年5月22日審査会合)時に説明済
第24条	工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	原子炉の通常運転時、燃料交換時、保守及び補修時において、放射線業務従事者が受ける被ばく線量を、線量告示に定められた線量限度を超えないようにするのはもちろん、無用の放射線被ばくを防止するような遮蔽とする。															③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		直接線量及びブレイクダウン線量については、原子力科学研究所内の他の原子炉施設からの線量も含め人の居住の可能性のある原子力科学研究所敷地境界外において年間50・Gy以下となるような遮蔽とする。																#2	#2に遮蔽設計基準について示されており既設設備で満足するため、新たな対応は不要
第25条	放射線からの従事者の防護	漏えい防止については、高放射能流体を扱う配管の弁については漏えいし難い構造に設計し、管理区域外への漏出を防止するため、床面にピットを設け、回収できるように設計する。															③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		換気については、汚染の拡大を防止し、各区域の換気を行うように設計する。																③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		遮蔽については、放射線業務従事者の関係各場所への立入り頻度、立入り時間等を考慮して基準を設け、これに適合するように設計する。また、線量当量率の高い区域は立入りを制限するよう隔離を行うとともに、この箇所にある機器の操作は極力自動又は遠隔操作で行う。																③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを十分に監視及び管理するための放射線管理施設を設けた設計とする。このため、管理区域に立ち入る者の被ばく管理ができるようにするため、出入管理室、更衣室、手洗い、シャワー室、ハンドフットクロスモニタ、個人線量計等を設ける。																③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		放射線管理に必要な情報を中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設計とする。このため、原子炉施設内の放射線の監視のため、放射線エリアモニタを設け、中央制御室で表示及び記録を行い、放射線レベルが設定値を超えた時は警報を発するようにする。																③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		人が常時立ち入る箇所については、定期的及び必要の都度サーベイメータによる空間線量率、サンプリング等による空気中の放射性物質濃度及び床等の表面の放射性物質の表面密度の測定を行い適切な場所に表示する。																③	原子力科学研究所原子炉施設保安規定第2編第20条(線量当量率等の測定)において、管理区域内について週1回測定し、測定結果を表示することを規定している。(従来から変更なし)
第27条	原子炉格納施設	原子炉建家に設ける炉室給気系及び炉室排気系は、建家内を適切な負圧に維持するように設計する。	○	○					175 239 241								④		
		放射性物質の放出を伴うような設計基準事故時には、放射性物質の放出を防止するため原子炉建家の炉室給気系及び炉室排気系の隔離弁を閉鎖し、非常用排気設備により負圧を維持する設計とする。さらに、負圧維持のための排気は、フィルタを介し、放射性物質の濃度と放出量の低減を図る設計とする。	○	○						178 243 244								④	既設設備の設計で満足するものであるが、原子炉建家屋根の更新後もその機能が維持されていることを性能検査により確認する(その13第16編)。
		原子炉建家の漏えい率を、10%/日以下(原子炉建家内負圧約20mm水柱(198Pa))となるよう設計する。	○	○						178 236								④	
第28条	保安電源設備	保安電源設備に係る重要安全施設として、次の設備を選定し、その機能を維持するために必要な電源として商用電源及び非常用電源を設置する。当該非常用電源系は、非常用発電機及び無停電電源装置で構成し、十分な信頼度を期待できる設計とする。	○	○					○	246							⑤	非常用発電機、蓄電池については既設であり、#5にて認可済み 静止型インバータ装置についてはその9で申請	
		非常用電源系は、多重性及び独立性を有し、単一故障を仮定しても、所要の系統及び機器の安全機能が確保されるための十分な容量及び機能を有する設計とする。	○	○						○	246							⑤	#5及びその9にて多重性及び独立性は確認でき、その容量についてはその9の添付書類3にて説明
第29条	実験設備等	実験利用設備は、使用期間中、各構成要素が十分な強度及び耐食性を有し、その機能が保持されるように設計するとともに、発熱、爆発、変形等により、原子炉施設に損傷を与えないように設計する。															③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		実験利用設備は、施設及び照射試料等の損傷、状態変化、移動等によって、原子炉に加えらるる反応度変化が、原子炉の許容反応度変化を超えないように設計する。																③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		実験利用設備は、照射試料等を含めその内蔵する放射性物質の量に応じて適切な設計上の考慮をすることにより、過度の放射能及び放射線の漏えいが生じないように設計する。																③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		中央制御室と実験利用設備の設置されている場所とは、相互に連絡ができる設計とする。	○	○						○	346							①	工認その1(JRR-3内の通信連絡設備)のページングインターホン装置配置図において、中央制御室と実験利用設備設置場所(原子炉建家及び実験利用棟の各所)に設置していることを示しており、相互連絡が可能である。
第30条	通信連絡設備等	設計基準事故時又は必要時に、原子炉施設内にいる全ての人々に対し、中央制御室から指示できるように多様性をもった通信連絡設備を設ける。	○	○													①		
		設計基準事故が発生した場合においても、施設内の事故現場指揮所と原子力科学研究所内の現地対策本部との間で相互に連絡ができるよう、多様性を確保した通信連絡設備を設ける。 なお、施設外の必要な場所との通信連絡は、原子力科学研究所の現地対策本部から行う。本研究所の通信連絡設備については、共通編に記載する。	○	○														①	
		非常用電源設備は、外部電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ停止後の冷却を確保できる設計とする。このため、外部電源が喪失した場合は、原子炉は自動的に停止し、電源喪失直後の炉心冷却は非常用発電機及び無停電電源装置より給電される1次冷却材補助ポンプにより行い、燃料の許容設計限界を超えない設計とする。	○	○													① ②	その9の添付書類3にて説明	

	設置変更許可申請	設計、説明				評価等による確認の 要否	具体的な設計			申請 回	保安規定		後段対応区分	備考			
		設計、説明 後段での 対応	設備 機器	運用 による 対応	設備 機器		No.	保安 規定	評価		保安 規定	下部 規定 へ					
															① 新規要求(設工規則)で新規設工認必要 ② 新規要求(設工規則)だが新規設工認不 用(許可、既往設工認、保安規定で対応可) ③ 要求変更(設工規則)なし既往設工認で 確認または保安規定で対応 ④ 要求変更(設工規則)なしだが許可方針に 従い新規設工認必要 ⑤ 要求変更(設工規則)なしだが設備の更 新のため、新規設工認が必要。		
許可申請書での説明																	
第31条	外電喪失時の対策設備等	また、長期にわたる炉心冷却は、自然循環によって行える設計とする。											③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要			
		非常用電源設備は、全交流電源の喪失に備え、原子炉の安全停止、停止後に監視等の必要な電源を一定時間確保できる設計とする。このため、非常用発電機から給電ができない場合でも、無停電電源装置からの給電により、原子炉の停止状態を確認するための必要なパラメータの監視が一定時間行える設計とする。				○	○	○	245 ～ 247		その9 #5		① ②	その9の添付書類3にて説明			
第32条	炉心等 【原子炉の固有な特性】	原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系は、全ての運転範囲で急速な固有の負の反応度フィードバック特性を有する設計とする。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		原子炉は、出力運転中に何らかの原因で出力が上昇することがあっても、減速材温度効果、減速材ボイド効果、ドブラ効果等による固有の負の反応度フィードバック特性により、出力上昇を抑制する設計とする。このうち、減速材温度効果及びボイド効果は、それぞれ温度上昇及びボイド発生に伴う減速材密度の変化を介して得られる反応度フィードバックであり、これらがいかなる状態においても負の反応度フィードバック特性を有するよう設計する。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		ドブラ効果は、燃料温度の変化に対する反応度変化の割合であり、急激な反応度増加があった場合も十分な出力抑制効果を有するよう常に負になるよう設計する。													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		温度上昇に起因する燃料板の熱膨脹が、ボイド効果と等価な負の反応度フィードバック効果として添加されるよう設計する。													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		原子炉の炉心及びそれに関連する原子炉冷却系、計測制御系統並びに安全保護回路は、燃料の許容設計限界を超える状態となる出力振動が生じないように、十分な減衰特性を持たせるため、原子炉は、減速材温度効果、ボイド効果、ドブラ効果等に基づく負の反応度フィードバック特性を有する設計とし、負荷変動、反応度変化等の外乱に対し十分な自己制御性を有する設計とするとともに、高応答の制御系により出力振動を抑制する設計とする。													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		また、出力振動が生じても、それを確実にかつ容易に検出して抑制し、必要に応じて安全保護回路を起動させることにより、燃料許容設計限界を超えない設計とする。														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		原子炉の炉心は、燃料要素、制御棒(フォロウ型燃料要素付)、反射体要素、中性子計装系等で構成し、研究用原子炉の運転経験、試験及び実験の結果等に基づき、十分な安全な構造設計を行う。														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		また、原子炉冷却系施設、計測制御系統施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、燃料を冷却するために必要な冷却材流量を確保するよう設計する。														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		原子炉の炉心及びそれに関連する1次冷却系設備、原子炉停止系統、計測制御系統、安全保護回路等は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において燃料の許容設計限界を超えないように、次の方針を満足するように設計する。 (1) 最小DNBR 1.5以上であるように設計する。 (2) 燃料板最高温度は、燃料芯材のプリスタ発生温度未満であるように設計する。 (3) 燃料板は、有意な変形が生じないよう設計する。 (4) 通常運転時には炉心内のいかなる点においても、1次冷却材に沸騰を起こさないように設計する。														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		なお、炉心の状態を監視し、上記の条件を超えるおそれのある場合には、安全保護回路の動作により、原子炉を自動的に停止するように設計する。														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		燃料要素は、原子炉内における使用期間中、各構成要素が十分な強度を有し、その機能を保持するとともに、他の炉心構造物の機能に影響を及ぼさないように設計する。														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		燃料要素は、放射線、熱、荷重及び水力学的影響を十分考慮した設計とし、機械的及び熱的に十分安全であるようにする。また、燃料板は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料板に生じる温度変化、化学的変化、照射効果等を考慮してもその健全性が失われないように設計する。														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
燃料要素は、輸送及び取扱時に燃料要素に加わる荷重に対して十分な強度を有し、燃料要素としての機能が保持されるよう設計する。														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
第33条	一次冷却系設備 【1次冷却系設備の健全性】	1次冷却系設備は、燃料の冷却を行うために必要な冷却材を喪失しないように設計するとともに、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、適切な炉心冷却能力を有する設計とする。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		1次冷却系設備は、重要度分類に応じて、設計、製作、据付け及び検査を実施し、運転条件に対して、十分な余裕を持って耐え得るように設計する。													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
	【冠水維持設備の機能】	冠水維持設備は、燃料の冷却を行うために必要な冷却材を喪失しないよう十分な耐震性を有する設計とする。また、冠水維持設備を形成する配管には、燃料の冠水を維持できる位置にサイフォンブレイク弁を設け、冷却材の喪失を防止できる設計とする。							15,17 ～ 19,76		#2 #3 #4		②	水炉安全審査指針22 旧設置許可申請書(添八方針32)から変更なし #4にサイフォンブレイク弁が設置されている位置が示されており、燃料の冠水を維持できる位置であることが確認できるため、新たな対応は不要			
		冠水維持設備のうち原子炉プール内面は、ステンレス鋼でライニングすることにより、原子炉プール水の漏えいが生じないようにする。							15		#2		②	水炉安全審査指針22 旧設置許可申請書(添八方針32)から変更なし			
			原子炉プール水の水位を監視するための警報を設ける。				○	○	○	117-2		その13 (第4編)		③、④	制御室に運転員が滞在している間は既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要だが、原子炉停止時における原子炉プール水位監視を制御室外で行うための警報設備に関してその13で申請		
			冠水維持設備は、その機能を失うことがないよう、設計、製作、据付け及び検査を通じて高い品質を維持するとともに、運転条件に対して、十分な余裕をもって耐え得るように設計する。							15,17 ～ 19,76		#2 #3 #4		②	旧設置許可申請書(添八方針33)から変更なし		
		冠水維持設備は、漏えいを検出できるような構造に設計する。											③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要			
第34条	残留熱除去設備	溶接部からの漏えいがあった場合には、これを細管で集めて検出するように設計する。また、冠水維持設備の貫通部には、漏えい検出器を適切に配置し、貫通部からの漏えいが検出できる設計とする。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		核分裂生成物の崩壊熱は、原子炉停止直後においては1次冷却材熱交換器により除去し、2次冷却材を介して大気放出する設計とする。また、崩壊熱が十分低下した後は、原子炉プール水の自然循環により冷却できる設計とする。							48 56 59 58 78		#4		②	水炉安全審査指針24 旧設置許可申請書(添八方針36)から変更なし			
		商用電源喪失時に際しての崩壊熱除去は、1次冷却材補助ポンプにより行う。また、崩壊熱が十分低下した後は、原子炉プール水の自然循環により冷却できる設計とする。												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
		1次冷却材流出に際しての崩壊熱除去は、原子炉プール水位確保のための工学的安全施設であるサイフォンブレイク弁を動作させるとともに、自然循環により冷却できる設計とする。							76 143		#4 #5		②	旧設置許可申請書(添八方針36)から変更なし サイフォンブレイク弁は#4、 作動回路は#5で認可済み			
第35条	最終ヒートシンクへの熱 輸送設備	崩壊熱除去設備は、崩壊熱及び残留熱を冷却塔を介して最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。							56~59		#4 #7		②	既設設備の設計で満足する(2次冷却系設備は#4、冷却塔は#7にて認可済み)ため、新たな対応は不要			

		設置変更許可申請	設計、説明			工認申請			保安規定		後段対応区分		備考		
			後段での対応	設備機器	運用による対応	評価等による確認の要否	具体的な設計			申請回	保安規定	下部規定へ		① 新規要求(工認規則)で新規工認必要 ② 新規要求(工認規則)だが新規工認不 用(許可、既往工認、保安規定で対応可) ③ 要求変更(工認規則)なし既往工認で 確認または保安規定で対応 ④ 要求変更(工認規則)なしだが許可方針に 従い新規工認必要 ⑤ 要求変更(工認規則)なしだが設備の更 新のため、新規工認が必要。	
							No.	保安規定	評価						
許可申請書での説明															
第36条	計測制御系統施設											③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要		
													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
													③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
第37条	原子炉停止系統												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
第38条	原子炉制御室等												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		○	○			○	140				その13 (第3編)			④	中央制御室外原子炉停止盤(既設設備)についてその13にて申請
第39条	監視設備												③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要	
		○	○			○	225				その1 (第4編)			—	許可書に従いその1にて申請
														③	既設設備の設計で満足するため、新たな対応は不要
		○	○			○	225				その1 (第4編)			—	許可書に従いその1にて申請
第40条	B-DBA拡大防止		○	○	○								○	①	(保安規定第5条の2) 316、317については保安規定に定める。

凡例	 考慮不用
	 新規工認申請
	 新たに保安規定に対応を記載

JRR-3改造時設工認

	文書名	申請番号(申請日)	認可番号(認可日)	主な申請施設等
#1	JRR-3の改造(その1)	60原研19第10号(S60.6.26)	60安(原規)第91号(S60.8.2)	原子炉建家、実験利用棟
#2	JRR-3の改造(その2)	61原研19第5号(S61.1.29)	61安(原規)第4号(S61.3.31)	原子炉プール躯体
#3	JRR-3の改造(その3)	61原研19第12号(S61.5.16)	61安(原規)第78号(S61.8.20)	炉心構造物
#4	JRR-3の改造(その4)	61原研19第24号(S61.9.11)	61安(原規)第147号(S61.11.25)	冷却系統施設
#5	JRR-3の改造(その5)	61原研19第35号(S61.12.26)	61安(原規)第218号(S62.4.6)	計測制御系統施設
#6	JRR-3の改造(その6)	62原研19第22号(S62.5.25)	62安(原規)第122号(S62.7.31)	気体、液体廃棄設備
#7	JRR-3の改造(その7)	62原研19第30号(S62.8.28)	62安(原規)第223号(S63.1.5)	燃料取扱設備
#8	JRR-3の改造(その8)	※アルミニウム燃料の申請のため現在関係なし		
#9	JRR-3の改造(その9)	63原研19第20号(S63.3.16)	63安(原規)第68号(S63.5.12)	燃料取扱設備
#10	JRR-3燃料管理施設の設置	59原研19第14号(S59.3.27)	59安(原規)第70号(S59.4.20)	燃料管理施設
#11	JRR-3使用済燃料貯蔵施設の設置	55原研19第12号(S55.7.10)	55安(原規)第156号(S55.8.6)	使用済燃料貯蔵施設(北地区)

		20	21	22	26	27	28	365	29	30	31	32	366	35	36	37	38	39	40	41	42	367	368	43-1	43-2	3	45	46	47	348	48	49										
		ハ. 原子炉本体の構造及び設備																ニ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備										ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備														
		(4)原子炉容器				(1)核燃料物質取扱設備												(2)核燃料物質貯蔵設備														(1)1次冷却設備										
		機器・設備				機器・設備												機器・設備														機器・設備										
		ブルゲート	カナル	サブブル	(サブシステム)	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置	燃料搬送装置								
		B	S	B	—	B	B	B	—	—	—	—	—	C	C	S	B	—	—	—	—	S	B	B	B	B	—	—	—	—	—	—	—	—								
		—	—	PS3	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—								
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—								
		13	11-2	13	—	13	—	13	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—								
		○	○	○	—	○	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—								
		既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)	既存(評価)								
		新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存	新規/既存								
第1,2条	適用範囲、定義																																									
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設																																									
第4条	廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持																																									
第5条	試験研究用等原子炉施設の地盤																																									
第6条	地震による損傷の防止																																									
第7条	津波による損傷の防止																																									
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止																																									
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不適切な侵入等の防止																																									
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能																																									
第11条	機能の確認等																																									
第12条	材料、構造等																																									
第13条	安全弁等																																									
第14条	逆止め弁																																									
第15条	放射性物質による汚染の防止																																									
第16条	遮蔽等																																									
第17条	換気設備																																									
第18条	試験研究用等原子炉施設																																									
第19条	適用																																									
第20条	安全避難通路等																																									
第21条	安全設備																																									
第22条	炉心等																																									
第23条	熱遮蔽材																																									
第24条	一次冷却材																																									
第25条	核燃料物質取扱設備																																									
第26条	核燃料物質貯蔵設備																																									
第27条	一次冷却材処理装置																																									
第28条	冷却設備等																																									
第29条	液位の保持等																																									
第30条	計測設備																																									
第31条	放射線管理施設																																									
第32条	安全保護回路																																									
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統																																									
第34条	原子炉制御室等																																									
第35条	廃棄物処理設備																																									
第36条	保管廃棄設備																																									
第37条	原子炉格納施設																																									
第38条	実験設備等																																									
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止																																									
第40条	保安電源設備																																									
第41条	管組装置																																									
第42条	遠隔連絡設備等																																									

一：当該条項の要求事項に適合すべき設備等が施設に無いことを示す。
 ○：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり、新規基準対応として適合性説明を要することを示す。
 △：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設からの変更はなく、既設をそのまま使用するため適合性説明を省略することを示す。
 ◎：新規要求事項であるが、過去の設工認で要求事項を満たしていることの説明がつかないもの。
 ×：当該条項の要求事項に適合すべき設備でなく適合性説明を要しないことを示す。

		50	51	52	53	56	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	78	369	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88		
		水、原子炉冷却系統施設の構造及び設備																																					
技術基準規則の条項	項・号	(1) 1次冷却設備				(2) 2次冷却設備				(4) その他の主要な事項																													
		機器・設備		機器・設備		機器・設備		機器・設備																															
		ストレーナ(1次冷却材を含む)	弁類	1次冷却材水位計(漏えい検出器チャナネル)	2次冷却材ポンプ	配管	弁類	重水冷却系設備(重水冷却系)				重水冷却系設備(ヘリウム系)																											
		B	B	—	—	C	B,C	B	B	B	B	—	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	B	
		PS2	PS2	—	—	PS3	PS3	PS2	PS2	PS2	PS2	—	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	PS2	
		13	13	—	—	13	—	13	13	13	13	—	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	13	
		既存(評価)	既存	既存	既存	既存(評価)	既存	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)	既存	既存(評価)
第1,2条	適用範囲、定義																																						
第3条	特殊な設計による試験研究用等原子炉施設																																						
第4条	停止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持																																						
第5条	試験研究用等原子炉施設の地震																																						
第6条	地震による損傷の防止																																						
第7条	津波による損傷の防止																																						
第8条	外部からの衝撃による損傷の防止																																						
第9条	試験研究用等原子炉施設への人の不適切な侵入等の防止																																						
第10条	試験研究用等原子炉施設の機能																																						
第11条	機能の確認等																																						
第12条	材料、構造等																																						
第13条	安全弁等																																						
第14条	逆止め弁																																						
第15条	放射性物質による汚染の防止																																						
第16条	遮蔽等																																						
第17条	換気設備																																						
第18条	試験研究用等原子炉施設																																						
第19条	適用																																						
第20条	安全避難通路等																																						
第21条	安全設備																																						
第22条	炉心等																																						
第23条	熱遮蔽材																																						
第24条	一次冷却材																																						
第25条	核燃料物質取扱設備																																						
第26条	核燃料物質貯蔵設備																																						
第27条	一次冷却材処理装置																																						
第28条	冷却設備等																																						
第29条	液位の保持等																																						
第30条	計測設備																																						
第31条	放射線管理施設																																						
第32条	安全保護回路																																						
第33条	反応度制御系統及び原子炉停止系統																																						
第34条	原子炉制御室等																																						
第35条	廃棄物処理設備																																						
第36条	保管廃棄設備																																						
第37条	原子炉格納施設																																						
第38条	実験設備等																																						
第39条	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止																																						
第40条	保安電源設備																																						
第41条	警報装置																																						
第42条	遠隔連絡設備等																																						

一：当該条項の要求事項に適合すべき設備等が施設に無いことを示す。
 △：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり、新規基準対応として適合性説明を要することを示す。
 ○：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設時からの変更はなく、既設をそのまま使用するため適合性説明を省略することを示す。
 ◎：新規要求事項であるが、過去の設工認で要求事項を満たしていることの説明がつかないもの。
 ×：当該条項の要求事項に適合すべき設備でなく適合性説明を要しないことを示す。

Table with columns for technical standards (技術基準規則の条項), items (項・号), and safety equipment (安全保護回路). It includes a detailed checklist for various safety systems like fire protection, seismic safety, and radiation shielding, with rows for items 1 through 42.

一：当該条項の要求事項に適合すべき設備等が施設に無いことを示す。
○：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり、新規基準対応として適合性説明を要することを示す。
△：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設時からの変更はなく、既設をそのまま使用するため適合性説明を省略することを示す。
◎：新規要求事項であるが、過去の設工認で要求事項を満たしていることの説明がつくもの。
×：当該条項の要求事項に適合すべき設備でなく適合性説明を要しないことを示す。

		149	150	152	153	154	155	156	157	158	159	160	161	376	162	164	165	166	168	170	171	346	347	350	345	174	175	377	378	177	178	179	180	181																																																			
		へ、計測制御系統施設の構造及び設備																										ト、放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備																																																									
技術基準規則の条項	項・号	(3) 制御設備																										(4) 非常用制御設備										(5) その他の主要な事項										(1) 気体廃棄物の廃棄施設																																					
		機器・設備																										機器・設備										機器・設備										機器・設備																																					
		制御棒駆動機構													制御棒駆動機構													制御棒駆動機構										制御棒駆動機構										制御棒駆動機構																																					
		管外駆動部													管内駆動部													手反動制御回路										自動制御回路										原子炉制御操作										手動停止スイッチ										通信連絡設備										安全避難通路							
耐震重要度		S													S													—										B										—										C																											
安全上の重要度		PS2													—*28													—										PS3										—										—										—																	
設工認申請（工事を伴うもの）		—													8													—										—										—										—										—																	
設工認申請（工事を伴わないもの）		13													13													13										13										13										13										13																	
新規制基準前に既に設工認申請済みのもの		○													○													○										○										○										○										○																	
新規/既存		既存(評価)													既存(更新・評価)													既存										既存										既存										既存										既存																	
第1、2条 適用範囲、定義		x													x													x										x										x										x										x																	
第3条 特殊な設計による試験研究用等原子炉施設		x													x													x										x										x										x										x																	
第4条 停止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持		x													x													x										x										x										x										x																	
第5条 試験研究用等原子炉施設の地盤		x													x													x										x										x										x										x																	
第6条 地震による損傷の防止		○*27													○*27													○										○										○										○										○																	
第7条 津波による損傷の防止		x													x													x										x										x										x										x																	
第8条 外部からの衝撃による損傷の防止		x													x													x										x										x										x										x																	
第9条 試験研究用等原子炉施設への人の不必要な侵入等の防止		x													x													x										x										x										x										x																	
第10条 試験研究用等原子炉施設の機能		x													x													x										x										x										x										x																	
第11条 機能の確認等		△													△													△										△										△										△										△																	
第12条 材料、構造等		x													x													x										x										x										x										x																	
第13条 安全弁等		x													x													x										x										x										x										x																	
第14条 逆止め弁		x													x													x										x										x										x										x																	
第15条 放射性物質による汚染の防止		x													x													x										x										x										x										x																	
第16条 遮蔽等		x													x													x										x										x										x										x																	
第17条 換気設備		x													x													x										x										x										x										x																	
第18条 試験研究用等原子炉施設		x													x													x										x										x										x										x																	
第19条 適用		x													x													x										x										x										x										x																	
第20条 安全避難通路等		○*13													○*13													○*21										○*8										○*20										○										○																	
第21条 安全設備		◎													◎													◎										◎										◎										◎										◎																	
第22条 炉心等		x													x													x										x										x										x										x																	
第23条 熱遮蔽材		x													x													x										x										x										x										x																	
第24条 一次冷却材		x													x													x										x										x										x										x																	
第25条 核燃料物質取扱設備		x													x													x										x										x										x										x																	
第26条 核燃料物質貯蔵設備		x													x													x										x										x										x										x																	
第27条 一次冷却材処理装置		x													x													x										x										x										x										x																	
第28条 冷却設備等		x													x													x										x										x										x										x																	
第29条 液位の保持等		△													△													△										△										△										△										△																	
第30条 計測設備		x													x													x										x										x										x										x																	
第31条 放射線管理施設		x													x													x										x										x										x										x																	
第32条 安全保護回路		x													x													x										x										x										x										x																	
第33条 反度制御系統及び原子炉停止系統		△													△													△										△										△										△										△																	
第34条 原子炉制御室等		x													x													x										x										x										x										x																	
第35条 廃棄物処理設備		x													x													x										x										x										x										x																	
第36条 保管廃棄設備		x													x													x										x										x										x										x																	
第37条 原子炉格納施設		x													x													x										x										x										x										x																	
第38条 実験設備等		x													x													x										x										x										x										x																	
第39条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止		x													x													x										x										x										x										x																	
第40条 保安電源設備		x													x													x										x										x										x										x																	
第41条 管組装置		x													x													x										x										x										x										x																	
第42条 遠隔連絡設備等		x													x													x										x										x										x										x																	

一：当該条項の要求事項に適合すべき設備等が施設に無いことを示す。
 ○：当該条項の要求事項に適合すべき設備であり、新規制基準対応して適合性説明を要することを示す。
 △：当該条項の要求事項に適合すべき設備であるが、要求事項に施設からの変更はなく、既設をそのまま使用するため適合性説明を省略することを示す。
 ◎：新規要求事項であるが、過去の設工認で要求事項を満たしていることの説明がつかぬもの。
 ×：当該条項の要求事項に適合すべき設備でなく適合性説明を要しないことを示す。

添付書類 6 別表 2 JRR-3 設工認要否判定表 注記一覧

注) 整理表中の「\$○」は関連する設備機器の番号を示す

- * 1 外部事象影響評価にて申請（原子炉建家の落雷防護（避雷針）についてはその4で申請。）。
- * 2 核物質防護規定等の運用にて管理する。
- * 3 既設の放射線エリアモニタを用いる。
- * 4 * 1に加えて避雷針及びばい煙対策について申請する。
- * 5 構築物であり、動的機能は有していない。
- * 6 安全にヘリウムを廃棄できるよう排気筒及び排風機を設ける。
- * 7 水中に設置しているため、火災により損傷するおそれはない。
- * 8 水中に設置しているため、溢水による影響を受けない。
- * 9 制御棒案内管受座自体は安全機能を有していない。また、制御棒案内管の耐震評価においても受座による支持は期待しない。
- * 10 各設備機器の設工認申請書の中で使用する内部流体を明らかにし、最高使用温度、最高使用圧力を用いて設備機器の評価を行っているため、各設備機器において適合性を示す。
- * 11 設置時の炉心構造物の添付計算書にて最高使用状態において評価し、問題ないことを確認している。
- * 12 329-1（消火設備の設置）にて説明。
- * 13 動的機能は有しておらず、構造上（鉄筋コンクリートまたはステンレス製）溢水による影響を受けないことは明らかである。
- * 14 耐震重要度見直しに伴う耐震クラス変更の申請。
- * 15 使用済燃料は自然対流により十分に除熱できるため、強制冷却を要しない。
- * 16 （欠番）
- * 17 守るべき機能は1次冷却材の保持であり、動的機能に期待するものではなく、構造上（金属製）直ちに溢水による影響を受けないことは明らかである。
- * 18 1次冷却材補助ポンプの基礎高さについては348にて申請。
- * 19 動的機能は有しておらず、構造上（金属製）直ちに溢水による影響を受けないことは明らかである。
- * 20 守るべき機能は重水の保持であり、動的機能に期待するものではなく、構造上（金属製）直ちに溢水による影響を受けないことは明らかである。
- * 21 溢水により損傷を受けたとしても、フェールセーフの設計としているため、守るべき安全機能は達成される。

- *22 試料採取設備は旧設置許可書の記載内容から変更はなく、許可基準規則・設工規則とも要求事項はないが、発電炉の需要度分類審査指針の解釈に事故時の試料採取系が例示されており、それを参考に従来から JRR-3 の重要度分類表に含まれているものである。
- *23 制御室に溢水源は無く、制御室外で発生した溢水により影響を受けるおそれがある場合には運転員の操作により原子炉を停止することが出来るため、必要な安全機能は達成される。
- *24 設計基準事故時に制御室の環境が変化するようなことはない。
- *25 設備機器の異常検知のためであり、安全機能喪失を検知するためのものでない。
- *26 § 105 安全系、106 対数出力炉周期系、110 1 次冷却材流量、1121 次冷却材炉心出口温度、1131 次冷却材炉心出入口温度差（炉心入口温度）、114 重水温度、115 重水流量、116 重水溢流タンク水位、117 原子炉プール水位、118 燃料事故モニタ、125 2 次冷却塔入口温度、126 2 次冷却系流量、128 ヘリウム流量、129 重水再結合器温度、371 1 次冷却材モニタ、372 2 次冷却材モニタ、373 炉上面排気モニタ、374 実験利用設備モニタ、136 破損燃料検出装置、141 安全スイッチ、2 地震感知器
- *27 制御棒駆動装置として一式での評価を実施（その 1 3）。
- *28 当該設備の故障により、正の反応度が添加されることはない。
- *29 外部電源喪失や単一故障に対し、制御棒系として安全機能を達成するために必要なものは制御棒、制御棒駆動装置管内駆動部、制御棒案内管、制御棒駆動機構案内管の機能である。これらは制御棒がそれぞれ独立に6体設置されていることをもって多重性を担保している。制御棒駆動装置管外駆動部は、制御棒系を構成する機器ではあるが、その構造、動作原理から故障時に非安全側に働くものではないことが明らかであり、13条2号が要求される設備ではない。
- *30 10/21 の審査会合でクラス 2 以上が対象と整理する以前に認可を受けているため。
- *31 設置時の設工認に記載はないが、使用前検査には合格している。
- *32 § 109 中性子計装盤、123 安全保護系制御盤、138 原子炉停止回路、139 スクラム遮断器、145 工学的安全施設作動設備監視装置、166 自然循環運転インターロック、171 手動停止スイッチ、375 プロセス計装盤、376 原子炉制御操作卓
- *33 制御室は原子炉建家と別建家である原子炉制御棟に設けられているため、設計基準事故時においても従事者が退避する必要はない。
- *34 制御室は原子炉建家と別建家である原子炉制御棟に設けられているため、遮蔽設備等は要しない。
- *35 JRR-3 原子炉施設では液体放射性廃棄物の保管廃棄は行わないが、設備の特性を考慮し技術基準第 26 条に準ずる。

- *36 放射性液体廃棄物の廃棄は放射性廃棄物処理場にて行うため、JRR-3 では放射性液体廃棄物の廃棄は行っていない。廃液貯槽に溜められた廃液は保安規定に基づき排出前に放射性物質の濃度を測定し、基準値以下の場合には一般排水を行っている。
- *37 該当する技術基準の条項は無いが、許可基準規則への対応のためその1にて申請。
- *38 246の申請にて説明。
- *39 非常用電源設備の溢水防護のため、マンホール蓋を設ける（246の申請にて説明）。
- *40 259～268で構成される（その13では配管の耐震評価を申請）。
- *41 270～279で構成される（その13では配管の耐震評価を申請）。
- *42 281～285で構成される（その13では配管の耐震評価を申請）。
- *43 基準地震動 S_s により上位クラス設備に影響を及ぼさないことを確認する。
- *44 一般設備であり、要求される技術基準はない。
- *45 その他試験研究用等原子炉の附属施設として設置時に認可を受けている。
- *46 森林火災に対しては、屋外消火栓に期待しなくとも必要な安全機能は防護されることをその13にて示す。
- *47 原子炉建家避雷針についてはその4、原子炉制御棟避雷針についてはその13にて申請。
- *48 JRR-3は航空機落下に対する考慮をする必要はない。
- *49 耐震重要度見直しに伴う耐震クラス変更の申請。なお、上位波及影響評価については原子炉プール躯体の評価において、サブプール、詰替セル躯体の重量を考慮し、原子炉プール躯体に影響を及ぼさないことを確認している。
- *50 溢水により機能喪失した場合は、原子炉が停止し、その後の状態監視は防護対象の計測制御系により達成される。
- *51 安全保護系並びに崩壊熱除去運転に係る中性子計装設備及びプロセス計装設備のケーブルの分離は、建家貫通部をその10にて、その他の部分をその13にて申請。
- *52 制御棒（フォロー型燃料要素付）は、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ため、耐震評価の評価対象外である。
- *53 \$105 安全系、\$106 対数出力炉周期系、\$110 1次冷却材流量、\$112 1次冷却材炉心出口温度、\$113 1次冷却材炉心出入口温度差（1次冷却材炉心入口温度）、\$114 重水温度、\$115 重水流量、\$116 重水溢流タンク水位、\$117 原子炉プール水位、\$118 燃料事故モニタ
- *54 原子炉建家屋根の耐震改修に伴い、非常用排気設備作動時に建家内の負圧が維持されることを検査にて確認する。

添付書類6 別表3 JRR-3原子炉施設の新規制基準対応に係る設工認申請一覧（技術基準規則ごと）

技術基準規則	設工認申請		設備機器	適合性の説明	関係する計算書等	備考			
第1条 適用範囲	—								
第2条 定義	—								
第3条 特殊な設計による試験研究用等原子炉施設	該当なし								
第4条 廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持	該当なし								
第5条 試験研究用等原子炉施設の地盤	その2	第1編	原子炉制御棟の耐震改修	原子炉制御棟	1-3 原子炉制御棟	その2添付書類2	その2添付書類1-1	・建家耐震改修に伴う適合性の確認	
		第2編	使用済燃料貯蔵施設の耐震設計	使用済燃料貯蔵施設（北地区）	44 使用済燃料貯蔵施設（北地区）				その2添付書類1-2
	その3	第1編	使用済燃料貯蔵室の耐震改修	使用済燃料貯蔵室	33 使用済燃料貯蔵室	その3添付書類3			その3添付書類1-1
		第2編	燃料管理施設の耐震改修	燃料管理施設	34 燃料管理施設				その3添付書類1-2
		第3編	排気筒の耐震改修	排気筒	176 排気筒				その3添付書類1-4
	その4		原子炉建家屋根の耐震改修	原子炉建家屋根	236 原子炉建家	その4添付書類3			その4添付書類1-1
	その5	第1編	実験利用棟の耐震改修	実験利用棟	1-1 実験利用棟	その5添付書類3			その5添付書類1-1
		第2編	コンプレッサ棟の耐震改修	コンプレッサ棟	1-2 コンプレッサ棟				その5添付書類1-3
その6		冷却塔の耐震改修	冷却塔塔体、ポンプ室	57 冷却塔	その6添付書類3		その6添付書類1-1、1-2		
第6条 地震による損傷の防止	その2	第1編	原子炉制御棟の耐震改修	原子炉制御棟	1-3 原子炉制御棟	その2添付書類2		その2添付書類1-1	
		第2編	使用済燃料貯蔵施設の耐震設計	使用済燃料貯蔵施設（北地区）	44 使用済燃料貯蔵施設（北地区）			その2添付書類1-2	
	その3	第1編	使用済燃料貯蔵室の耐震改修	使用済燃料貯蔵室	33 使用済燃料貯蔵室	その3添付書類3		その3添付書類1-1、1-3	
		第2編	燃料管理施設の耐震改修	燃料管理施設	34 燃料管理施設			その3添付書類1-2、1-3	
		第3編	排気筒の耐震改修	排気筒	176 排気筒			その3添付書類1-4、1-5	
	その4		原子炉建家屋根の耐震改修	原子炉建家屋根	236 原子炉建家	その4添付書類3		その4添付書類1-1～1-5	
	その5	第1編	実験利用棟の耐震改修	実験利用棟	1-1 実験利用棟	その5添付書類3		その5添付書類1-1、1-2	
		第2編	コンプレッサ棟の耐震改修	コンプレッサ棟	1-2 コンプレッサ棟			その5添付書類1-3	
	その6		冷却塔の耐震改修	冷却塔塔体、ポンプ室	57 冷却塔	その6添付書類3		その6添付書類1-1、1-2	
	その9	第1編	静止型インバータ装置の更新	静止型インバータ装置	246 静止型インバータ装置	その9添付書類4		その9添付書類1	・高齢年化対策として設備の更新
	その11	第1編	原子炉プールの構造（耐震性）	原子炉プール	15 原子炉プール（鋼製内張含む）	その11添付書類5		その11添付書類1～3-1	
			使用済燃料プール等の構造（耐震性）	使用済燃料プール	36 使用済燃料プール			その11添付書類5	その11添付書類1～3-1
		第3編	炉心等の構造（耐震性）	照射筒	照射筒	5 照射筒	その11添付書類5		その11添付書類1～2、3-2、3-3
格子板A、格子板B				格子板	6 格子板	その11添付書類1～2、3-2、3-4-1、3-4-2			
		格子板支持胴	格子板支持胴	7 格子板支持胴			その11添付書類1～2、3-2、3-4-3		
		制御棒案内管	制御棒案内管	8 制御棒案内管			その11添付書類1～2、3-2、3-4-5		
		重水タンク本体	重水タンク	9 重水タンク			その11添付書類1～2、3-2、3-5-1		
		プレナム	プレナム	10 プレナム			その11添付書類1～2、3-2、3-4-4		
		燃料要素	燃料要素	11 燃料要素			その11添付書類1～2、3-2、3-7-1		
		ベリウム反射体	ベリウム反射体	12 ベリウム反射体			その11添付書類1～2、3-2、3-6-1、3-6-2		
		ビームチューブ	ビームチューブ	249 ビームチューブ			その11添付書類1～2、3-2、3-5-2		
		真空容器	CNS真空容器	293 CNS真空容器			その11添付書類1～2、3-2、3-5-4		
		照射シンプル	照射シンプル	362 照射シンプル			その11添付書類1～2、3-2、3-5-3		
		ベースプレート	ベースプレート	363 ベースプレート			その11添付書類1～2、3-2、3-4-4		
その13	第9編	原子炉容器等の構造（耐震性）	上部遮蔽体	上部遮蔽体	16 上部遮蔽体	その13添付書類1-9		その13添付書類3-1、3-2、3-4-1-1	
			下部遮蔽体	下部遮蔽体	17 下部遮蔽体			その13添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-1-2	
		プールゲート（No.1ゲート）	プールゲート	20 プールゲート ※No.1ゲート			—（耐震性再評価の必要なし）		
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次冷却材主ポンプ	46 1次冷却材主ポンプ	その13添付書類1-9		—（耐震性再評価の必要なし）		
		1次冷却材補助ポンプ	1次冷却材補助ポンプ	47 1次冷却材補助ポンプ			—（耐震性再評価の必要なし）		
		1次冷却材熱交換器	1次冷却材熱交換器	48 1次冷却材熱交換器			その13添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-3-2-2、3-4-2-1		
		¹⁶ N減衰タンク	¹⁶ N減衰タンク	49 ¹⁶ N減衰タンク			—（耐震性再評価の必要なし）		
		1次冷却系設備主配管、1次冷却材ストレーナ	1次冷却系設備（配管（1次冷却材ストレーナを含む））	50 1次冷却系設備（配管（1次冷却材ストレーナを含む））			その13添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-2-2		
		2次冷却系設備主配管	2次冷却系設備（配管）	58 2次冷却系設備（配管）			その13添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-2-3		

添付書類6 別表3 JRR-3原子炉施設の新規制基準対応に係る設工認申請一覧（技術基準規則ごと）

技術基準規則	設工認申請		設備機器	適合性の説明	関係する計算書等	備考				
			制御棒駆動機構管外駆動部（可動コイル）	155	制御棒駆動機構管外駆動部（可動コイル）	その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-3-2、3-4-3-3 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-3-2、3-4-3-3 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-3-2、3-4-3-3 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-3-2、3-4-3-3 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-3-2、3-4-3-3 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-3-2、3-4-3-3				
			管外駆動部	156	制御棒駆動機構管外駆動部（位置指示検出機構）					
			管内駆動部	157	制御棒駆動機構管内駆動部（制御棒パコネットロック機構）					
			管内駆動部	158	制御棒駆動機構管内駆動部（連結桿）					
			管内駆動部	159	制御棒駆動機構管内駆動部（プランジャ）					
			重水ダンプ弁、重水ダンプ弁接続管	162	重水ダンプ弁（接続管含む）					
	第1 2 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	177	排気風道	その1 3 添付書類1-9	その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-4-1、3-4-4-2			
	第1 3 編	原子炉格納施設の構造（耐震性）	空気浄化装置 非常用排風機	243 244	非常用排気設備（空気浄化装置） 非常用排気設備（排風機）	その1 3 添付書類1-9	その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-5（ダクト） ※空気浄化装置、排風機は耐震性再評価の必要なし			
	第1 4 編	核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造（耐震性）	プールゲート（No.2ゲート） 燃料搬送装置 使用済燃料貯蔵ラック（A型、B型） 使用済燃料キャスク	20 27 42 365	プールゲート ※No.2ゲート 燃料搬送装置 SFプール内使用済燃料貯蔵ラック 使用済燃料取扱装置キャスク	その1 3 添付書類1-9	－（耐震性再評価の必要なし） その1 3 添付書類3-1、3-2、3-4-6-1 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-4-6-2、3-4-6-3 －（耐震性再評価の必要なし）			
	第1 5 編	その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造（耐震性）	前部水封用止板 サブプール 非常用電源設備（蓄電池） 非常用電源設備（非常用発電機） 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（減速材容器、低温流路管） 炉室詰替セルの躯体 非常用排気設備アキュムレータ	18 22 245 247 250 258 269 280 294 305 342	原子炉プール貫通部のシール構造（前部水封用止板） サブプール 蓄電池 非常用発電機 ビームチューブ接続管 水力照射設備 気送照射設備 放射化分析用照射設備 CNS（クライオスタット） 原子炉建家詰替セル（躯体） 圧縮空気設備（アキュムレータ）	その1 3 添付書類1-9	その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-2、3-4-7-2 －（耐震性再評価の必要なし） －（耐震性再評価の必要なし） －（耐震性再評価の必要なし） その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-7-1 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-7-3 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-7-4 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-7-5 その1 3 添付書類3-1、3-2、3-3-1、3-4-7-6 －（耐震性再評価の必要なし） －（耐震性再評価の必要なし）			
	第7条 津波による損傷の防止	その1 0	第1 編	ステンレス製密封容器の構造（密封性）	密封容器	3	ステンレス製密封容器	その1 0 添付書類1-1	その1 0 添付書類4	・新規制基準要求事項
	第8条 外部からの衝撃による損傷の防止	その4		原子炉建家屋根の耐震改修	原子炉建家屋根 避雷設備	236 326	原子炉建家 落雷防護	その4 添付書類3	－（計算書等なし）	(落雷防護) ・屋根の耐震改修に伴う機器の更新
				その1 3	第1 編	原子炉制御棟避雷針の設置	原子炉制御棟 原子炉制御棟避雷針	1-3 326	原子炉制御棟 落雷防護	その1 3 添付書類1-1
		その1 3	第3 編	中央制御室におけるばい煙対策設備の設置	原子炉制御棟換気空調設備ダンプ	1-3	原子炉制御棟	その1 3 添付書類1-3	－（計算書等なし）	(外部火災時のばい煙対策) ・許可申請書記載事項との整合のため
			第8 編	JRR-3原子炉施設の構造（外部事象影響）	実験利用棟 原子炉制御棟 使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 使用済燃料貯蔵施設（北地区） 排気筒 原子炉建家	1-1 1-3 33 34 44 176 236	実験利用棟 原子炉制御棟 使用済燃料貯槽室 燃料管理施設 使用済燃料貯蔵施設（北地区） 排気筒 原子炉建家	その1 3 添付書類1-8	その1 3 添付書類2-3-1、2-3-2	(外部火災（爆発、近隣工場等の火災、航空機落下火災）、森林火災、竜巻、自然現象の重ね合わせ) ・新規制基準要求事項
	第9条 試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	既認可設備からの設計変更なし								
	第10条 試験研究用等原子炉施設の機能	既認可設備からの設計変更なし								
	第11条 機能の確認等	その8		制御棒駆動装置の一部更新	可動コイル	155	制御棒駆動機構管外駆動部（可動コイル）	その8 添付書類1	－（計算書等なし）	・高経年化対策として設備の更新
		その9	第1 編	静止型インバータ装置の更新	静止型インバータ装置	246	静止型インバータ装置	その9 添付書類4	－（計算書等なし）	・高経年化対策として設備の更新
	第12条 材料及び構造	既認可設備からの設計変更なし								
第13条 安全弁等	既認可設備からの設計変更なし									

添付書類6 別表3 JRR-3原子炉施設の新規制基準対応に係る設工認申請一覧（技術基準規則ごと）

技術基準規則	設工認申請		設備機器	適合性の説明	関係する計算書等	備考
		重水冷却系設備	72 重水冷却系設備（ヘリウム系（再結合器））			・新規制基準要求事項 （内部溢水に対する防護対象施設における溢水影響評価）
		重水冷却系設備	73 重水冷却系設備（ヘリウム系（ヘリウムタンク））			
		重水冷却系設備	74 重水冷却系設備（ヘリウム系（配管））			
		重水冷却系設備	75 重水冷却系設備（ヘリウム系（弁類））			
		冠水維持設備	76 サイフォンブレイク弁（接続管含む）			
		安全保護回路（停止系）、中性子計装設備	105 安全系			
		安全保護回路（停止系）、中性子計装設備	106 対数出力炉周期系			
		中性子計装設備	109 中性子計装盤			
		安全保護回路（停止系）、プロセス計装設備	110 1次冷却材流量			
		安全保護回路（停止系）、プロセス計装設備	112 1次冷却材炉心出口温度			
		安全保護回路（停止系）	113 1次冷却材炉心出入口温度差（炉心入口温度）			
		安全保護回路（停止系）	114 重水温度			
		安全保護回路（停止系）	115 重水流量			
		安全保護回路（停止系）	116 重水溢流タンク水位			
		安全保護回路（停止系）、プロセス計装設備	117 原子炉プール水位			
		安全保護回路（停止系）	121 安全保護系検出器			
		安全保護回路（停止系）	122 安全保護系アナログ変換器盤			
		安全保護回路（停止系）	123 安全保護系制御盤			
		安全保護回路（停止系）	138 原子炉停止回路			
		安全保護回路（停止系）	139 スクラム遮断器			
		安全保護回路（工学的安全施設）	143 サイフォンブレイク弁作動回路（※145に含まれる）			
		安全保護回路（工学的安全施設）	145 工学的安全施設作動設備監視装置			
		冠水維持設備、スクラム機構	147 制御棒駆動機構案内管（上部仕切弁）			
		冠水維持設備、スクラム機構	148 制御棒駆動機構案内管（着座器）			
		冠水維持設備、スクラム機構	149 制御棒駆動機構案内管（緩衝器）			
		冠水維持設備、スクラム機構	150 制御棒駆動機構案内管（下部弁）			
		制御棒駆動装置	152 制御棒駆動機構管外駆動部（駆動モータ）			
		制御棒駆動装置	153 制御棒駆動機構管外駆動部（減速機）			
		制御棒駆動装置	154 制御棒駆動機構管外駆動部（ボールスクリュ）			
		制御棒駆動装置	155 制御棒駆動機構管外駆動部（可動コイル）			
		制御棒駆動装置	156 制御棒駆動機構管外駆動部（位置指示検出機構）			
		制御棒、スクラム機構	157 制御棒駆動機構管内駆動部（制御棒パヨネットロック機構）			
		制御棒、スクラム機構	158 制御棒駆動機構管内駆動部（連結桿）			
		制御棒、スクラム機構	159 制御棒駆動機構管内駆動部（プランジャ）			
		重水冷却系設備	162 重水ダンプ弁（接続管含む）			
		非常用電源系	245 蓄電池			
		非常用電源系	246 静止型インバータ装置			
		非常用電源系	247 非常用発電機			
		炉心構造物	249 ビームチューブ			
		炉心構造物	293 CNS真空容器			

添付書類6 別表3 JRR-3原子炉施設の新規制基準対応に係る設工認申請一覧（技術基準規則ごと）

技術基準規則	設工認申請		設備機器	適合性の説明	関係する計算書等	備考
			重水冷却系設備	73 重水冷却系設備（ヘリウム系（ヘリウムタンク））		・新規制基準要求事項 （内部火災に対する防護対象施設における火災影響評価）
			重水冷却系設備	74 重水冷却系設備（ヘリウム系（配管））		
			重水冷却系設備	75 重水冷却系設備（ヘリウム系（弁類））		
			安全保護回路（停止系）、中性子計装設備	105 安全系		
			安全保護回路（停止系）、中性子計装設備	106 対数出力炉周期系		
			中性子計装設備	109 中性子計装盤		
			安全保護回路（停止系）、プロセス計装設備	110 1次冷却材流量		
			安全保護回路（停止系）、プロセス計装設備	112 1次冷却材炉心出口温度		
			安全保護回路（停止系）	113 1次冷却材炉心出入口温度差（炉心入口温度）		
			安全保護回路（停止系）	114 重水温度		
			安全保護回路（停止系）	115 重水流量		
			安全保護回路（停止系）	116 重水溢流タンク水位		
			安全保護回路（停止系）	121 安全保護系検出器		
			安全保護回路（停止系）	122 安全保護系アナログ変換器盤		
			安全保護回路（停止系）	123 安全保護系制御盤		
			安全保護回路（停止系）	138 原子炉停止回路		
			安全保護回路（停止系）	139 スクラム遮断器		
			冠水維持設備、スクラム機構	147 制御棒駆動機構案内管（上部仕切弁）		
			冠水維持設備、スクラム機構	148 制御棒駆動機構案内管（着座器）		
			冠水維持設備、スクラム機構	149 制御棒駆動機構案内管（緩衝器）		
			冠水維持設備、スクラム機構	150 制御棒駆動機構案内管（下部弁）		
			制御棒駆動装置	152 制御棒駆動機構管外駆動部（駆動モータ）		
			制御棒駆動装置	153 制御棒駆動機構管外駆動部（減速機）		
			制御棒駆動装置	154 制御棒駆動機構管外駆動部（ボールスクレ）		
			制御棒駆動装置	155 制御棒駆動機構管外駆動部（可動コイル）		
			制御棒駆動装置	156 制御棒駆動機構管外駆動部（位置指示検出機構）		
			制御棒、スクラム機構	157 制御棒駆動機構管内駆動部（制御棒パコネットロック機構）		
			制御棒、スクラム機構	158 制御棒駆動機構管内駆動部（連結桿）		
			制御棒、スクラム機構	159 制御棒駆動機構管内駆動部（プランジャ）		
			重水冷却系設備	162 重水タンク弁（接続管含む）		
			非常用電源系	245 蓄電池		
			非常用電源系	246 静止型インバータ装置		
			非常用電源系	247 非常用発電機		
			炉心構造物	249 ビームチューブ		
			炉心構造物	293 CNS真空容器		
			炉心構造物	362 照射シールド		
			炉心構造物	363 ベースプレート		
第22条 炉心等	既認可設備からの設計変更なし					
第23条 熱遮蔽材	該当なし					
第24条 一次冷却材	既認可設備からの設計変更なし					
第25条 核燃料物質取扱設備	既認可設備からの設計変更なし					

添付書類6 別表3 JRR-3原子炉施設の新規制基準対応に係る設工認申請一覧（技術基準規則ごと）

技術基準規則	設工認申請		設備機器	適合性の説明	関係する計算書等	備考
第26条 核燃料物質貯蔵設備	その13	第4編	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	使用済燃料プール水位警報	38 SFプール水位警報設備	その13添付書類1-4 -（計算書等なし） ・設置時認可未取得
第27条 一次冷却材処理装置	既認可設備からの設計変更なし					
第28条 冷却設備等	既認可設備からの設計変更なし					
第29条 液位の保持等	既認可設備からの設計変更なし					
第30条 計測設備	その13	第4編	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	原子炉プール水位警報（原子炉停止中の異常監視用）	117-2 停止中に制御室外で監視するための炉プール水位警報	その13添付書類1-4 -（計算書等なし） ・使用済燃料プール水位計との横並びのため
第31条 放射線管理施設	既認可設備からの設計変更なし					
第32条 安全保護回路	その10	第2編	ケーブルの分離設備の設置（建家貫通部）	ケーブルの分離設備（難燃シート、鋼板）	352 安全保護系ケーブルの分離設備（建家貫通部）	その10添付書類1-2 その10添付書類5 ・新規制基準要求事項（原子炉建家貫通部における安全保護回路の物理的分離）
第33条 反応度制御系統及び原子炉停止系統	その8		制御棒駆動装置の一部更新	可動コイル	155 制御棒駆動機構管外駆動部（可動コイル）	その8添付書類1 -（計算書等なし） ・高経年化対策として設備の更新
第34条 原子炉制御室等	その7	第2編	安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯の設置	安全避難通路	350 安全避難通路、避難用照明、誘導標識及び誘導灯	その7添付書類3-2 -（計算書等なし） ・新規制基準要求事項
	その13	第2編	中央制御室外原子炉停止盤の設置	中央制御室外原子炉停止盤	140 中央制御室外原子炉停止盤	その13添付書類1-2 -（計算書等なし） ・設置時認可未取得
第35条 廃棄物処理設備	既認可設備からの設計変更なし					
第36条 保管廃棄設備	その10	第3編	保管廃棄施設の設置	廃棄物保管室、廃棄物保管場所	201 保管廃棄施設	その10添付書類1-3 その10添付書類3 ・新規制基準要求事項
第37条 原子炉格納施設	その13	第16編	原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計	原子炉建家（円筒壁、屋根）	236 原子炉建家	その13添付書類1-10 -（計算書等なし） ・原子炉建家屋根更新に伴う建家容積増加の影響評価のため
				炉室排気系（排風機）	175 排風機（原子炉建家）	
				炉室排気系（主ダクト）、実験利用設備排気系（主ダクト）、オイルダンパ系（主ダクト）	177 排気風道	
				炉室排気系（隔離弁）、実験利用設備排気系（隔離弁）、炉室給気系（隔離弁）	178 隔離弁	
				オイルダンパ	180 オイルダンパ	
				炉室給気系（空調和機）	239 原子炉建家換気空調設備（空調和機）	
				非常用排気設備（排風機）	244 非常用排気設備（排風機）	
実験利用設備排気系（排風機）	378 排風機（実験利用設備）					
第38条 実験設備等	その1	第2編	JRR-3内の通信連絡設備の設置	一斉指令放送装置、ページング式インターホン装置、固定電話、携帯電話	346 通信連絡設備 施設内	その1添付書類2 -（計算書等なし） ・新規制基準要求事項
第39条 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止	その12		冠水維持機能喪失時用水設備の設置	電動式可搬型ポンプ	314 可搬型汲上ポンプ	その12添付書類2 その12添付書類1、4 ・新規制基準要求事項
				可搬型発電機	315 可搬型発電機	
				給水用ホース接続口（原子炉建家貫通部）	349 給水配管（建家貫通部）	
				フレキシブルホース	349-2 給水用ホース（建家内）	
				消防用ホース	349-3 給水用ホース（屋外）	
第40条 保安電源設備	その9	第1編	静止型インバータ装置の更新	静止型インバータ装置	246 静止型インバータ装置	その9添付書類4 その9添付書類3 ・高経年化対策として設備の更新
第41条 警報装置	その1	第1編	廃液貯槽の漏えい検知器の設置	漏えい検知器	353 廃液貯槽漏えい検知器	その1添付書類1 その1添付書類6 ・新規制基準要求事項
第42条 通信連絡設備等	その1	第2編	JRR-3内の通信連絡設備の設置	一斉指令放送装置、ページング式インターホン装置、固定電話、携帯電話	346 通信連絡設備 施設内	その1添付書類2 -（計算書等なし） ・新規制基準要求事項
		第3編	JRR-3外の通信連絡設備の設置	固定電話、携帯電話	347 通信連絡設備 施設外	その1添付書類3 -（計算書等なし）
該当する技術基準の要求事項なし	その1	第4編	モニタリングポスト等の情報伝達設備の付加	モニタリングポスト、無線式データ処理装置、データ表示装置、無線LAN中継装置	224 屋外放射線管理設備	その1添付書類4 その1添付書類9 ・新規制基準要求事項
				モニタリングポスト（分配器、無線式データ伝送装置、非常用電源装置）	225 モニタリングポスト	
				無線式データ処理装置、緊急時対策所内データ表示装置（無線式、有線式）	226 中央監視装置	
				無線LAN中継装置、JRR-3中央制御室内データ表示装置（無線式、有線式）	227 情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備（情報伝達設備）	
	その13	第5編	外部消火設備の設置	外部消火栓	334 森林火災対策（屋外消火栓）	その13添付書類1-5 その13添付書類2-3-1 ・許可申請書記載事項との整合のため

7. JRR-3の変更に係る設計及び工事の計画の分割
申請の理由に関する説明書

JRR-3 原子炉施設の適合性確認に係る設計及び工事の計画の認可申請については、設計の範囲、工事の時期等を勘案して表1のとおり分割することとする。本申請では、「原子炉制御棟避雷針の設置」、「中央制御室外原子炉停止盤の設置」、「中央制御室におけるばい煙対策設備の設置」、「原子炉プール水位警報設備の設置」、「使用済燃料プール水位警報設備の設置」、「外部消火設備の設置」、「内部溢水影響評価」、「内部火災影響評価」、「使用済燃料貯槽室の構造（外部事象影響）」、「燃料管理施設の構造（外部事象影響）」、「使用済燃料貯蔵施設の構造（外部事象影響）」、「原子炉制御棟の構造（外部事象影響）」、「排気筒の構造（外部事象影響）」、「原子炉建家の構造（外部事象影響）」、「実験利用棟の構造（外部事象影響）」、「原子炉プール貫通部等の構造（耐震性）」、「1次冷却系設備の構造（耐震性）」、「2次冷却系設備の構造（耐震性）」、「重水冷却設備の構造（耐震性）」、「サイフォンブレイク弁の構造（耐震性）」、「原子炉プール溢流タンクの構造（耐震性）」、「核計装案内管等の構造（耐震性）」、「制御棒等の構造（耐震性）」、「重水ダンプ弁の構造（耐震性）」、「原子炉建家換気空調設備の構造（耐震性）」、「非常用排気設備の構造（耐震性）」、「核燃料物質貯蔵設備の構造（耐震性）」、「照射設備の構造（耐震性）」、「クライオスタットの構造（耐震性）」、「炉室詰替セル等の構造（耐震性）」及び「原子炉建家の負圧維持及び漏えい率に係る設計」について申請するものである。

表 1 JRR-3 原子炉施設設工認申請対象の施設区分と項目※

施設区分		申請対象		分割申請回数	今回の申請	備考
設工認申請	設置許可申請					
イ 原子炉本体	ハ 原子炉本体の構造及び設備	(1) 炉心(i)構造	炉心等の構造 (耐震性)	その1 1	申請済	既設
		(4) 原子炉容器(i)構造	原子炉プールの構造 (耐震性) 原子炉容器等の構造 (耐震性)	その1 1	申請済	既設
		(1) 耐震構造	使用済燃料貯蔵室の耐震改修 (耐震性)	その3	申請済	改造
			燃料管理施設の耐震改修 (耐震性)	その3	申請済	改造
ロ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(3) その他の主要な構造	使用済燃料貯蔵施設の耐震設計 (耐震性) 使用済燃料貯蔵室の構造 (外部事象影響)	その2	申請済	既設
			燃料管理施設の構造 (外部事象影響)	その1 3	〇	既設
			使用済燃料貯蔵施設の構造 (外部事象影響)	その1 3	〇	既設
			核燃料物質貯蔵設備の構造 (耐震性)	その1 3	〇	既設
ハ 原子炉冷却系統施設	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造	(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造	核燃料物質貯蔵設備の構造 (耐震性) ステンレス製密封容器の構造 (密封性)	その1 0	申請済	既設
			使用済燃料プール等の構造 (耐震性)	その1 1	申請済	既設
			使用済燃料プール水位警報設備の設置	その1 3	〇	既設
			冷却塔の耐震改修 (耐震性)	その6	申請済	改造
ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備	ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備	(1) 1次冷却設備	1次冷却材補助ポンプの被水対策設備の設置	その7	申請済	追加
		(ii) 主要な機器の構造				
		(1) 1次冷却設備	1次冷却系設備の構造 (耐震性)	その1 3	〇	既設
		(2) 2次冷却設備	2次冷却系設備の構造 (耐震性)	その1 3	〇	既設
		(4) その他の主要な事項	重水冷却設備の構造 (耐震性)	その1 3	〇	既設
		(i) 重水冷却設備				

施設区分		申請対象		今回の申請	備考	
設工認申請	設置許可申請	申請対象	分割申請回数	今回の申請	備考	
ハ 原子炉冷却系統施設	ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備	(4) その他の主要な事項 (ii) 冠水維持設備	サイフォンブレード弁の構造 (耐震性)	その13	○	既設
		(4) その他の主要な事項	原子炉プールの構造 (耐震性)	その11	申請済	既設
	ロ 試験研究用等原子炉施設 の一般構造	(1) 耐震構造	原子炉プール溢流タンクの構造 (耐震性)	その13	○	既設
		(3) その他の主要な構造	原子炉制御棟の耐震改修 (耐震性)	その2	申請済	改造
			原子炉制御棟の構造 (外部事象影響)	その13	○	既設
ホ 放射性廃棄物の廃棄施設	ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備	(1) 計装	原子炉制御棟避雷針の設置	その13	○	既設
		(2) 安全保護回路	中央制御室におけるばい煙対策設備の設置	その13	○	既設
			原子炉プール水位警報設備の設置	その13	○	既設
		(3) 制御設備	ケーブルの分離設備の設置 (建家貫通部)	その10	申請済	追加
			核計装案内管等の構造 (耐震性)	その13	○	既設
ニ 放射性廃棄物の廃棄施設	チ 放射線管理施設の構造及び設備	(4) 非常用制御設備	制御棒等の構造 (耐震性)	その13	○	既設
		(5) その他の主要な事項	制御棒駆動装置の一部更新	その8	申請済	改造
			重水ダンブ弁の構造 (耐震性)	その13	○	既設
		(1) 耐震構造	中央制御室外原子炉停止盤の設置	その13	○	既設
			(3) その他の主要な構造	排気筒の耐震改修 (耐震性)	その3	申請済
ヘ 放射線管理施設	ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備	(2) 液体廃棄物の廃棄設備	排気筒の構造 (外部事象影響)	その13	○	既設
		(3) 固体廃棄物の廃棄設備	廃液貯槽の漏えい検知器の設置	その1	申請済	追加
			保管廃棄施設の設置	その10	申請済	既設
ヘ 放射線管理施設	チ 放射線管理施設の構造及び設備	(2) 屋外管理用の主要な設備の種類	モニタリングポスト等の情報伝達設備の付加	その1	申請済	追加

施設区分		申請対象	分割申請回数	今回の申請	備考	
設工認申請	設置許可申請					
チ その他試験研究用等原子炉施設の附属施設	ヌ その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備	(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	その1 2	申請済	追加	
		(4) その他の主要な事項	その7	申請済	既設、追加	
	ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造		JRR-3 内の通信連絡設備の設置	その1	申請済	既設
			JRR-3 外の通信連絡設備の設置	その1	申請済	既設
			消火設備の設置 (ハロゲン化物消火設備を除く)	その7	申請済	既設
			消火設備の設置 (ハロゲン化物消火設備)	その9	申請済	既設
			外部消火設備の設置	その1 3	○	既設
			内部溢水影響評価	その1 3	○	既設
			内部火災影響評価	その1 3	○	既設
			内部火災影響評価	その1 3	○	既設

※今後の進捗に応じて、項目や分割内容を変更する可能性がある。

8. 内部溢水影響評価及び内部火災影響評価に関する
追加説明事項に係る説明書

8－1. 内部火災に対する原子炉停止後 30 秒の冷却
の確保に関する説明書

8－2. 内部火災に対するケーブルトレイの分離距離
に係る説明書

8－3. 安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価及
び内部火災影響評価に関する説明書

8－1． 内部火災に対する原子炉停止後 30 秒の冷却
の確保に関する説明書

目次

1. 概要 添 8-1-1
2. ケーブル火災について 添 8-1-1
3. ケーブル火災以外の内部火災について 添 8-1-1
 - 3.1 内部火災を考慮すべき区画について 添 8-1-1
 - 3.2 原子炉建家地階における内部火災想定について 添 8-1-2
 - 3.3 火災影響評価について 添 8-1-2

1. 概要

JRR-3 は、炉心を火災の影響により損傷させないために、原子炉の運転中において火災を確認した場合は、原子炉を停止し、その後、30 秒間の強制冷却（1 次冷却材主ポンプ 2 台、1 次冷却材補助ポンプ 2 台の計 4 台あるポンプのうち少なくとも 1 台による冷却確保）をすることとしている。

JRR-3 施設内において火災発生を確認したときは、原子炉を停止することとしており、三方策の組み合わせによって炉心の崩壊熱除去を達成する。また、原子炉設置時に敷設したケーブルはすべて難燃性のものを採用しており、それらを各系統、ケーブルの種類ごと分離してケーブルダクト、ケーブルトレイ又は電線管に収納し敷設することで、火災に対する防護方針（原子炉停止後 30 秒間の強制冷却維持）を達成することとしている。

2. ケーブル火災について

安全保護系ケーブル及び非常用電源系ケーブル（以下「防護対象ケーブル」という。）に対して、原子炉建家貫通部以外はケーブル火災に対する分離距離を規定した IEEE384 に準拠したケーブルトレイの物理的分離を図っている。（鋼製可とう電線管に収納して敷設しているケーブルについては IEEE384 に準拠した物理的分離とはしていないが、不燃材により密閉された構造であることから酸素不足となり、ケーブル火災が継続することがない構造となっている。）。

安全保護系のケーブルは計装ケーブル及び制御ケーブルから構成されており、JEAC 4626-2010^[1]においてこれらのケーブルによる火災想定は当該ケーブルの断線・短絡のみを引き起こす火災であり、他には拡がらないものとされていることから、安全保護系のうち 1 系統のケーブルがケーブル火災により断線・短絡した場合でも、独立したもう一方の系統により安全機能は維持される。

非常用電源系ケーブルは電力ケーブルであり、JEAC4626-2010 においてこれらのケーブルによる火災想定は当該ケーブルのトレイ内全ケーブルに断線・短絡を起こす火災とされている。1 次冷却材補助ポンプが接続されている非常用電源系のうち一方のケーブルがケーブル火災により断線・短絡した場合には、当該系統に接続する 1 次冷却材補助ポンプが停止するため「1 次冷却材補助ポンプ停止」のスクラム信号により原子炉が停止し、ケーブル火災を起こしたケーブルとは分離独立し敷設させている 1 次冷却材主ポンプ 2 台及び 1 次冷却材補助ポンプ 1 台により 30 秒間の強制冷却が可能である。

以上からケーブル火災が発生した場合においても、防護対象ケーブルの安全機能は護られる。

3. ケーブル火災以外の内部火災について

3.1 内部火災を考慮すべき区画について

防護対象ケーブルのうち、安全保護系のケーブルが火災により短絡・断線した場合に

は原子炉のスクラム信号が発生し原子炉が停止するフェールセーフの設計である。原子炉停止後 30 秒の強制冷却に必要な系統は、1 次冷却材補助ポンプの運転に必要な電源ケーブル（非常用電源系ケーブル）と、1 次冷却材流量の監視に必要なプロセス計装設備及び中性子計装設備である。これらのケーブルは原子炉建家地階、ケーブルダクト室、ケーブル処理室、電気室及び中央制御室に敷設されている。このうち電気室及び中央制御室については床下の埋設配管に敷設されており、内部火災の影響を受けない。ケーブルダクト室及びケーブル処理室についてはケーブル以外の可燃性物質はなく、原子炉運転中は立入禁止とし施錠管理を行っているため、ケーブル火災以外は発生しない。以上のことから、ケーブル火災以外の内部火災からの防護を考慮すべき箇所は原子炉建家地階のみである（図-8-1.1 参照）。

3.2 原子炉建家地階における内部火災想定について

原子炉建家地階において防護対象のケーブルは床面から 2m 以上の高さに敷設されている。原子炉建家については、発火性物質及び引火性物質の持込を管理しており、原子炉建家内にそれらを保管する場合には金属製の容器に収納している。原子炉運転中、原子炉建家内において火器等を使用する工事等が実施されることはない。また、原子炉建家地階には実験利用設備はなく、運転員以外の立入を禁止している。加えて、原子炉建家地階は運転員による 1 日 1 回以上の巡視を実施している。以上の状況を踏まえ、火災源については運転員が使用する巡視記録等の紙類を想定し、NUREG/CR-6850 の Final Report^[2]における仮置可燃物の燃焼試験の結果から表-8-1.1 のとおり選定する。最も厳しい条件として、これらの仮置可燃物が高さ 2m に敷設されたケーブルトレイの直下において発火した場合のケーブルへの影響を評価する。

表-8-1.1 想定火災源

火災源	重量	最大発熱速度 (HRR)
段ボール (30cm×40cm×30cm)	0.395kg	26kW
コピー用紙	6.8kg	
しわくちゃの紙	0.68kg	

3.3 火災影響評価について

評価は火災源となる段ボール等の仮置可燃物をケーブルトレイの直下の床面に置き、段ボールの上面から発火した場合（図-8-1.2 参照）を想定し、プルーム影響によるケーブルトレイ位置の温度上昇を評価した。評価においては FDT^S (Fire Dynamics Tools)^[3] の計算モデルに基づいて算出した。評価条件及び結果について表-8-1.2 に示す。評価の結果、火炎が直接ケーブルトレイに届くことはなく、また、ケーブルトレイ位置におけるプルーム中心軸温度が約 102℃となり、ケーブル損傷基準である 205℃^[2]まで上昇する

ことはなく、機能喪失しないことを確認した。

表-8-1.2 評価条件及び結果

火災源		ターゲット				影響範囲 (ZOI)	
HRR	火災源等 価直径	火災源高さ	床からの高さ	火災源からの距離		火炎高さ	ブルーム中心 軸温度
				水平方向	垂直方向		
26kW	0.34m	0.40m	2.0m	0m	1.6m	0.52m	101.96℃

以上のことから、仮置可燃物から火災が発生した場合でも、防護対象ケーブルを損傷することはないため、運転員は施設内に設置されている火災報知器により感知し、火災発生を確認した後に、原子炉を停止することで、30秒の強制冷却を行うことが可能である。

<参考文献>

- [1]原子力発電所の火災防護規程(JEAC 4626-2010)
- [2]EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities: Detailed Methodology, Final Report, (NUREG/CR-6850, EPRI 1011989, Volume 2)
- [3]Fire Dynamics Tools (FDT^s) Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program (NUREG-1805, Final Report)

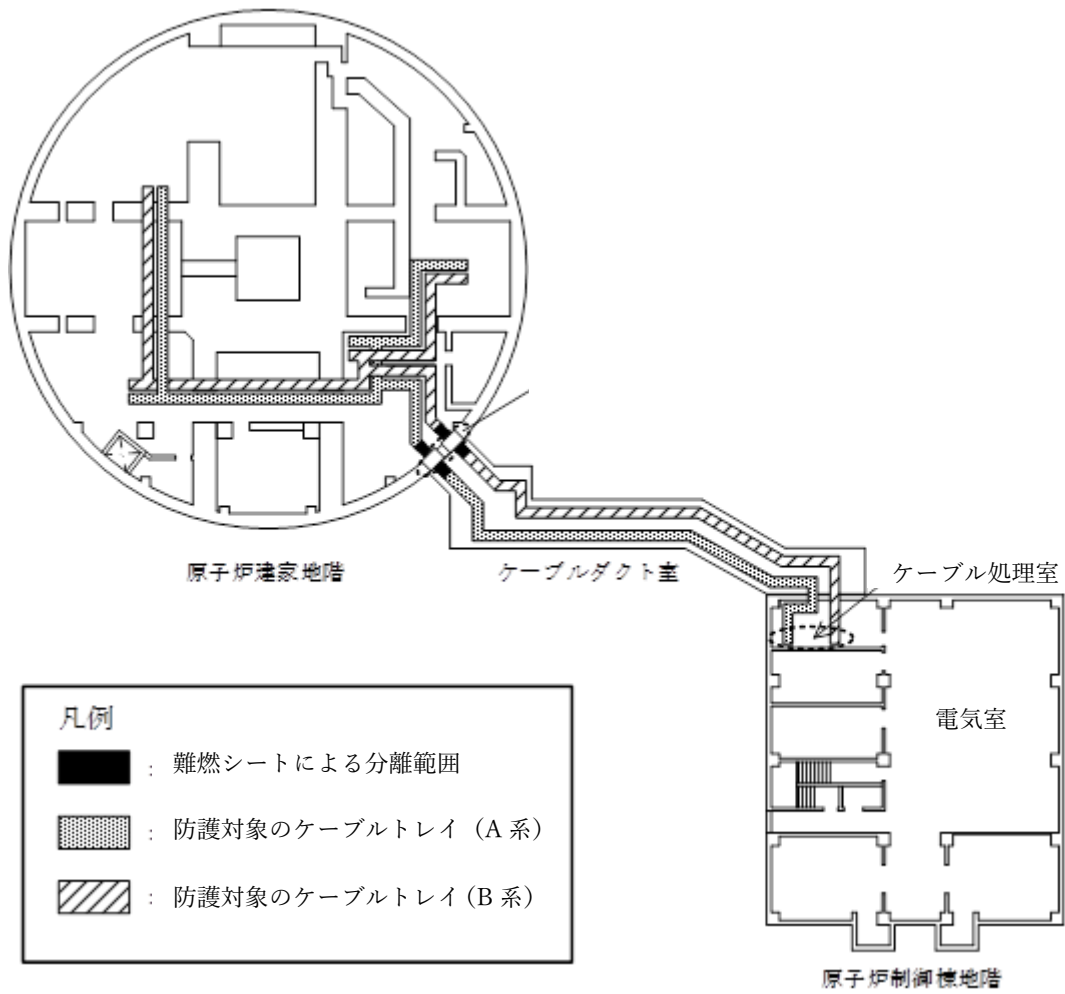


図-8-1.1 防護対象ケーブルの敷設図

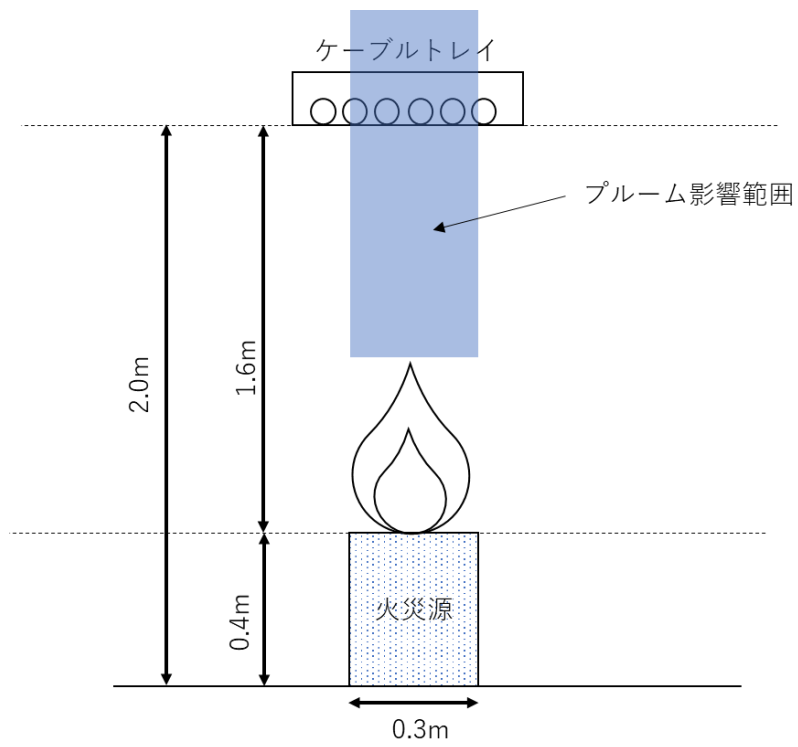


図-8-1.2 火災影響評価イメージ

8－2. 内部火災に対するケーブルトレイの分離距離 に係る説明書

目次

1. 概要 添 8-2-1
2. 防護対象ケーブルトレイの敷設状況 添 8-2-1

1. 概要

JRR-3 の内部火災に対する防護対象設備のケーブル（以下「防護対象ケーブル」という。）については、全て蓋及び底板が設けられ、異なる系統のケーブルトレイ間は水平方向、垂直方向ともに 25mm 以上の物理的分離が図られていることを図面及び実際の敷設状況から確認した。

2. 防護対象ケーブルトレイの敷設状況

防護対象のケーブルが敷設されている原子炉建家 1 階、地階、ケーブルダクト室及び原子炉制御棟のケーブルトレイの敷設状況を図-8-2.1～図-8-2.3 に示す（A 系と B 系のケーブルトレイが垂直に重なっている箇所については A 系のケーブルトレイで示している）。ケーブルトレイは原子炉建家 1 階の原子炉プール周辺から原子炉建家地階、ケーブルダクト室を経由して原子炉制御棟まで敷設されている。

分離距離が最も短い箇所は原子炉建家地階において、垂直分離距離 30 mm であり、敷設されているケーブルトレイは IEEE384 に準拠した物理的分離が図られている。



図-8-2.1 防護対象ケーブルトレイ敷設図（原子炉建家 1 階）

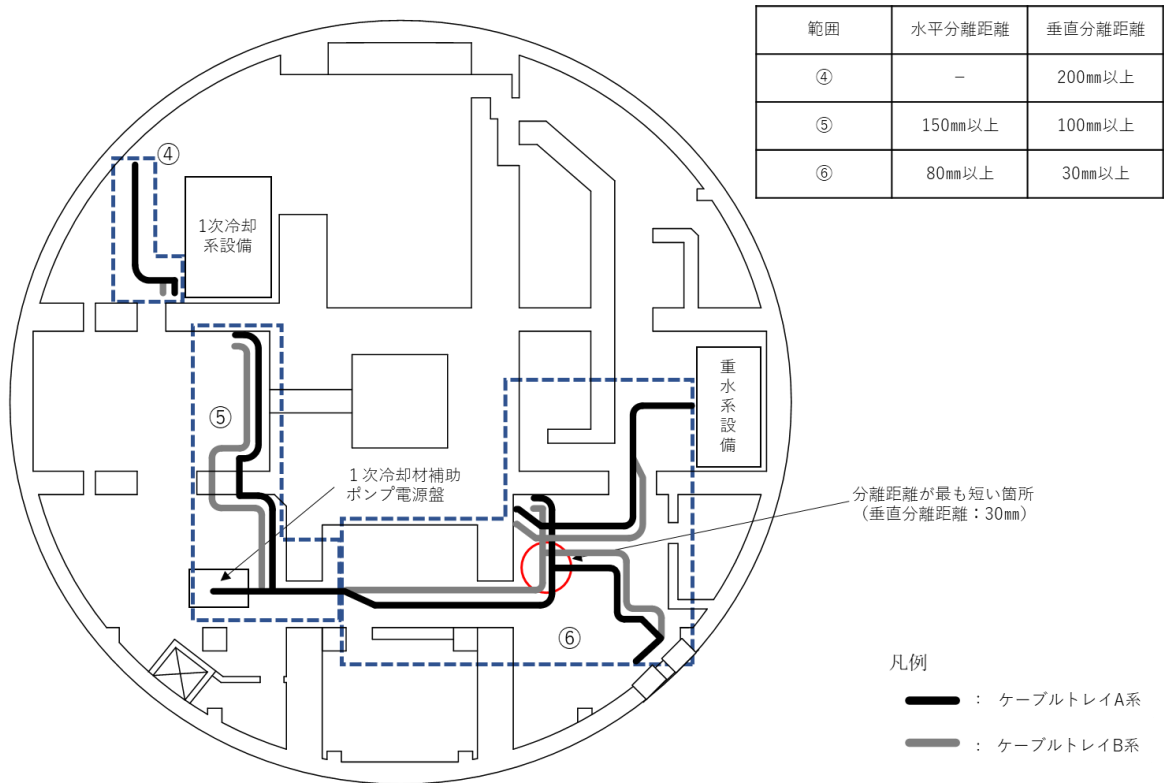


図-8-2.2 防護対象ケーブルトレイ敷設図（原子炉建家地階）

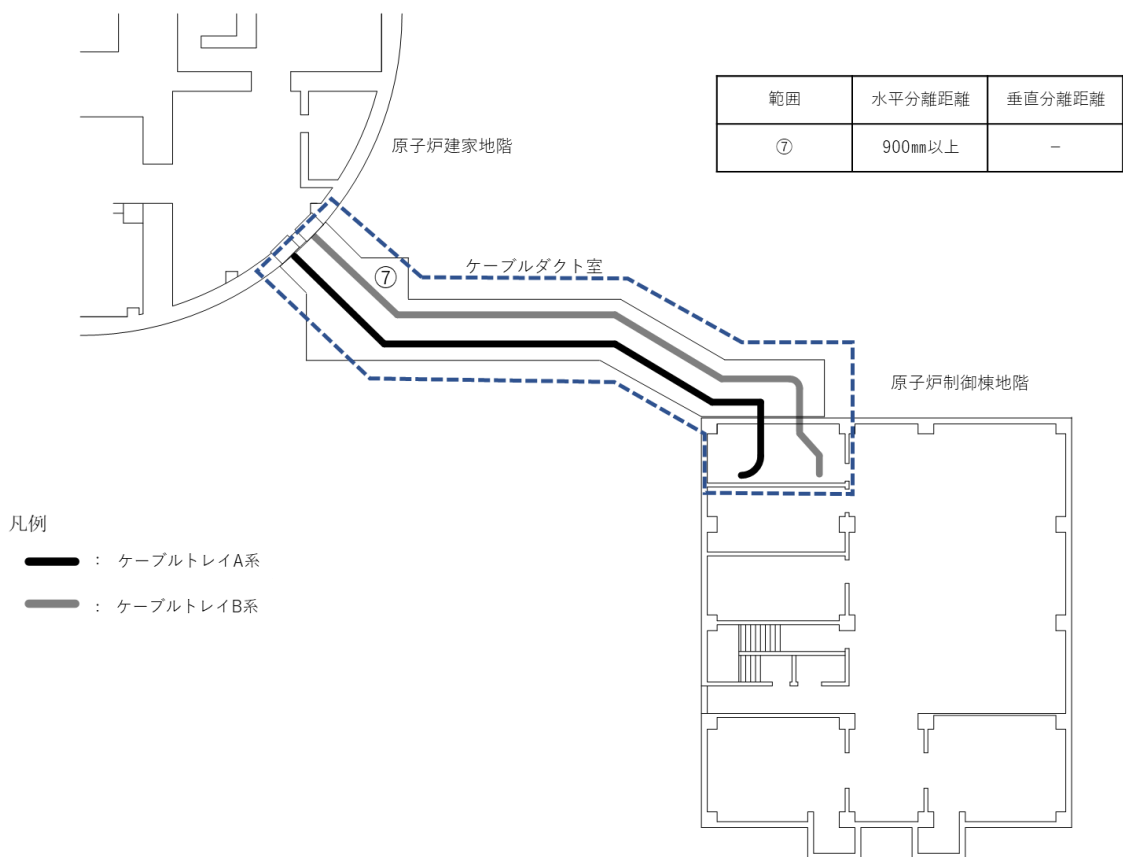


図-8-2.3 防護対象ケーブルトレイ敷設図（ケーブルダクト室及び原子炉制御棟地階）

8－3. 安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価及び
内部火災影響評価に関する説明書

目次

1. 概要	添 8-3- 1
2. 安全保護回路に関する溢水防護、火災防護の基本方針	添 8-3- 1
3. 安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価	添 8-3- 4
4. 安全保護系検出器に係る内部火災影響評価	添 8-3- 5
別紙-8-3.1 安全保護系検出器のうち、1次冷却材炉心出口温度及び重水温度に係る内部溢水影響評価について	
1. 概要	添 8-3- 8
2. 機器概要	添 8-3- 8
3. 溢水想定	添 8-3- 8
3.1 1次冷却系からの溢水量	添 8-3- 9
3.2 重水冷却系からの溢水量	添 8-3- 9
4. 溢水影響評価結果	添 8-3-10

1. 概要

内部溢水及び内部火災に対する防護対象設備のうち、安全保護回路（停止系）を構成する安全保護系検出器について、内部溢水影響評価及び内部火災影響評価を実施し、必要な安全機能が防護されることを確認した。

2. 安全保護回路に関する溢水防護、火災防護の基本方針

JRR-3においては、内部溢水発生時や内部火災発生時は事象確認後、当該事象が施設の安全性に影響を及ぼすおそれのある場合には原子炉を停止するとしている。また、安全保護回路はその信頼性を確保するため、フェールセーフの設計と1 out of 2のロジックにより構成されている。

上記の方針及び設計を踏まえ、JRR-3では安全保護回路のうち原子炉の運転状態の異常を検知し、原子炉を停止させる回路を内部溢水及び内部火災の防護対象としている。具体的には安全保護回路について、原子炉のプロセス量を監視するものか、動的設備の状態監視を行うものか、監視対象設備は内部溢水又は内部火災の防護対象か、原子炉停止時に当該回路なしで原子炉の安全性が確保されるか等により防護対象となる安全保護回路を選定している。その整理結果を表-8-3.1に示す。

表-8-3.1 防護対象となる安全保護回路の整理結果

対象回路	設備概要と防護の必要性について	防護の 要否
安全系	原子炉の出力や臨界状態を監視する設備のため、原子炉停止後の崩壊熱除去完了まで防護する必要がある。 1次冷却系のプロセス量を監視するための設備のため、防護する必要がある。 なお、1次冷却材流量及び1次冷却材炉心出口温度は原子炉停止後の崩壊熱除去完了まで防護する必要がある。	○
対数出力炉周期系		○
1次冷却材流量		○
1次冷却材炉心出口温度		○
1次冷却材炉心出入口温度差(1次冷却材炉心入口温度)		○
原子炉プール水位	炉心の冠水状態を監視し、原子炉プール水位低下時にはサイフォンブレイク弁を開とするための設備であるため、内部溢水発生時には防護する必要がある。 なお、内部火災発生時には原子炉プール水位が低下する事象は起こらないため、防護対象外となる。	(溢水) ○ (火災) ×
サイフォンブレイク弁開	当該回路はサイフォンブレイク弁が開となった場合に原子炉をスクラムさせる回路であるが、フェールセーフの設計となっており、信号喪失時には原子炉は停止し、その後の状態監視は防護対象設備により達成される。	×
1次冷却材主ポンプ停止	1次冷却材主ポンプの運転状態を監視し、1次冷却材主ポンプ停止時に原子炉をスクラムさせる回路であるが、1次冷却材主ポンプの動的な機能は内部溢水及び内部火災の防護対象にはされていないため、当該回路についても防護する必要はない。 なお、当該回路が信号喪失した場合には原子炉は停止し、その後の状態監視は防護対象設備により達成される。	×
1次冷却材補助ポンプ停止	1次冷却材補助ポンプの運転状態を監視する設備のため、原子炉停止後の崩壊熱除去完了まで防護する必要がある。	○
重水温度	重水冷却系のプロセス量を監視するための設備のため、原子炉停止まで防護する必要がある。	○
重水流量		○
重水溢流タンク水位		○
自然循環弁開	当該回路は自然循環弁が開となった場合に原子炉をスクラムさせる回路であるが、フェールセーフの設計となっており、信号喪失時には原子炉は停止し、その後の状態監視は防護対象設備により達成される。	×

対象回路	設備概要と防護の必要性について	防護の 要否
重水ダンプ弁開	当該回路は重水ダンプ弁が開となった場合に原子炉をスクラムさせる回路であるが、フェールセーフの設計となっており、信号喪失時には原子炉は停止し、その後の状態監視は防護対象設備により達成される。	×
電源電圧異常	当該回路は JRR-3 原子炉施設の商用電源喪失時に原子炉をスクラムさせる回路であるが、フェールセーフの設計となっており、信号喪失時には原子炉は停止し、その後の状態監視は防護対象設備により達成される。	×
地震動大（水平、鉛直）	当該回路は設定値（水平 80gal、鉛直 40gal）以上の地震による加速度を感知した場合に原子炉をスクラムさせる回路であるが、フェールセーフの設計となっており、信号喪失時には原子炉は停止し、その後の状態監視は防護対象設備により達成される。	×
実験利用設備異常	当該スクラム信号は実験利用設備の運転状態を監視するものであるが、スクラムの目的は実験利用設備の設備保護（資産保護）のためであり、当該機能を喪失したとしても原子炉の安全性を損なうことはない。	×
安全スイッチ	当該スイッチは原子炉建家内から原子炉を停止させるためのスイッチであり、当該機能を喪失したとしても施設の安全性を損なうことはない。	×
手動スクラム	当該スイッチは中央制御室に設置されたものであるが、中央制御室には溢水源がなく、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。 同様に中央制御室内で火災が発生した場合でも、中央制御室外原子炉停止盤等により原子炉を停止することができる。	×
燃料事故モニタ	当該回路は炉心の燃料が損傷し、環境中へ放射性物質が放出されるおそれのある場合に原子炉を停止させ、更に設計基準で想定した放射性物質が放出されるおそれのある事故が発生した場合に非常用排気設備を起動させるものである。 内部火災又は内部溢水発生時には炉心の燃料が損傷することがないため、非常用排気設備は防護対象設備とされていないことから当該回路についても防護対象外である。	×

3. 安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価

内部溢水影響評価に当たっては、地震により発生する溢水と単一の機器破損により発生する溢水の 2 通りを想定することになっているが、安全保護系検出器については耐震 B クラスで設計されているため、単一の機器破損による溢水のみを想定する。

防護対象となる安全保護系検出器の内部溢水影響評価は、表-8-3.2 のとおりであり、単一の機器破損による内部溢水に対し、施設の安全性を損なわないことを確認した。

表-8-3.2 防護対象となる安全保護系検出器に係る内部溢水影響評価

対象回路	検出器仕様	検出器設置場所	溢水影響評価	
			機能喪失の有無	安全性への影響等
安全系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	原子炉プール内の核計装案内管内に設置されており、溢水の影響を受けることはない。
対数出力炉周期系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	
1次冷却材流量	差圧伝送器	原子炉建家地階(重水区画)	無	防水構造 (JIS C 0920、NEMA4 相当) のため、溢水の影響を受けることはない。
1次冷却材炉心出口温度	測温抵抗体	原子炉建家地階(カナル下)	無	別紙-8-3.1 に評価の詳細を示す。
1次冷却材炉心出入口温度差 (1次冷却材炉心入口温度)	測温抵抗体	カナルプール内	無	カナルプール内に設置されているため、溢水の影響を受けることはない。
原子炉プール水位	差圧伝送器	原子炉建家 1 階	無	防水構造 (JIS C 0920、NEMA4 相当) のため、溢水の影響を受けることはない。
1次冷却材補助ポンプ停止	接点リレー	原子炉建家地階(8 区画)	無	1 次冷却材補助ポンプ電源盤に設置されているため、1 次冷却材補助ポンプ電源盤被水対策設備 (設工認その 7) により防護される。
重水温度	測温抵抗体	原子炉建家地階(重水区画)	無	別紙-8-3.1 に評価の詳細を示す。
重水流量	差圧伝送器	原子炉建家地階(重水区画)	無	防水構造 (JIS C 0920、NEMA4 相当) のため、溢水の影響を受けることはない。
重水溢流タンク水位	差圧伝送器	原子炉建家地階(重水区画)	無	防水構造 (JIS C 0920、NEMA4 相当) のため、溢水の影響を受けることはない。

4. 安全保護系検出器に係る内部火災影響評価

防護対象となる安全保護系検出器については、設置場所がプール内、原子炉建家地階であり（図-8-3.1 及び図-8-3.2 に設置場所を示す。）、運転員以外の人々の立入が出来ない又は制限されている区画である。また、周囲の状況から発火源となりうる物も近接して設けられていないため、当該機器に接続する信号ケーブルの火災を想定する。なお、安全保護系検出器に接続されているケーブルは全て難燃性のものを設置当初より使用している。

防護対象となる安全保護系検出器の内部火災影響評価は、表-8-3.3 のとおりであり、当該機器を発火源とする火災に対し、施設の安全性を損なわないことを確認した。

表-8-3.3 防護対象となる安全保護系検出器に係る内部火災影響評価

対象回路	検出器仕様	検出器設置場所	火災影響評価	
			機能喪失の有無	安全性への影響等
安全系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	2 系統独立に設置されているため、当該機器を発火源とする火災により 1 系統が損傷したとしてももう一方の系統により機能は確保される。
対数出力炉周期系	CIC 検出器	原子炉プール内	無	
1 次冷却材流量	差圧伝送器	原子炉建家地階 (重水区画)	無	
1 次冷却材炉心出口温度	測温抵抗体	原子炉建家地階 (カナル下)	無	
1 次冷却材炉心出入口温度差(1 次冷却材炉心入口温度)	測温抵抗体	カナルプール内	無	
1 次冷却材補助ポンプ停止	接点リレー	原子炉建家地階 (8 区画)	無	
重水温度	測温抵抗体	原子炉建家地階 (重水区画)	無	
重水流量	差圧伝送器	原子炉建家地階 (重水区画)	無	
重水溢流タンク水位	差圧伝送器	原子炉建家地階 (重水区画)	無	

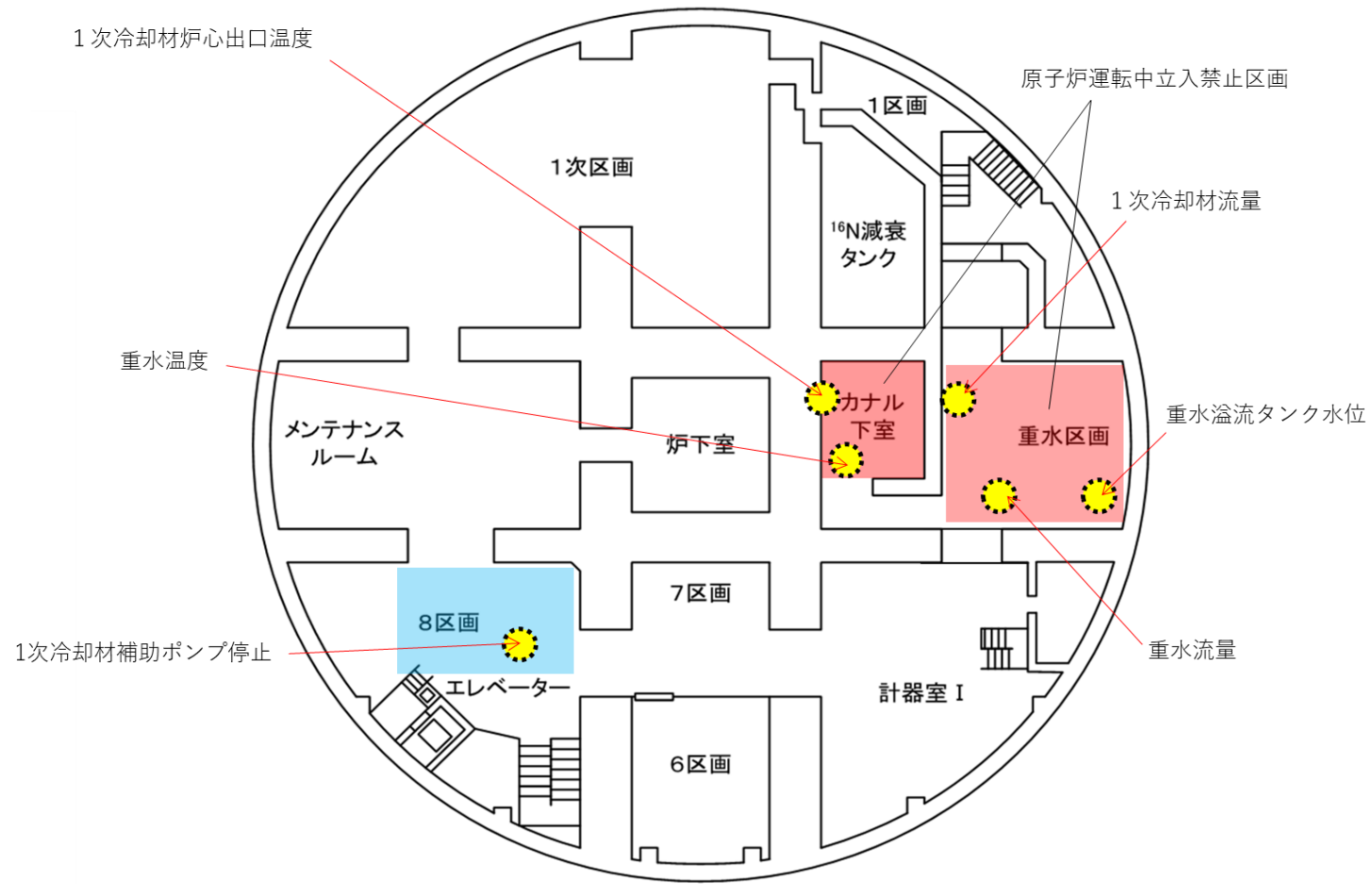


図-8-3.1 安全保護系検出器設置場所（原子炉建家地階）

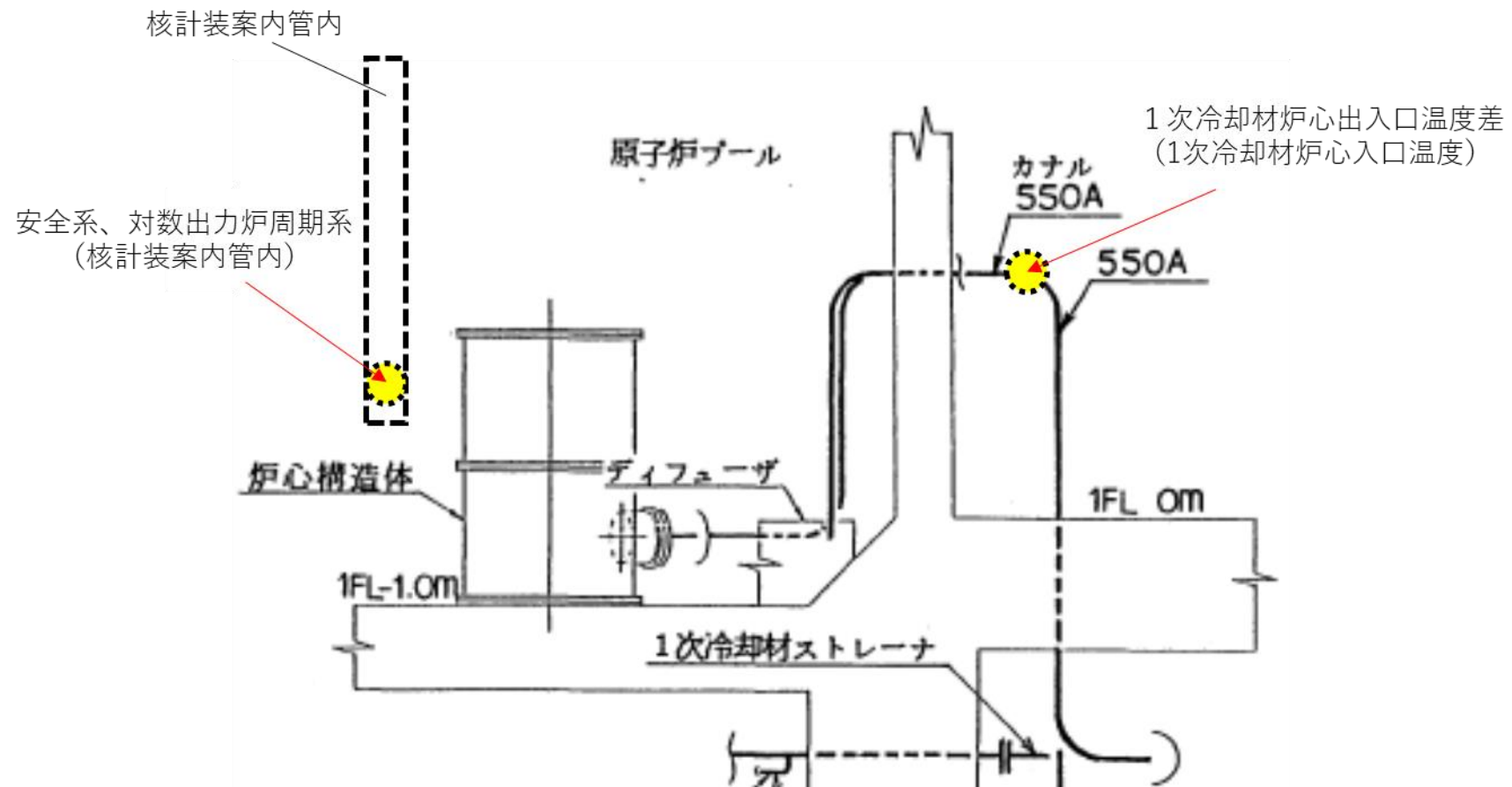


図-8-3.2 安全保護系検出器設置場所 (原子炉プール及びカナルプール内)

安全保護系検出器のうち、1次冷却材炉心出口温度及び重水温度に
使用している測温抵抗体に係る内部溢水影響評価について

1. 概要

内部溢水に対して防護する必要のある安全保護系検出器のうち、1次冷却材炉心出口温度及び重水温度に使用している測温抵抗体について、内部溢水によって必要な機能を喪失しないことを確認した。

2. 機器概要

本評価に係る1次冷却材炉心出口温度及び重水温度に使用している測温抵抗体の概要は次のとおり。

	1次冷却材炉心出口温度	重水温度
検出器仕様	測温抵抗体	測温抵抗体
設置場所	原子炉建家地階カナル下室	原子炉建家地階カナル下室
監視対象	1次冷却材温度（炉心出口側）	重水温度
概要	炉心通過後の1次冷却材の温度を監視する。	炉心構造物である重水タンク通過後の重水の温度を監視する。
防護すべき時間	炉心の燃料が冷却されていることの確認のため、原子炉停止後30秒間の崩壊熱除去が完了するまで防護する必要がある。	重水冷却系のプロセス量を監視するための設備のため、原子炉停止まで防護する必要がある。

3. 溢水想定

内部溢水影響評価に当たっては地震を起因とする溢水と単一の機器破損により生じる溢水の2通りを想定しているが、以下の理由により単一の機器破損による溢水のみを想定する。

- ①安全保護系検出器は耐震Bクラスで設計されている
- ②安全保護系検出器が設置される原子炉建家は耐震Sクラス機器を内包しているため、地震による溢水については基準地震動 S_s を起因と想定している

1次冷却材炉心出口温度及び重水温度の検出器が設置されているのは原子炉建家地階のカナル下室であり、カナル下室と空間的に接続している重水区画を含め、当該区画には一般系の配管は設置されていないため、溢水源となりうるのは1次冷却系又は重水冷却系である。また、カナル下室は1次冷却系配管及び重水冷却系配管とそれらの遮断弁に加え、重水ダンプ弁とその接続管が設置されているのみであり、その他に溢水源となりうる機器は存在しない。なお、後述する重水冷却系からの溢水については、重水

冷却系内の全量が漏えいすることを想定しているため、カナル下室と連続している重水区画の設備機器の破損による影響評価は包絡される。

3.1 1次冷却系からの溢水量

カナル下室に設置されている1次冷却系設備は配管と遮断弁のみであるため、配管破断による溢水を想定する。JRR-3設工認（その7）添付計算書1-2で示したように、原子炉建家地階の1次冷却系配管（550A）でDt/4破断による漏えいが発生することを想定すると、その流出流量Qは以下の式より算出できる。評価に用いた破断想定Dt/4については、原子炉設置変更許可申請書の安全評価に用いた値であり、設工認その7添付書類1-2でもその値を参考にし、溢水影響評価を実施している。

$$Q = A \times C \times \sqrt{2P/\rho} \times 3600 \quad \dots \dots \dots (2.1)$$

ここで、

- Q : 漏えい流量 (m³/h)
- A : 破断口面積 (m²)
- C : 損失係数 (0.82)
- P : 配管内圧力 (Pa)
- ρ : 水の密度 (=998.2 kg/m³)

である。

この式に配管の使用条件、破断口の面積を適用すると、計算の条件及び計算結果は表-8-3-1.1のとおりとなる。

表-8-3-1.1 1次冷却系からの漏えい評価結果

配管口径	最高使用温度 ^{※1} (°C)	内部圧力 (MPa)	破断口面積 (cm ²)	漏えい流量 (m ³ /h)
550A	55	0.45	12.8	114

※1：設工認申請書に記載した設計値

上記条件で漏えいが発生すると、安全保護系（1次冷却材流量低）が作動し原子炉は自動停止する。1次冷却材炉心出口温度及び重水温度の検出器の機能を防護すべき時間は、最大でも1次冷却材炉心出口温度の検出器を防護すべき時間である崩壊熱除去のための原子炉停止後30秒間である。この間に、上記の流量での漏えいがあった場合、その量は約0.9 m³である（評価に当たっては保守的に1m³を用いる。）。

3.2 重水冷却系からの溢水量

重水冷却系配管に破断が生じた場合は安全保護系（重水流量低）が作動し原子炉は自動停止する。この場合も3.1の場合と同様、1次冷却材炉心出口温度及び重水温度

の検出器の機能を防護すべき時間は、最大でも1次冷却材炉心出口温度の検出器を防護すべき時間である崩壊熱除去のための原子炉停止後30秒間であるが、保守的に重水冷却系が保有する重水量^{※2}の約7m³が流出することを考える（評価に当たっては更に保守性を持たせ8m³を用いる。）。

※2：重水冷却系統は閉ループで構成されているため、通常、装荷されている重水量が変わることはない。なお、重水は国際規制物質であるため、原子力科学研究所に計量管理規定を定め管理を行っている。

4. 溢水影響評価結果

溢水が滞留する区画はカナル下室及び重水区画（併せて床面積約58m²）であるが、重水区画には床面に設備機器等が多数設置されていることを考慮し、安全側で評価を行うため、カナル下室（床面積約12m²）で評価を実施する（原子炉建家地階平面図を図-8-3-1.1に示す。）。

3. で評価した溢水量の水が全てカナル下室に滞留すると仮定すると、水位はそれぞれ以下のとおりとなる。

表-8-3-1.2 カナル下室の溢水による水位上昇評価結果

想定溢水源	溢水量 (m ³)	水位 (cm)
1次冷却系	1.0	8.4
重水冷却系	8.0	66.7

1次冷却材炉心出口温度及び重水温度の検出器はそれぞれ床面から5.2m、4.3mの箇所に設置（各検出器の設置高さを図-8-3-1.2に示す。）されているため、溢水によって没水することはない。

また、溢水によって検出器が被水したとしても、検出器は密閉された構造（図-8-3-1.3に外形図を示す。）であるため、機能を喪失することはない。

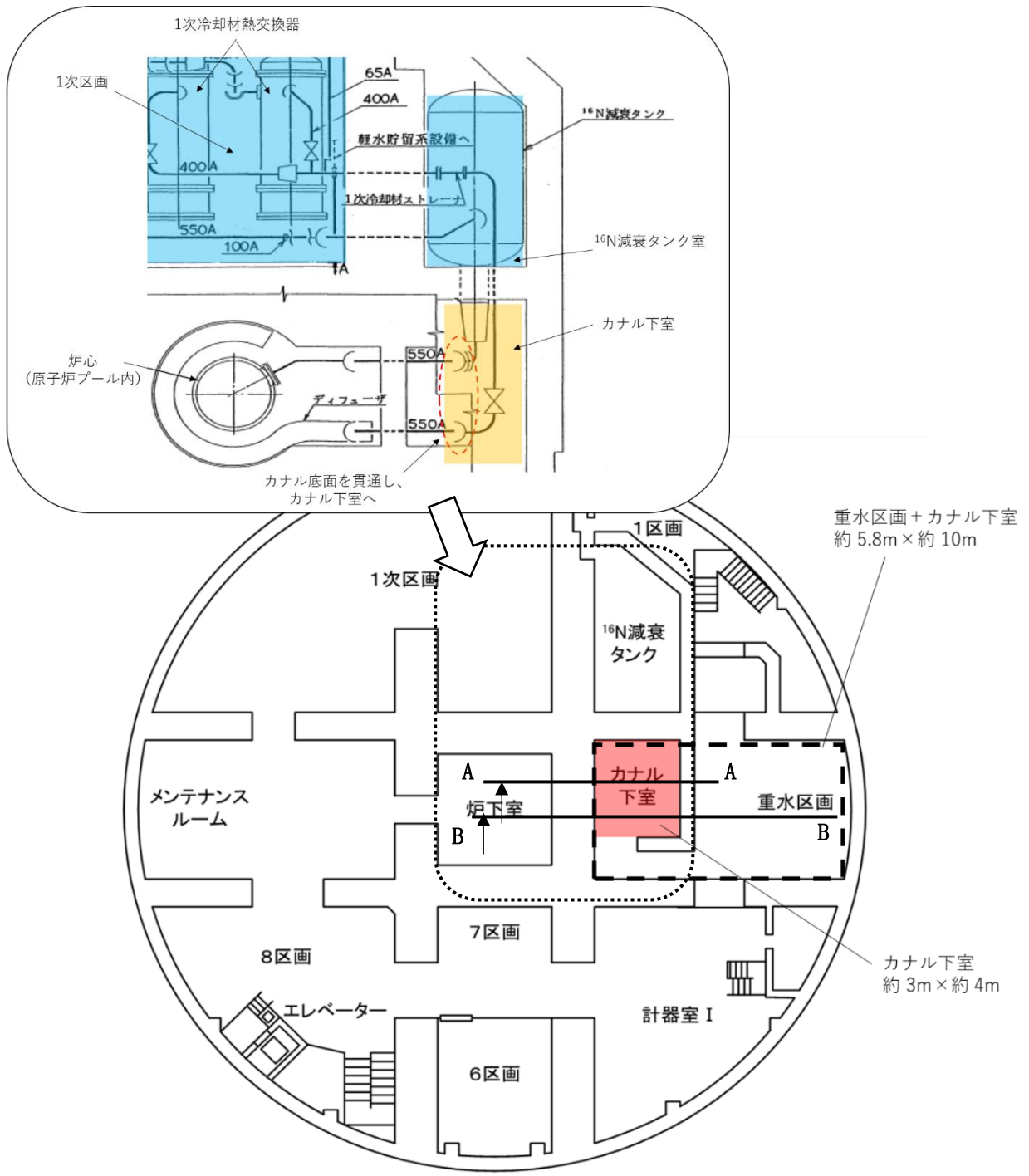
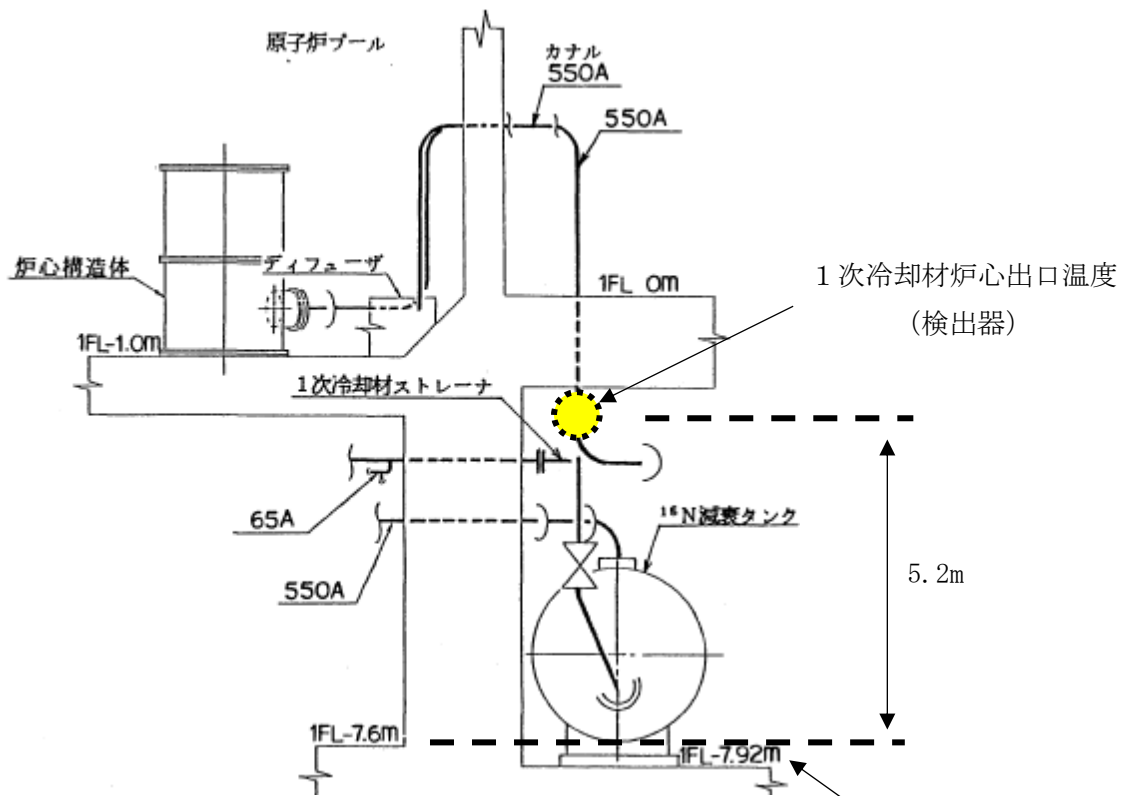
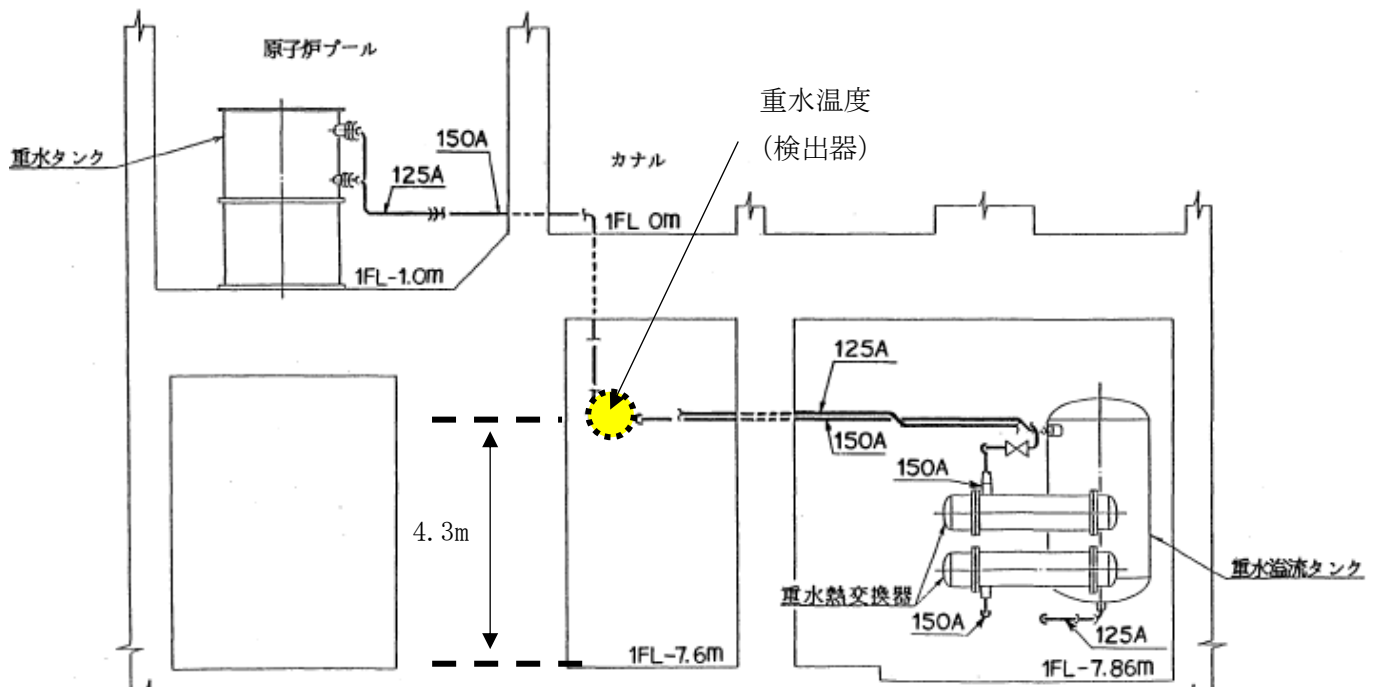


図-8-3-1.1 原子炉建家地階平面図



1次冷却系設備配置断面図
(別図1のAA断面)

注) 1FL-7.92mは¹⁶N減衰タンク室の床面高さ、チャンネル下室の床面は1FL-7.6m



重水冷却系設備配置断面図
(別図1のBB断面)

図-8-3-1.2 1次冷材炉心出口温度及び重水温度検出器設置場所

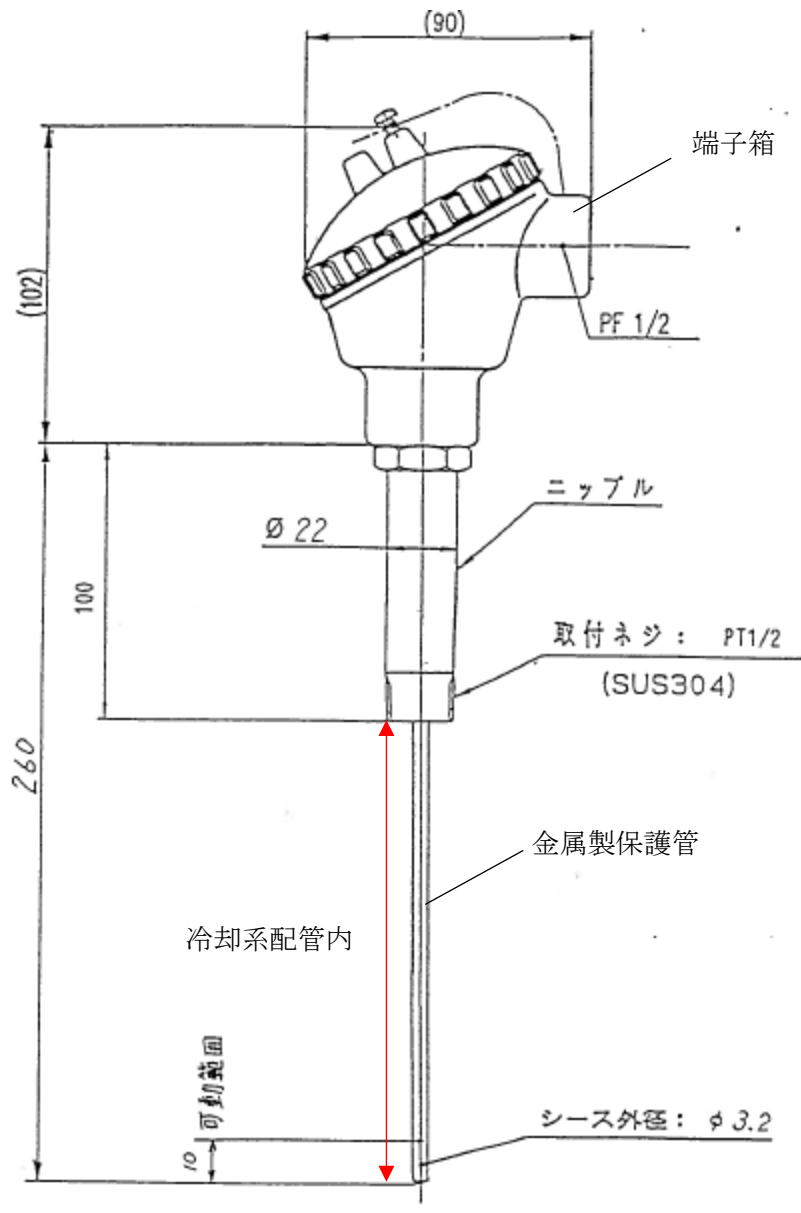


図-8-3-1.3 測温抵抗体外形図

品質マネジメントシステム文書

文書番号

QS - P10

改訂番号

07 (2020年12月1日改訂)

管理外文書

原子力科学研究所
原子炉施設及び核燃料物質使用施設等
品質マネジメント計画書

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

目 次

1.	目的-----	1
2.	適用範囲-----	1
3.	定義-----	1
4.	品質マネジメントシステム-----	1
4.1	一般要求事項-----	1
4.2	文書化に関する要求事項-----	3
4.2.1	一般-----	3
4.2.2	品質マネジメント計画書-----	4
4.2.3	文書管理-----	4
4.2.4	記録の管理-----	5
5.	経営者等の責任-----	5
5.1	経営者の関与-----	5
5.2	原子力の安全の重視-----	6
5.3	品質方針-----	6
5.4	計画-----	6
5.4.1	品質目標-----	6
5.4.2	品質マネジメントシステムの計画-----	6
5.5	責任、権限及びコミュニケーション-----	7
5.5.1	責任及び権限-----	7
5.5.2	管理責任者-----	8
5.5.3	管理者-----	8
5.5.4	内部コミュニケーション-----	9
5.6	マネジメントレビュー-----	9
5.6.1	一般-----	9
5.6.2	マネジメントレビューへのインプット-----	9
5.6.3	マネジメントレビューからのアウトプット-----	10
6.	資源の運用管理-----	10
6.1	資源の確保-----	10
6.2	人的資源-----	11
6.2.1	一般-----	11
6.2.2	力量、教育・訓練及び認識-----	11
6.3	インフラストラクチャ-----	11
6.4	作業環境-----	11
7.	業務の計画及び実施-----	11
7.1	業務の計画-----	11
7.2	業務・原子炉施設等に対する要求事項に関するプロセス-----	12
7.2.1	業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化-----	12

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

7.2.2	業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー	1 2
7.2.3	外部とのコミュニケーション	1 3
7.3	設計・開発	1 3
7.3.1	設計・開発の計画	1 3
7.3.2	設計・開発へのインプット	1 3
7.3.3	設計・開発からのアウトプット	1 4
7.3.4	設計・開発のレビュー	1 4
7.3.5	設計・開発の検証	1 4
7.3.6	設計・開発の妥当性確認	1 5
7.3.7	設計・開発の変更管理	1 5
7.4	調達	1 5
7.4.1	調達プロセス	1 5
7.4.2	調達要求事項	1 6
7.4.3	調達製品等の検証	1 6
7.5	業務の実施	1 7
7.5.1	個別業務の管理	1 7
7.5.2	個別業務に関するプロセスの妥当性確認	1 7
7.5.3	識別管理及びトレーサビリティ	1 7
7.5.4	組織外の所有物	1 7
7.5.5	調達製品の保存	1 8
7.6	監視機器及び測定機器の管理	1 8
8.	評価及び改善	1 8
8.1	一般	1 8
8.2	監視及び測定	1 9
8.2.1	組織の外部の者の意見	1 9
8.2.2	内部監査	1 9
8.2.3	プロセスの監視及び測定	2 0
8.2.4	検査及び試験	2 0
8.3	不適合管理	2 0
8.4	データの分析及び評価	2 1
8.5	改善	2 2
8.5.1	継続的改善	2 2
8.5.2	是正処置等	2 2
8.5.3	未然防止処置	2 3
9.	令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等に係る品質管理に必要な体制	2 3

日本原子力研究開発機構		文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書			
制定日: 2017年4月1日		改訂日: 2020年12月1日	
改訂番号:07			

図 4.1	品質マネジメントシステム体系図	-----	2 4
図 4.2	品質マネジメントシステムプロセス関連図	-----	2 5
図 5.5.1	保安管理組織図	-----	2 6
表 4.2.1	品質マネジメントシステム文書	-----	2 7
表 8.2.3	品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価	-----	3 1
表 8.4	品質マネジメントシステムの分析データ	-----	3 3

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

本品質マネジメント計画書において原子力施設検査室長とあるのは、「原子力科学研究所原子炉施設保安規定」及び「原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定」の変更認可が下り原子力施設検査室を設置するまでの間は、原子力施設検査準備室長と読み替える。

1. 目的

本品質マネジメント計画書は、原子力科学研究所(以下「研究所」という。)の原子炉施設及び核燃料物質使用施設等(以下「原子炉施設等」という。)における保安活動に関して、「原子力科学研究所原子炉施設保安規定」及び「原子力科学研究所核燃料物質使用施設等保安規定」(以下「保安規定」という。)並びに原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則(令和2年原子力規制委員会規則第2号)に基づき、原子炉施設等の安全の確保・維持・向上を図るための保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、実施し、評価確認し、継続的に改善することを目的として定める。

2. 適用範囲

本品質マネジメント計画書の第4章から第8章までは、建設段階、運転段階及び廃止段階の原子炉施設等において実施する保安活動に適用する。第9章は、使用施設等(令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しないものに限る。)について適用する。

3. 定義

本品質マネジメント計画書における用語の定義は、次の事項を除き、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則の解釈並びに JIS Q 9000 : 2015 品質マネジメントシステムー基本及び用語に従うものとする。

(1) 本部

機構の本部組織(以下「本部」という。)は、統括監査の職、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長をいう。

(2) 部長

保安管理部長、工務技術部長、放射線管理部長、バックエンド技術部長、研究炉加速器技術部長、臨界ホット試験技術部長及び原子力施設検査室長をいう。

4. 品質マネジメントシステム

4.1 一般要求事項

- (1) 保安に係る各組織は、本品質マネジメント計画書に従い、保安活動に係る品質マネジメントシステムを構築し、文書化し、実施し、維持するとともに、その有効性を評価し、継続的に改善する。
- (2) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて品質マネジメントシステム

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

を構築し、運用する。その際、次の事項を考慮する。

- a) 原子炉施設等、組織又は個別業務の重要度及びこれらの複雑さの程度
 - b) 原子炉施設等若しくは機器等の品質又は保安活動に関連する原子力の安全に影響を及ぼすおそれのあるもの及びこれらに関連する潜在的影響の大きさ
 - c) 機器等の故障若しくは通常想定されない事象の発生又は保安活動が不適切に計画され、若しくは実行された場合に起こり得る影響
- (3) 保安に係る各組織は、原子炉施設等に適用される関係法令及び規制要求事項を明確にし、品質マネジメントシステムに必要な文書に反映する。
- (4) 保安に係る各組織は、品質マネジメントシステムに必要なプロセス及びそれらの組織への適用を明確にする。また、保安活動の各プロセスにおいて次の事項を実施する。図 4.1 に基本プロセスと各組織への適用に関する「品質マネジメントシステム体系図」を示す。
- a) プロセスの運用に必要な情報及び当該プロセスにより達成される結果を明確にする。
 - b) これらのプロセスの順序及び相互関係（組織内のプロセス間の相互関係を含む。）を明確にする。図 4.2 に本品質マネジメント計画書の「品質マネジメントシステムプロセス関連図」を示す。
 - c) これらのプロセスの運用及び管理のいずれもが効果的であることを確実にするために、必要な保安活動の状況を示す指標（該当する安全実績指標を含む。以下「保安活動指標」という。）並びに判断基準及び方法を明確にする。（5.4.1、7.1、8.2.3、8.2.4 参照）
 - d) これらのプロセスの運用並びに監視及び測定に必要な資源及び情報が利用できる体制を確保する（責任及び権限の明確化を含む。）。（8.2.3 参照）
 - e) これらのプロセスの運用状況を監視及び測定し、分析する。ただし、監視及び測定することが困難な場合は、この限りでない。
 - f) これらのプロセスについて、「7.1 業務の計画」どおりの結果を得るため、かつ、有効性を維持するために必要な処置（プロセスの変更を含む。）を行う。
 - g) これらのプロセス及び組織を品質マネジメントシステムと整合のとれたものにする。
 - h) 意思決定のプロセスにおいて対立が生じた場合には、原子力の安全が確保されるように適切に解決する。これにはセキュリティ対策と原子力の安全に係る対策とが互いに与える潜在的な影響を特定し、解決することを含む。（7.2.2、7.5.2 参照）
 - i) 健全な安全文化を育成し、維持するための取組を実施する。これは、技術的、人的及び組織的な要因の相互作用を適切に考慮して、効果的な取組を通じて、次の状態を目指すことをいう。
 - ・原子力の安全及び安全文化の理解が組織全体で共通のものとなっている。

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

- ・風通しの良い組織文化が形成されている。
 - ・要員が、自らが行う原子力の安全に係る業務について理解して遂行し、その業務に責任を持っている。
 - ・全ての活動において、原子力の安全を考慮した意思決定が行われている。
 - ・要員が、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を持ち、原子力の安全に対する自己満足を戒めている。
 - ・原子力の安全に影響を及ぼすおそれのある問題が速やかに報告され、報告された問題が対処され、その結果が関係する要員に共有されている。
 - ・安全文化に関する内部監査及び自己評価の結果を組織全体で共有し、安全文化を改善するための基礎としている。
 - ・原子力の安全には、セキュリティが関係する場合があることを認識して、要員が必要なコミュニケーションを取っている。
- (5) 保安に係る各組織は、業務・原子炉施設等に係る要求事項への適合に影響を与える保安活動のプロセスを外部委託する場合には、当該プロセスの管理の方式及び程度を「7.4 調達」に従って明確にし、管理する。
- (6) 保安に係る各組織は、保安活動の重要度に応じて、資源の適切な配分を行う。(6. 参照)

4.2 文書化に関する要求事項

4.2.1 一般

理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムに関する文書について、保安活動の重要度に応じて作成し、次の文書体系の下に管理する。また、表 4.2.1 に原子炉施設等に係る品質マネジメントシステム文書を示す。

(1) 品質方針及び品質目標

(2) 一次文書

本品質マネジメント計画書

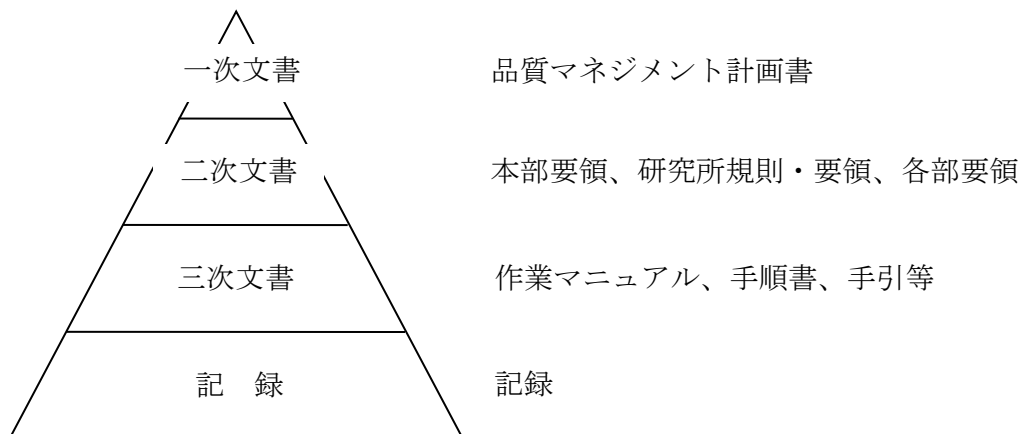
(3) 二次文書

この計画書が要求する手順及び組織が必要と判断した規則等の文書及び記録

(4) 三次文書

組織内のプロセスの効果的な計画、運用及び管理を確実に実施するために、二次文書以外に組織が必要と判断した指示書、図面等を含む文書及び記録

日本原子力研究開発機構		文書番号:QS-P10
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07



文書体系図

4.2.2 品質マネジメント計画書

理事長は、次の事項を含む本品質マネジメント計画書を策定し、必要に応じ見直し、維持する。

- a) 品質マネジメントシステムの適用範囲（適用組織を含む。）
- b) 保安活動の計画、実施、評価、改善に関する事項
- c) 品質マネジメントシステムのために作成した文書の参照情報
- d) 品質マネジメントシステムのプロセス間の相互関係

4.2.3 文書管理

(1) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムで必要とされる文書を管理し、次の事項を含め、不適切な使用又は変更を防止する。ただし、記録となる文書は、「4.2.4 記録の管理」に規定する要求事項に従って管理する。

- a) 文書の組織外への流出等の防止
- b) 品質マネジメント文書の発行及び改定に係る審査の結果、当該審査の結果に基づき講じた措置並びに当該発行及び改定を承認した者に関する情報の維持

(2) 安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次に掲げる業務に必要な管理の手順を規定する。

- a) 発行前に、適切かどうかの観点から文書の妥当性をレビューし、承認する。
- b) 文書は定期的に改定の必要性についてレビューする。また、改定する場合は、文書作成時と同様の手続で承認する。
- c) 文書の妥当性のレビュー及び見直しを行う場合は、対象となる実施部門

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

の要員を参加させる。

- d) 文書の変更内容の識別及び最新の改定版の識別を確実にする。
- e) 該当する文書の最新の改定版又は適切な版が、必要なときに、必要なところで使用可能な状態にあることを確実にする。
- f) 文書は、読みやすくかつ容易に識別可能な状態であることを確実にする。
- g) 品質マネジメントシステムの計画及び運用のために組織が必要と決定した外部からの文書を明確にし、その配付が管理されていることを確実にする。
- h) 廃止文書が誤って使用されないようにする。また、これらを何らかの目的で保持する場合には、適切に識別し、管理する。
- i) 文書の改定時等の必要な時に文書作成時に使用した根拠等が確認できるようにする。

4.2.4 記録の管理

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、統括監査の職、所長、部長及び課長は、要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの効果的運用の証拠を示すために作成する記録の対象を明確にし、管理する。
- (2) 安全・核セキュリティ統括部長は、本部の「文書及び記録管理要領」を定め、所長は、「原子力科学研究所文書及び記録の管理要領」を定め、部長は、各部の文書及び記録の管理要領を定め、次に掲げる管理の手順を規定する。
 - a) 記録の識別、保管、保護、検索の手順、保管期間及び廃棄に関する管理を行う。
 - b) 記録は、読みやすく、容易に識別可能かつ検索可能とする。

5. 経営者等の責任

5.1 経営者の関与

理事長は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムの構築、実施及びその有効性を継続的に改善していることを実証するために、次の事項を行う。

- a) 品質方針を設定する。(5.3 参照)
- b) 品質目標が設定されていることを確実にする。(5.4.1 参照)
- c) 要員が、健全な安全文化を育成し、維持する取組に参画できる環境を整える。
- d) マネジメントレビューを実施する。(5.6 参照)
- e) 資源が使用できることを確実にする。(6. 参照)
- f) 関係法令・規制要求事項を遵守すること及び原子力の安全を確保することの重要性を、組織内に周知する。
- g) 保安活動に関して、担当する業務について理解し、遂行する責任を持つことを要員に認識させる。
- h) 全ての階層で行われる決定が、原子力の安全の確保について、優先順位及び説明

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

する責任を考慮して確実に行われるようにする。

5.2 原子力の安全の重視

理事長は、原子力の安全の確保を最優先に位置付け、組織の意思決定の際には、業務・原子炉施設等に対する要求事項(7.2.1 及び 8.2.1 参照)に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由によって損なわれないようにすることを確実にする。

5.3 品質方針

理事長は、次に掲げる事項を満たす「原子力安全に係る品質方針」を設定する。これには、安全文化を育成し維持することに関するもの(技術的、人的及び組織的要因並びにそれらの間の相互作用が原子力の安全に対して影響を及ぼすものであることを考慮し、組織全体の安全文化のあるべき姿を目指して設定する。)及び施設管理に関する方針を含む。

- a) 組織の目的及び状況に対して適切である。
- b) 要求事項への適合及び品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善に対して責任を持って関与することを含む。
- c) 品質目標の設定及びレビューのための枠組みを与える。
- d) 組織全体に伝達され、理解される。
- e) 品質マネジメントシステムの継続的な改善に責任を持って関与することを含む。

5.4 計画

5.4.1 品質目標

- (1) 理事長は、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長に、毎年度、品質目標(業務・原子炉施設等に対する要求事項を満たすために必要な目標(7.1(4)b参照)を含む。)が設定されていることを確実にする。また、保安活動の重要度に応じて、次の事項を含む品質目標を達成するための計画(7.1(4)参照)が作成されることを確実にする。
 - a) 実施事項
 - b) 必要な資源
 - c) 責任者
 - d) 実施事項の完了時期
 - e) 結果の評価方法
- (2) 品質目標は、その達成度が判定可能で、品質方針と整合がとれていることを確実にする。

5.4.2 品質マネジメントシステムの計画

- (1) 理事長は、4.1項に規定する要求事項を満たすために、品質マネジメントシステムの構築と維持について、本品質マネジメント計画書を策定する。
- (2) 理事長は、プロセス、組織等の変更を含む品質マネジメントシステムの変更を計画し、実施する場合には、管理責任者を通じて、その変更が品質マネジメントシステムの全体の体系に対して矛盾なく、整合がとれていることをレビューすることにより確実にする。この場合において、保安活動の重要度に

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名	原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書	
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

応じて、次の事項を適切に考慮する。

- a) 変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）
- b) 品質マネジメントシステムの有効性の維持
- c) 資源の利用可能性
- d) 責任及び権限の割当て

5.5 責任、権限及びコミュニケーション

5.5.1 責任及び権限

理事長は、原子炉施設等の保安規定に定める保安管理体制に基づき、保安に係る組織を図 5.5.1 保安管理組織図に定め、各組織の責任と権限を次のとおり定め、各組織を通じて全体に周知し、保安活動に関係する要員が理解することを確実にする。また、保安活動に係る業務のプロセスに関する手順となる文書(4.2.1 参照)を定めさせ、保安に係る各組織の要員が自らの職務の範囲において、その保安活動の内容について説明する責任を持って業務を遂行するようにする。

(1) 理事長

理事長は、原子炉施設等の保安に係る業務を総理する。

(2) 統括監査の職

統括監査の職は、原子炉施設等の品質マネジメント活動に関する内部監査に係る業務を行う。

(3) 管理責任者

管理責任者は、監査プロセスにおいては統括監査の職、本部（監査プロセスを除く。）においては安全・核セキュリティ統括部長、研究所においては原子力科学研究所担当理事（以下「研究所担当理事」という。）とする。各管理責任者は、品質マネジメントシステムに必要なプロセスを管理し、維持すること等を確実にする責任と権限を有する。（5.5.2 参照）

(4) 安全・核セキュリティ統括部長

安全・核セキュリティ統括部長は、原子炉施設等の本部における品質マネジメント活動に係る業務、それに関する本部としての総合調整、指導及び支援の業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行う。

(5) 契約部長

契約部長は、原子炉施設等の調達管理に関する本部契約に係る業務を行う。

(6) 研究所担当理事

研究所担当理事は、理事長を補佐し、原子炉施設等の保安に係る業務を統理する。

(7) 原子炉主任技術者

原子炉主任技術者は、所掌する原子炉施設の運転に関する保安の監督を行う。

(8) 所長

所長は、原子炉施設等の保安に係る業務を統括する。

(9) 核燃料取扱主任者

核燃料取扱主任者は、所掌する使用施設等に関する保安の監督を行う。

(10) 廃止措置施設保安主務者

廃止措置施設保安主務者は、研究所における原子炉施設の廃止措置に関する保安の監督を行う。

(11) 部長

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名	原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書	
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

部長は、所掌する部署における品質保証活動を統括するとともに、推進する。

(12) 課長

課長は、所掌する課における品質保証活動を行う。

(13) 中央安全審査・品質保証委員会

中央安全審査・品質保証委員会は、理事長の諮問に応じ、品質保証活動の基本事項等について審議し、答申する。

(14) 原子炉施設等安全審査委員会

原子炉施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、原子炉施設の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。

(15) 使用施設等安全審査委員会

使用施設等安全審査委員会は、所長からの諮問に応じ、使用施設等の安全性の評価、設計内容等の妥当性を審議し、答申する。

(16) 品質保証推進委員会

品質保証推進委員会は、研究所における品質保証活動の基本的事項について審議する。

5.5.2 管理責任者

管理責任者は、与えられている他の責任と関わりなく、それぞれの領域において次に示す責任及び権限をもつ。

- a) 品質マネジメントシステムに必要なプロセスの確立、実施及び維持を確実にする。
- b) 品質マネジメントシステムの実施状況及び改善の必要性の有無について、理事長に報告する。
- c) 組織全体にわたって、安全文化を育成し、維持することにより、原子力の安全を確保するための認識を高めることを確実にする。
- d) 関係法令を遵守する。

5.5.3 管理者

(1) 理事長は、5.5.1に定める管理者に、所掌する業務に関して、次に示す責任及び権限を与えることを確実にする。

- a) 業務のプロセスが確立され、実施されるとともに、有効性を継続的に改善する。
- b) 業務に従事する要員の、業務・原子炉施設等に対する要求事項についての認識を高める。
- c) 成果を含む業務の実施状況について評価する（5.4.1及び8.2.3参照）。
- d) 健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進する。
- e) 関係法令を遵守する。

(2) 管理者は、前項の責任及び権限の範囲において、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、次に掲げる事項を確実に実施する。

- a) 品質目標（5.4.1参照）を設定し、その目標の達成状況を確認するため、業務の実施状況を監視測定する。
- b) 要員が、原子力の安全に対する意識を向上し、かつ、原子力の安全への取組を積極的に行えるようにする。

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

- c) 原子力の安全に係る意思決定の理由及びその内容を、関係する要員に確実に伝達する。
- d) 要員に、常に問いかける姿勢及び学習する姿勢を定着させるとともに、要員が、積極的に原子炉施設等の保安に関する問題の報告を行えるようにする。
- e) 要員が、積極的に業務の改善への貢献を行えるようにする。
- (3) 管理者は、品質マネジメントシステムの有効性を評価し、新たに取るべき改善の機会を捉えるため、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、自己評価(安全文化について強化すべき分野等に係るものを含む。)を実施する。

5.5.4 内部コミュニケーション

- (1) 理事長は、組織内のコミュニケーションが適切に行われることを確実にするため、機構に中央安全審査・品質保証委員会を置くとともに、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、研究所担当理事、所長、部長及び課長に必要な会議、連絡書等を利用して保安に係る情報交換を行わせる。また、マネジメントレビューを通じて、原子炉施設等の品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換が行われることを確実にする。
- (2) 安全・核セキュリティ統括部長は、「中央安全審査・品質保証委員会の運営について」を定め、所長は、「原子炉施設等安全審査委員会規則」、「使用施設等安全審査委員会規則」及び「原子力科学研究所品質保証推進委員会規則」を定め、保安活動及び品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。
- (3) 部長は、部内の品質保証審査機関についての要領を定め、品質マネジメント活動の円滑な運営及び推進を図る。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

- (1) 理事長は、品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当で、かつ有効であることを確実にするために、「マネジメントレビュー実施要領」に基づき、年1回以上(年度末及び必要に応じて)、マネジメントレビューを実施する。
- (2) このレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価及び品質方針を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。

5.6.2 マネジメントレビューへのインプット

- (1) マネジメントレビューへのインプットには次の情報を含むものとする。
 - a) 内部監査の結果
 - b) 組織の外部の者からの意見
 - c) 保安活動に関するプロセスの成果を含む実施状況(品質目標の達成状況を含む。)
 - d) 使用前事業者検査、定期事業者検査及び使用前検査(以下「使用前事業者検査等」という。)並びに自主検査等の結果
 - e) 安全文化を育成し、維持するための取組の実施状況(安全文化について強化すべき分野等に係る自己評価の結果を含む。)
 - f) 関係法令の遵守状況

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

- g) 不適合並びに是正処置及び未然防止処置の状況（組織の内外で得られた知見（技術的な進歩により得られたものを含む。）及び不適合その他の事象から得られた教訓を含む。）
 - h) 前回までのマネジメントレビューの結果に対する処置状況のフォローアップ
 - i) 品質マネジメントシステムに影響を及ぼす可能性のある変更
 - j) 改善のための提案
 - k) 資源の妥当性
 - l) 保安活動の改善のために実施した処置（品質方針に影響を与えるおそれのある組織の内外の課題を明確にし、当該課題に取り組むことを含む（8.5.2(3)a)において同じ。））の有効性
 - (2) 所長は、各部長に指示して、所掌する業務に関して、前項に定める事項を提出させ、その内容を整理した上で研究所の管理責任者に報告する。
 - (3) 研究所の管理責任者は、前項の内容を確認・評価する。
 - (4) 監査プロセスの管理責任者は、監査プロセスにおけるインプット情報を確認・評価する。
 - (5) 本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者は、本部におけるインプット情報を確認・評価する。
 - (6) 各管理責任者は、マネジメントレビューの会議を通して理事長にインプット情報を報告する。
- 5.6.3 マネジメントレビューからのアウトプット
- (1) 理事長は、マネジメントレビューのアウトプットには、次の事項に関する決定及び処置を含め、管理責任者に必要な改善を指示する。
 - a) 品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善
 - b) 業務の計画及び実施に関連する保安活動の改善
 - c) 品質マネジメントシステムの実効性の維持及び継続的な改善のために必要な資源
 - d) 健全な安全文化の育成及び維持に関する改善
 - e) 関係法令の遵守に関する改善
 - (2) マネジメントレビューの結果の記録を作成し、これを管理する（4.2.4参照）。
 - (3) 管理責任者は、(1)項で改善の指示を受けた事項について必要な処置を行う。
 - (4) 理事長は、本部（監査プロセスを除く。）の管理責任者を通じて、上記(1)の指示に対する処置状況を確認する。

6. 資源の運用管理

6.1 資源の確保

理事長、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、研究所担当理事、所長及び部長は、保安活動に必要な次に掲げる資源を明確にし、それぞれの権限及び責任において確保する。

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

- (1) 人的資源（要員の力量）
- (2) インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系）
- (3) 作業環境
- (4) その他必要な資源

6.2 人的資源

6.2.1 一般

- (1) 理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、研究所担当理事、所長、部長及び課長は、原子力の安全を確実なものにするために必要とする要員を明確にし、保安に係る組織体制を確保する。
- (2) 保安に係る各組織の要員には、業務に必要な教育・訓練、技能及び経験を判断の根拠として、力量のある者を充てる。
- (3) 外部へ業務を委託することで要員を確保する場合には、業務の範囲、必要な力量を明確にすることを確実にする。（7.1、7.4.2及び7.5.2参照）

6.2.2 力量、教育・訓練及び認識

- (1) 部長は、要員の力量を確保するために、教育・訓練に関する管理要領を定め、保安活動の重要度に応じて、次の事項を確実に実施する。
 - a) 保安に係る業務に従事する要員に必要な力量を明確にする。
 - b) 必要な力量を確保するための教育・訓練又はその他の処置を行う。
 - c) 教育・訓練又はその他の処置の有効性を評価する。
 - d) 要員が、品質目標の達成に向けて自らが行う業務のもつ意味と重要性の認識及び原子力の安全に自らどのように貢献しているかを認識することを確実にする。
 - e) 要員の力量及び教育・訓練又はその他の処置についての記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (2) 理事長は、監査員の力量について、「原子力安全監査実施要領」に定める。
- (3) 安全・核セキュリティ統括部長は、本部における原子力の安全に影響を及ぼす業務のプロセスを明確にし、(1)項の a) から e) に準じた管理を行う。

6.3 インフラストラクチャ

部長及び課長は、インフラストラクチャ（個別業務に必要な施設、設備及びサービスの体系をいう。）を「7.1 業務の計画」にて明確にし、これを維持管理する。

6.4 作業環境

部長及び課長は、保安のために業務に必要な作業環境を「7.1 業務の計画」にて明確にし、運営管理する。なお、この作業環境には、作業場所の放射線量、温度、照度及び狭隘の程度など作業に影響を及ぼす可能性がある事項を含む。

7. 業務の計画及び実施

7.1 業務の計画

- (1) 所長及び部長は、原子炉施設等ごとに運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等（保安規定に基づく保安活動）について業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）を表 4.2.1 のとおり策定する。

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

- (2) 部長及び課長は、業務に必要なプロセスの計画又は要領（二次文書）に基づき、個別業務に必要な計画（三次文書：マニュアル、手引、手順等）を作成して、業務を実施する。
- (3) 上記(1)、(2)の業務の計画は、品質マネジメントシステムのその他のプロセスの要求事項と整合性（業務の計画を変更する場合を含む。）を確保する。
- (4) 所長、部長及び課長は、業務の計画の策定及び変更（プロセス及び組織の変更（累積的な影響が生じ得るプロセス及び組織の軽微な変更を含む。）を含む。）に当たっては、次の事項のうち該当するものについて個別業務への適用の程度とその内容を明確にする。
- 業務の計画の策定又は変更の目的及びそれによって起こり得る結果（原子力の安全への影響の程度及び必要な処置を含む。）
 - 業務・原子炉施設等に対する品質目標及び要求事項
 - 業務・原子炉施設等に特有なプロセス及び文書の確立の必要性、並びに資源の提供の必要性
 - 業務・原子炉施設等のための使用前事業者検査等、検証、妥当性確認、監視及び測定並びにこれらの合否判定基準
 - 業務・原子炉施設等のプロセス及びその結果が要求事項を満たしていることを実証するために必要な記録（4.2.4参照）
- (5) 業務の計画は、個別業務の運営方法に適した形式で分かりやすいものとする。
- (6) 安全・核セキュリティ統括部長、契約部長は、本部において原子炉施設等の保安活動を支援するその他業務がある場合、該当する業務のプロセスを明確にし、上記(1)から(5)項までに準じて業務の計画を策定し、管理する。
- 7.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項に関するプロセス
- 7.2.1 業務・原子炉施設等に対する要求事項の明確化
- 所長、部長及び課長は、次の事項を「7.1 業務の計画」において明確にする。
- 業務・原子炉施設等に関連する法令・規制要求事項
 - 明示されていないが、業務・原子炉施設等に必要な要求事項
 - 組織が必要と判断する追加要求事項（安全基準等）
- 7.2.2 業務・原子炉施設等に対する要求事項のレビュー
- 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項をレビューする。このレビューは、その要求事項を適用する前に実施する。
 - レビューでは、次の事項について確認する。
 - 業務・原子炉施設等に対する要求事項が定められている。
 - 業務・原子炉施設等に対する要求事項が以前に提示されたものと異なる場合には、それについて解決されている。
 - 当該組織が、定められた要求事項を満たす能力をもっている。
 - このレビューの結果の記録及びそのレビューを受けてとられた処置の記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

(4) 所長、部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項が変更された場合には、関連する文書を改定する。また、変更後の要求事項が関連する要員に理解されていることを確実にする。

7.2.3 外部とのコミュニケーション

所長、部長及び課長は、原子力の安全に関して、規制当局との面談、原子力規制検査等を通じて監督官庁並びに地元自治体との適切なコミュニケーションを図るため、効果的な方法を明確にし、これを実施する。これには、次の事項を含む。

- a) 組織の外部の者と効果的に連絡し、適切に情報を通知する方法
- b) 予期せぬ事態における組織の外部の者との時宜を得た効果的な連絡方法
- c) 原子力の安全に関連する必要な情報を組織の外部の者に確実に提供する方法
- d) 原子力の安全に関連する組織の外部の者の懸念や期待を把握し、意思決定において適切に考慮する方法

7.3 設計・開発

所長又は設計・開発を行う部長は、原子炉施設等の改造、更新等に関する設計・開発を適切に実施するため、設計・開発に関する管理要領を定め、次の事項を管理する。

7.3.1 設計・開発の計画

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の設計・開発の計画（不適合及び予期せぬ事象の発生等を未然に防止するための活動（4.1(2)c）の事項を考慮して行うものを含む。）を行うことを含む。）を策定し、管理する。この設計・開発には、設備、施設、ソフトウェア及び原子力の安全のために重要な手順書等に関する設計・開発を含む。
- (2) 担当部長又は課長は、設計・開発の計画において、次の事項を明確にする。
 - a) 設計・開発の性質、期間及び複雑さの程度
 - b) 設計・開発の各段階に適したレビュー、検証及び妥当性確認の方法並びに管理体制
 - c) 設計・開発に関する部署及び要員の責任及び権限
 - d) 設計開発に必要な内部及び外部の資源
- (3) 担当部長又は課長は、効果的なコミュニケーションと責任及び権限の明確な割当てを確実にするために、設計・開発に関与する関係者（他部署を含む。）間のインタフェースを運営管理する。
- (4) 担当部長又は課長は、設計・開発の進行に応じて、策定した計画を適切に変更する。

7.3.2 設計・開発へのインプット

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、原子炉施設等の要求事項に関連するインプットを明確にし、記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。インプットには次の事項を含める。

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

- a) 機能及び性能に関する要求事項
 - b) 適用可能な場合は、以前の類似した設計から得られた情報
 - c) 適用される法令・規制要求事項
 - d) 設計・開発に不可欠なその他の要求事項
- (2) 担当部長又は課長は、これらのインプットについて、その適切性をレビューし承認する。要求事項は、漏れがなく、あいまいではなく、かつ、相反することがないようにする。
- 7.3.3 設計・開発からのアウトプット
- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプット（機器等の仕様等）は、設計・開発へのインプットと対比した検証を行うのに適した形式により管理する。また、次の段階に進める前に、承認をする。
 - (2) 担当部長又は課長は、設計・開発のアウトプット（機器等の仕様等）は、次の状態とする。
 - a) 設計・開発へのインプットで与えられた要求事項を満たす。
 - b) 調達、業務の実施及び原子炉施設等の使用に対して適切な情報を提供する。
 - c) 関係する検査及び試験の合否判定基準を含むか、又はそれを参照している。
 - d) 安全な使用及び適正な使用に不可欠な原子炉施設等の特性を明確にする。
- 7.3.4 設計・開発のレビュー
- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の適切な段階において、次の事項を目的として、計画されたとおり(7.3.1参照)に体系的なレビューを行う。
 - a) 設計・開発の結果が、要求事項を満たせるかどうかを評価する。
 - b) 問題を明確にし、必要な処置を提案する。
 - (2) レビューへの参加者には、レビューの対象となっている設計・開発段階に関連する部署を代表する者及び当該設計・開発に係る専門家を含める。
 - (3) 担当部長又は課長は、設計・開発のレビューの結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
- 7.3.5 設計・開発の検証
- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発からのアウトプットが、設計・開発へのインプットとして与えられている要求事項を満たしていることを確実にするために、計画されたとおり(7.3.1参照)に検証を実施する。
 - (2) 担当部長又は課長は、設計・開発の検証の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
 - (3) 設計・開発の検証は、原設計者以外の者又はグループが実施する。
 - (4) 設計・開発を外部委託した場合には、担当部長又は課長は、仕様書で与えている要求事項を満たしていることを確実にするために、仕様書と受注者が実施した設計・開発の結果（受注者から提出される承認図書類）とを対比して検証を実施する。

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

7.3.6 設計・開発の妥当性確認

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の結果として得られる原子炉施設等又は個別業務が、規定された性能、指定された用途又は意図された用途に係る要求事項を満たし得ることを確実にするために、計画した方法(7.3.1参照)に従って、設計・開発の妥当性確認を実施する。ただし、当該原子炉施設等の設置の後でなければ妥当性確認を行うことができない場合は、当該原子炉施設等の使用を開始する前に、設計・開発の妥当性確認を行う。
- (2) 担当部長又は課長は、実行可能な場合はいつでも、原子炉施設等を使用又は個別業務を実施するに当たり、あらかじめ、設計・開発の妥当性確認を完了する。
- (3) 担当部長又は課長は、設計・開発の妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。

7.3.7 設計・開発の変更管理

- (1) 工事等を担当する部長又は課長は、設計・開発の変更を行った場合は変更内容を識別するとともに、その記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
- (2) 担当部長又は課長は、変更に対して、レビュー、検証及び妥当性確認を適切に行い、その変更を実施する前に承認する。
- (3) 担当部長又は課長は、設計・開発の変更のレビューにおいて、その変更が、当該原子炉施設等を構成する要素(材料又は部品)及び関連する原子炉施設等に及ぼす影響の評価を行う。
- (4) 担当部長又は課長は、変更のレビュー、検証及び妥当性確認の結果の記録及び必要な処置があればその記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。

7.4 調達

所長は、調達する製品又は役務(以下「調達製品等」という。)の調達を適切に実施するため、「原子力科学研究所調達管理要領」を定め、次の事項を管理する。また、契約部長は、供給先の評価・選定に関する要領を定め、本部契約に関する業務を実施する。

7.4.1 調達プロセス

- (1) 部長及び課長は、調達製品等が規定された調達要求事項に適合することを確実にする。
- (2) 部長及び課長は、保安活動の重要度に応じて、供給者及び調達製品等に対する管理の方式と程度を定める。これには、力量を有する者を組織の外部から確保する際に、外部への業務委託の範囲を品質マネジメント文書に明確に定めることを含む。
また、一般産業用工業品を調達する場合は、供給者等から必要な情報を入手し、当該一般産業用工業品が要求事項に適合していることを確認できるよう管理の方法及び程度を含める。
- (3) 部長及び課長は、供給者が要求事項に従って調達製品等を供給する能力を判

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

断の根拠として、技術的能力や品質管理体制等に関する情報を入手して供給者を評価し、選定する。また、供給者に関する情報の更新等により必要な場合には再評価する。

- (4) 調達製品等の供給者の選定、評価及び再評価の基準は、「原子力科学研究所調達管理要領」及び本部の供給先の評価・選定に関する要領に定める。
- (5) 部長及び課長は、供給者の評価の結果の記録及び評価によって必要とされた処置があればその記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (6) 所長は、調達製品等の調達後における、維持又は運用に必要な保安に係る技術情報を調達先から取得するための方法及びそれらを他の原子炉施設等の事業者と共有する場合に必要な処置に関する方法を「原子力科学研究所調達管理要領」に定める。

7.4.2 調達要求事項

- (1) 部長及び課長は、調達製品等に関する要求事項を仕様書にて明確にし、必要な場合には、次の事項のうち該当する事項を含める。
 - a) 製品、業務の手順、プロセス及び設備の承認に関する要求事項
 - b) 要員の力量（適格性を含む。）確認に関する要求事項
 - c) 品質マネジメントシステムに関する要求事項
 - d) 不適合の報告及び処理に関する要求事項
 - e) 安全文化を育成し維持するための活動に関する必要な要求事項
 - f) 一般産業用工業品を機器等に使用するに当たっての評価に必要な要求事項
 - g) その他調達物品等に関し必要な要求事項
- (2) 部長及び課長は、前項に加え、調達製品等の要求事項として、供給者の工場等において使用前事業者検査等又はその他の活動を行う際、原子力規制委員会の職員による当該工場等への立入りに関することを含める。
- (3) 部長及び課長は、供給者に調達製品等に関する情報を伝達する前に、規定した調達要求事項が妥当であることを確実にする。
- (4) 部長及び課長は、調達製品等を受領する場合には、調達製品等の供給者に対し、調達要求事項への適合状況を記録した文書を提出させる。

7.4.3 調達製品等の検証

- (1) 部長及び課長は、調達製品等が、規定した調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を仕様書に定めて、次の事項のうち該当する方法で検証を実施する。
 - a) 受入検査（記録確認を含む。）
 - b) 立会検査（供給者先、現地）
 - c) その他（書類審査、受注者監査）
- (2) 部長及び課長は、供給者先で検証を実施することにした場合には、その検証の要領及び調達製品等のリリース（出荷許可）の方法を調達要求事項（7.4.2参照）の中で明確にする。

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

7.5 業務の実施

部長及び課長は、業務の計画（7.1 参照）に従って、次の事項を実施する。

7.5.1 個別業務の管理

部長及び課長は、原子炉施設等の運転管理、施設管理、核燃料物質の管理等の保安活動について、個別業務の計画に従って業務を管理された状態で実施する。管理された状態には、次の事項のうち該当するものを含む。

- a) 原子力施設の保安のために、次の事項を含め、必要な情報が利用できる。
 - ・保安のために使用する機器等又は実施する個別業務の特性
 - ・当該機器等の使用又は個別業務の実施により達成すべき結果
- b) 必要な時に、作業手順が利用できる。
- c) 適切な設備を使用している。
- d) 監視機器及び測定機器が利用でき、使用している。
- e) 監視及び測定が実施されている(8.2.3 参照)。
- f) 業務のリリース（次工程への引渡し）が規定どおりに実施されている。

7.5.2 個別業務に関するプロセスの妥当性確認

- (1) 部長及び課長は、業務実施の過程で結果として生じるアウトプットが、それ以降の監視又は測定で検証することが不可能な場合には、その業務の該当するプロセスの妥当性確認を行う。これらのプロセスには、業務が実施されてからでしか不具合が顕在化しないようなプロセスが含まれる。
- (2) 部長及び課長は、妥当性確認によって、これらのプロセスが計画どおりの結果を出せることを実証する。
- (3) 部長及び課長は、妥当性確認を行った場合は、その結果の記録を作成し、管理する(4.2.4 参照)。
- (4) 部長及び課長は、これらのプロセスについて、次の事項のうち該当するものを含んだ管理の方法を個別業務の計画の中で明確にする。
 - a) プロセスのレビュー及び承認のための明確な基準
 - b) 妥当性確認に用いる設備の承認及び要員の力量の確認の方法
 - c) 妥当性確認の方法（所定の方法及び手順を変更した場合の再確認をむ。）
 - d) 記録に関する要求事項

7.5.3 識別管理及びトレーサビリティ

- (1) 部長及び課長は、業務の計画及び実施の全過程において、監視及び測定の要求事項に関連して適切な手段で業務・原子炉施設等を識別し、管理する。
- (2) 部長及び課長は、トレーサビリティが要求事項となっている場合には、業務・原子炉施設等について固有の識別をし、その記録を管理する（4.2.4 参照）。

7.5.4 組織外の所有物

- (1) 部長及び課長は、管理下にある組織外の所有物のうち原子力の安全に影響を及ぼす可能性のあるものについて、当該機器等に対する紛失、損傷等を防ぐためリスト化し、識別や保護など取扱いに注意を払い、紛失、損傷した場合は記録を作成し、管理する（4.2.4 参照）。

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

(2) 部長及び課長は、前項の組織外の所有物について、それが管理下にある間は、原子力の安全に影響を及ぼさないように適切に取り扱う。

7.5.5 調達製品の保存

部長及び課長は、調達製品の検収後、受入れから据付け、使用されるまでの間、調達製品を要求事項への適合を維持した状態のまま保存する。この保存には、識別表示、取扱い、包装、保管及び保護を含める。なお、保存は、取替品、予備品にも適用する。

7.6 監視機器及び測定機器の管理

監視機器及び測定機器の管理を行う部長は、各部の監視機器及び測定機器の管理要領を定め、次の管理を行う。

- (1) 部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性を実証するために、実施すべき監視及び測定を個別業務の計画の中で明確にする。また、そのために必要な監視機器及び測定機器を明確にする。
- (2) 部長及び課長は、監視及び測定の要求事項との整合性を確保できる方法で監視及び測定が実施できることを確実にする。
- (3) 部長及び課長は、測定値の正当性を保証しなければならない場合には、測定機器に関し、次の事項を満たすようにする。
 - a) 定められた間隔又は使用前に、国際又は国家計量標準にトレース可能な計量標準に照らして校正又は検証する。そのような標準が存在しない場合には、校正又は検証に用いた基準を記録し、管理する（4.2.4参照）。
 - b) 機器の調整をする、又は必要に応じて再調整する。
 - c) 校正の状態が明確にできる識別をする。
 - d) 測定した結果が無効になるような操作ができないようにする。
 - e) 取扱い、保守及び保管において、損傷及び劣化しないように保護する。
- (4) 部長及び課長は、測定機器が要求事項に適合していないことが判明した場合には、その測定機器でそれまでに測定した結果の妥当性を評価し、記録する（4.2.4参照）。また、その機器及び影響を受けた業務・原子炉施設等に対して、適切な処置を行う。
- (5) 部長及び課長は、監視機器及び測定機器の校正及び検証の結果の記録を作成し、管理する（4.2.4参照）。
- (6) 部長及び課長は、規定要求事項にかかわる監視及び測定にコンピュータソフトウェアを使う場合には、そのコンピュータソフトウェアを組み込んだシステムが意図した監視及び測定ができることを確認する。この確認は、最初に使用するのに先立って実施する。

8. 評価及び改善

8.1 一般

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

長は、次の事項のために必要となる監視測定、分析、評価及び改善のプロセスを「8.2 監視及び測定」から「8.5 改善」に従って計画し、実施する。なお、改善のプロセスには、関係する管理者等を含めて改善の必要性、方針、方法等について検討するプロセスを含む。

- a) 業務に対する要求事項への適合を実証する。
 - b) 品質マネジメントシステムの適合性を確実にする。
 - c) 品質マネジメントシステムの有効性を継続的に改善する。
- (2) 監視測定の結果は、必要な際に、要員が利用できるようにする。

8.2 監視及び測定

8.2.1 組織の外部の者の意見

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムの成果を含む実施状況の測定の一つとして、原子力の安全を確保しているかどうかに関して組織の外部の者がどのように受けとめているかについての情報を外部コミュニケーション（7.2.3 参照）により入手し、監視する。
- (2) この情報は、分析し、マネジメントレビュー等による改善のための情報に反映する。

8.2.2 内部監査

- (1) 理事長は、品質マネジメントシステムの次の事項が満たされているか否かを確認するため、毎年度1回以上、内部監査の対象業務に関与しない要員により、統括監査の職に内部監査を実施させる。
 - a) 本品質マネジメント計画書の要求事項
 - b) 実効性のある実施及び実効性の維持
- (2) 理事長は、内部監査の判定基準、監査対象、頻度、方法及び責任を定める。
- (3) 理事長は、内部監査の対象となり得る部門、個別業務、プロセス、その他の領域（以下「領域」という。）の状態及び重要性並びに従前の監査の結果を考慮して内部監査の対象を選定するとともに、内部監査に関する基本計画を策定し、実施させることにより、内部監査の実効性を維持する。また、統括監査の職は、前述の基本計画を受けて実施計画を策定し内部監査を行う。
- (4) 統括監査の職は、内部監査を行う要員（以下「内部監査員」という。）の選定及び内部監査の実施において、客観性及び公平性を確保する。
- (5) 統括監査の職は、内部監査員に自らの個別業務又は管理下にある個別業務に関する内部監査をさせない。
- (6) 理事長は、監査に関する計画の作成及び実施並びに監査結果の報告並びに記録の作成及び管理について、その責任及び権限並びに監査に係る要求事項を「原子力安全監査実施要領」に定める。
- (7) 統括監査の職は、理事長に監査結果を報告し、内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者に内部監査結果を通知する。
- (8) 内部監査の対象として選定された領域に責任を有する管理者は、前項において不適合が発見された場合には、不適合を除去するための措置及び是正処置

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

を遅滞なく講じるとともに、当該措置の検証を行い、それらの結果を統括監査の職に報告する。

8.2.3 プロセスの監視及び測定

(1) 理事長、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、表 8.2.3 を基本として、品質マネジメントシステムのプロセスの監視及び測定を行う。この監視及び測定の対象には機器等及び保安活動に係る不適合についての強化すべき分野等に関する情報を含める。また、監視及び測定の方法には、次の事項を含める。

a) 監視及び測定の時期

b) 監視及び測定の結果の分析及び評価の方法

- (2) これらの実施に当たり、保安活動の重要度に応じて、保安活動指標を用いる。
- (3) これらの方法は、プロセスが計画どおりの結果を達成する能力があることを実証するものとする。
- (4) 所長、部長及び課長は、プロセスの監視及び測定の状態について情報を共有し、その結果に応じて、保安活動の改善のために、必要な処置を行う。
- (5) 計画どおりの結果が達成できない又は達成できないおそれがある場合には、当該プロセスの問題を特定し、適切に、修正及び是正処置を行う。

8.2.4 検査及び試験

原子力施設検査室長は、「原子力科学研究所事業者検査の実施要領」を定め、自主検査及び試験を行う部長は、試験・検査の管理要領を定め、次の事項を管理する。

- (1) 部長及び課長は、原子炉施設等の要求事項が満たされていることを検証するために、個別業務の計画(7.1 参照)に従って、適切な段階で使用前事業者検査等又は自主検査等を実施する。
- (2) 検査及び試験の合否判定基準への適合の証拠となる使用前事業者検査等又は自主検査等の結果に係る記録を作成し、管理する(4.2.4 参照)。
- (3) 記録には、リリース(次工程への引渡し)を正式に許可した人を明記する。
- (4) 個別業務の計画で決めた検査及び試験が支障なく完了するまでは、当該機器等や原子炉施設等を運転、使用しない。ただし、当該の権限をもつ者が、個別業務の計画に定める手順により承認する場合は、この限りでない。
- (5) 原子力施設検査室長は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。また、自主検査及び試験を行う部長及び課長は、自主検査等の検査及び試験要員について、これを準用する。

8.3 不適合管理

安全・核セキュリティ統括部長、所長は、不適合の処理に関する管理(関連する管理者に不適合を報告することを含む。)の手順及びそれに関する責任と権限を、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、業務・原子炉施設等に対する要求事項に適合しない状況が放置され、運用されることを防ぐために、それらを識別し、管理することを確実にする。
- (2) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、次のいずれかの方法で不適合を処理する。
 - a) 不適合を除去するための処置を行う。
 - b) 不適合について、あらかじめ定められた手順により原子力の安全に及ぼす影響を評価し、当該業務や機器等の使用に関する権限をもつ者が、特別採用によって、その使用、リリース(次工程への引渡し)又は合格と判定することを正式に許可する。
 - c) 本来の意図された使用又は適用ができないような処置をとる。
 - d) 外部への引渡し後又は業務の実施後に不適合が検出された場合には、その不適合による影響又は起こり得る影響に対して適切な処置をとる。
- (3) 不適合を除去するための処置を施した場合は、要求事項への適合性を実証するための検証を行う。
- (4) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、不適合の性質の記録及び不適合に対してとられた特別採用を含む処置の記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
- (5) 所長は、原子炉施設等の保安の向上を図る観点から、事故故障等を含む不適合をその内容に応じて、「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定める不適合の公開の基準に従い、情報の公開を行う。
- (6) 安全・核セキュリティ統括部長は、前項の情報の公開を受け、不適合に関する情報をホームページに公開する。

8.4 データの分析及び評価

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質マネジメントシステムの適切性及び有効性を実証するため、また、品質マネジメントシステムの有効性の継続的な改善の可能性を評価するために、表8.4に示すデータを収集し、分析する。この中には、監視及び測定(8.2参照)の結果から得られたデータ及びそれ以外の不適合管理(8.3参照)等の情報源からのデータを含める。
- (2) 前項のデータの分析及びこれらに基づく評価を行い、次の事項に関連する改善のための情報を得る。
 - a) 組織の外部の者からの意見の傾向及び特徴その他分析より得られる知見(8.2.1参照)
 - b) 業務・原子炉施設等に対する要求事項への適合性(8.2.3及び8.2.4参照)
 - c) 是正処置の機会を得ることを含む、プロセス及び原子炉施設等の特性及び傾向(8.2.3及び8.2.4参照)
 - d) 供給者の能力(7.4参照)

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

- (3) 部長及び課長は、データ分析の情報及びその結果を整理し、所長を通じて研究所の管理責任者に報告するとともに、所掌する業務の改善に反映する。また、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長及び統括監査の職は、それぞれの管理責任者に報告するとともに、所掌する業務の改善に反映する。
- (4) 管理責任者は、報告のあった情報をマネジメントレビューへのインプット(5.6.2参照)に反映する。

8.5 改善

8.5.1 継続的改善

理事長、管理責任者、安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、品質方針、品質目標、監査結果、データの分析、是正処置、未然防止処置及びマネジメントレビューを通じて、品質マネジメントシステムの有効性を向上させるために継続的に改善する。

8.5.2 是正処置等

安全・核セキュリティ統括部長、所長は、不適合等の是正処置の手順(根本的な原因を究明するための分析に関する手順を含む。)に関して、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」に定め、次の事項を管理する。

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、検出された不適合及びその他の事象(以下「不適合等」という。)の再発防止のため、原子力の安全に及ぼす影響に応じて、不適合等の原因を除去する是正処置を行う。
- (2) 是正処置の必要性の評価及び実施について、次に掲げる手順により行う。
- 不適合等のレビュー及び分析(情報を収集及び整理すること並びに技術的、人的、組織的側面等を考慮することを含む。)
 - 不適合等の原因(関連する要因を含む。)の特定
 - 類似の不適合等の有無又は当該不適合等が発生する可能性の明確化
 - 必要な処置の決定及び実施
 - とった是正処置の有効性のレビュー
- (3) 必要に応じ、次の事項を考慮する。
- 計画において決定した保安活動の改善のために実施した処置の変更
 - 品質マネジメントシステムの変更
- (4) 原子力の安全に及ぼす影響が大きい不適合(単独の事象では原子力の安全に及ぼす影響の程度は小さいが、同様の事象が繰り返し発生することにより、原子力の安全に及ぼす影響の程度が増大するおそれのあるものを含む。)に関しては、根本的な原因を究明するための分析の手順に従い、分析を実施する。
- (5) 全ての是正処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する(4.2.4参照)。
- (6) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、複数の不適合等の情報について、必要により類似する事象を抽出し、

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

分析を行い、その結果から共通する原因が認められた場合、適切な処置を行う。

8.5.3 未然防止処置

安全・核セキュリティ統括部長、所長は、他の原子炉施設等から得られた知見を保安活動に反映するために未然防止処置の手順に関して、本部は「不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領」に、研究所は「原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領」及び「原子力科学研究所水平展開要領」に定め、次の事項を管理する。

- (1) 安全・核セキュリティ統括部長、統括監査の職、契約部長、所長、部長及び課長は、原子力施設及びその他の施設の運転経験等の知見（核燃料物質の使用等に係る技術情報を含む。）を収集し、起こり得る不適合の重要性に応じて、次に掲げる手順により、未然防止処置を行う。この活用には、得られた知見や技術情報を他の原子炉施設等の事業者と共有することも含む。
 - a) 起こり得る不適合及びその原因についての調査
 - b) 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
 - c) 必要な処置の決定及び実施
 - d) とった未然防止処置の有効性のレビュー
- (2) 全ての未然防止処置及びその結果に係る記録を作成し、管理する(4.2.4 参照)。

9. 令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等に係る品質管理に必要な体制

- (1) 理事長は、所長、部長及び課長に、令第41条各号に掲げる核燃料物質を使用しない使用施設等（非該当施設）の保安のための業務に係る品質管理に関して、次に掲げる事項について実施させ、原子力の安全を確保することを確実にする。
 - a) 個別業務に関し、継続的な改善を計画的に実施し、これを評価する。
 - b) 個別業務に関する実施及び評価の結果に係る記録を作成し、これを管理する。
- (2) 所長、部長及び課長は、前項の実施に当たり、原子力の安全を確保することの重要性を認識し、個別業務に対する要求事項に適合し、かつ、原子力の安全がその他の事由により損なわれないようにすることを確実にする。

日本原子力研究開発機構	文書番号: QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号: 07

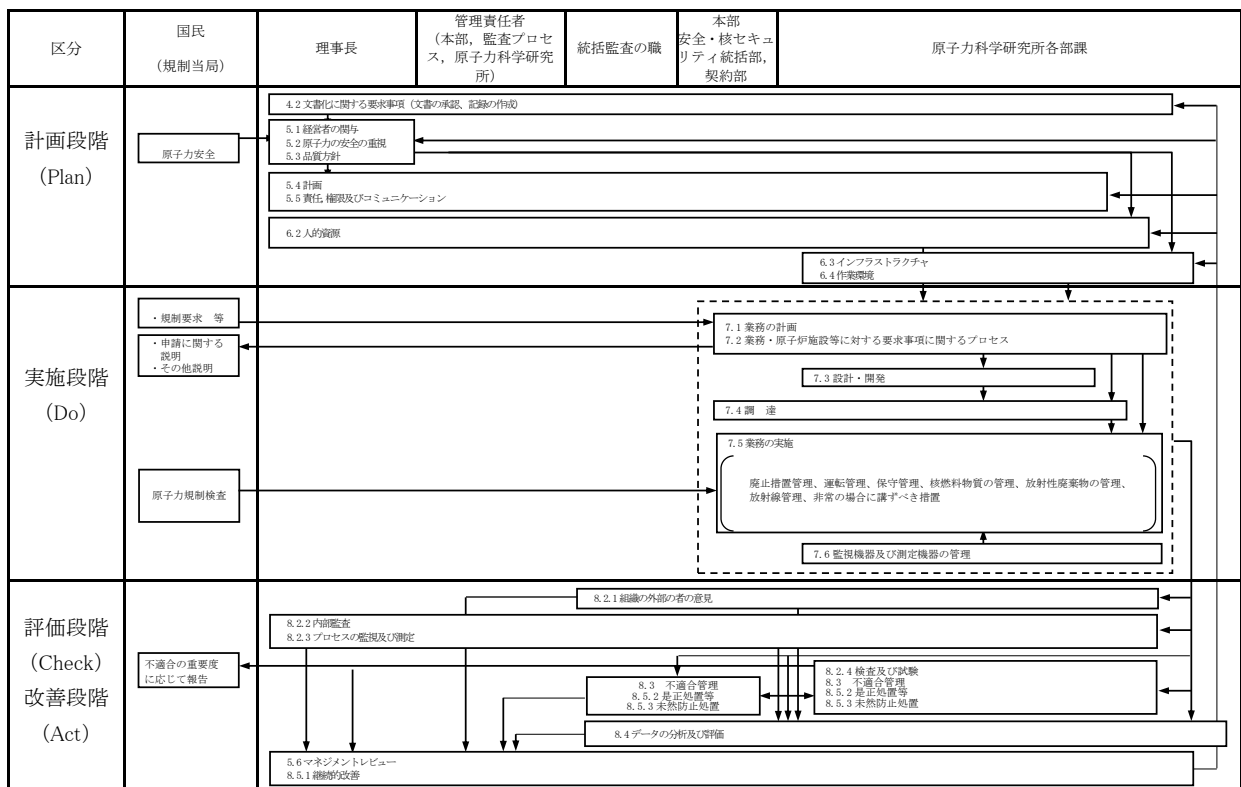


図 4.1 品質マネジメントシステム体系図

日本原子力研究開発機構	文書番号: QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号: 07

4. 品質マネジメントシステム(4.1 一般要求事項)

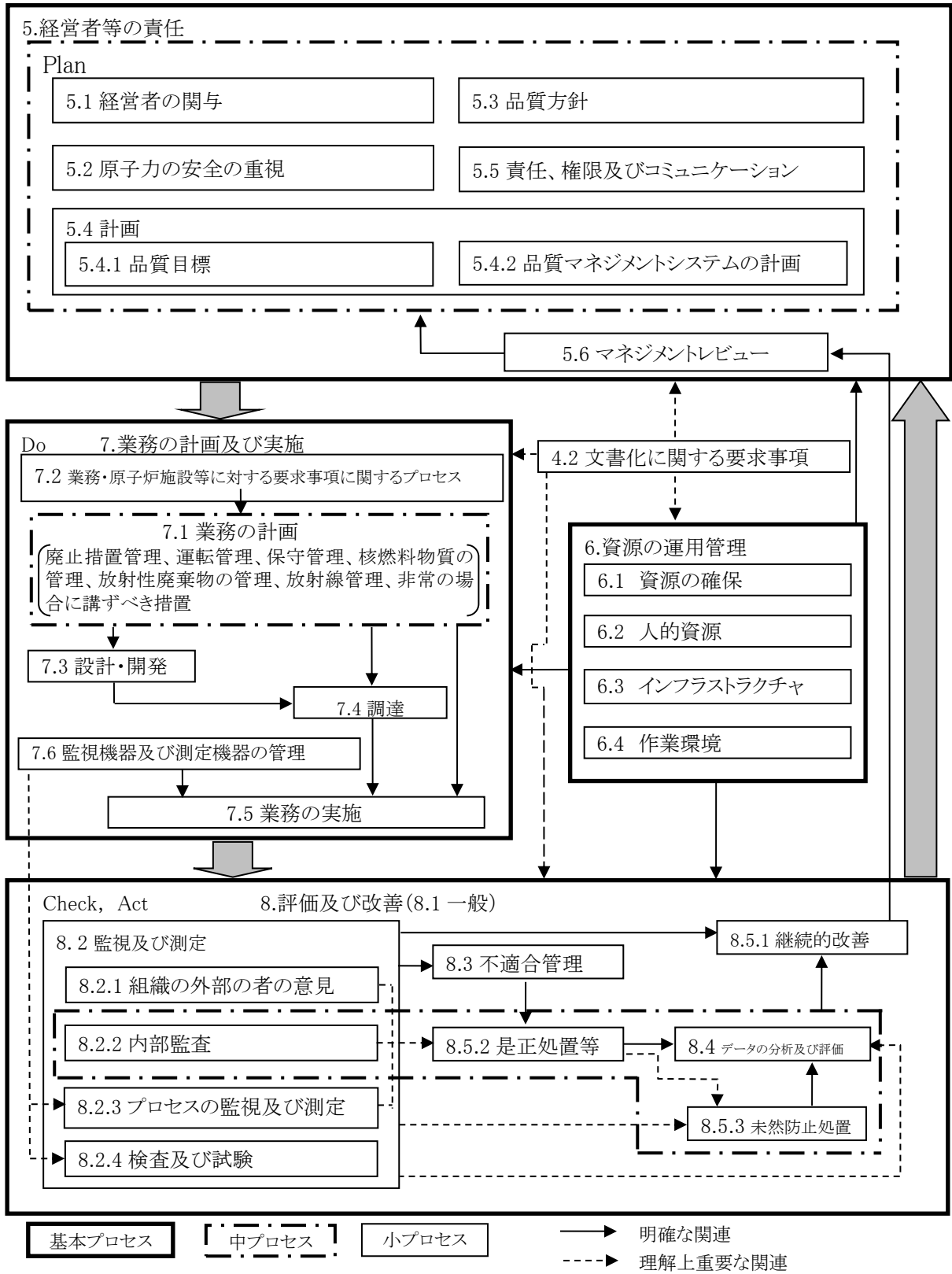


図4.2 品質マネジメントシステムプロセス関連図

日本原子力研究開発機構		文書番号: QS-P10
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号: 07

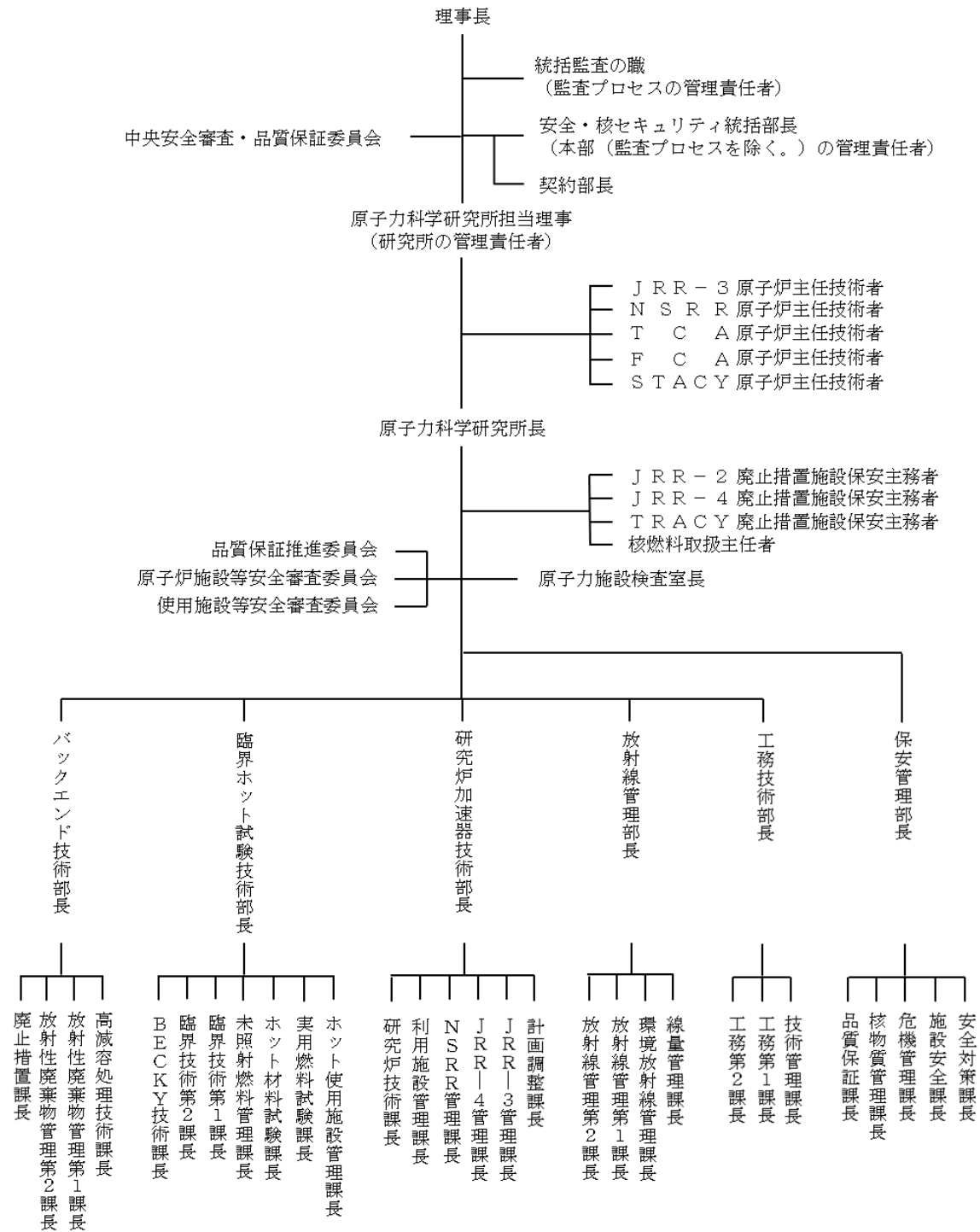


図 5.5.1 保安管理組織図

日本原子力研究開発機構	文書番号: QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号: 07

表 4.2.1 品質マネジメントシステム文書

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
4.2.3 4.2.4	文書管理 記録の管理	文書及び記録管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A01
		原子力科学研究所文書及び記録の管理要領	所長	(科)QAM-420
		保安管理部の文書及び記録の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-420
		放射線管理部文書及び記録の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-420
		工務技術部文書及び記録の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-420
		研究炉加速器技術部文書及び記録の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-420
		臨界ホット試験技術部の文書及び記録の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-420
		バックエンド技術部文書及び記録の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-420
		原子力施設検査室文書及び記録の管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-420
5.1	経営者の 関与	安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A09
		原子力科学研究所安全文化の育成及び維持並びに関係法令等の遵守活動に係る実施要領	所長	(科)QAM-510
5.4.1	品質目標	品質目標の設定管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A11
		原子力科学研究所品質目標管理要領	所長	(科)QAM-540
5.5.4	内部コミュニケーション	中央安全審査・品質保証委員会の運営について	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A04
		原子炉施設等安全審査委員会規則	所長	(科)QAM-550
		使用施設等安全審査委員会規則	所長	(科)QAM-551
		原子力科学研究所品質保証推進委員会規則	所長	(科)QAM-552
5.6.1	マネジメントレビュー	マネジメントレビュー実施要領	理事長	QS-P02
6.2.2	力量、教育・訓練	教育訓練管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A07

日本原子力研究開発機構	文書番号: QS-P10
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書	
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日
改訂番号: 07	

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
	及び認識	保安管理部教育・訓練管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-620
		放射線管理部教育・訓練管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-620
		工務技術部教育・訓練管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-620
		研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-620
		臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-620
		バックエンド技術部教育訓練管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-620
		原子力施設検査室教育・訓練管理要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-620
7.1	業務の計画	業務の計画及び実施管理要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A12
		原子力科学研究所放射線安全取扱手引	所長	(科)QAM-711
		原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則	所長	(科)QAM-712
		原子力科学研究所事故対策規則	所長	(科)QAM-713
		原子力科学研究所事故故障及び災害時の通報連絡に関する運用基準	所長	(科)QAM-714
		原子力科学研究所保全有効性評価要領	所長	(科)QAM-715
		原子力科学研究所 PI 設定評価要領	所長	(科)QAM-716
		保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領	保安管理部長	(科保)QAM-710
		放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領	放射線管理部長	(科放)QAM-710
		工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領	工務技術部長	(科工)QAM-710
		研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-710
		臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-710
		バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-710
		原子力施設検査室の業務の計画及び実施に関する要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-710

日本原子力研究開発機構	文書番号: QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号: 07

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
7.3	設計・開発	保安管理部設計・開発管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-730
		放射線管理部設計・開発管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-730
		工務技術部設計・開発管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-730
		研究炉加速器技術部設計・開発管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-730
		臨界ホット試験技術部の設計・開発管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-730
		バックエンド技術部設計・開発管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-730
7.4	調達	調達先の評価・選定管理要領	契約部長	QS-G01
		原子力科学研究所調達管理要領	所長	(科)QAM-740
7.6	監視機器及び測定機器の管理	保安管理部監視機器及び測定機器の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-760
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領(放射線管理施設編)	放射線管理部長	(科放)QAM-760
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領(放射線測定機器管理編)	放射線管理部長	(科放)QAM-761
		放射線管理部監視機器及び測定機器の管理要領(環境の放射線管理施設編)	放射線管理部長	(科放)QAM-762
		工務技術部監視機器及び測定機器の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-760
		研究炉加速器技術部監視機器及び測定機器の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-760
		臨界ホット試験技術部監視機器及び測定機器の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-760
		バックエンド技術部監視機器及び測定機器の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-760
8.2.2	内部監査	原子力安全監査実施要領	理事長	QS-P03
8.2.4	検査及び試験	原子力科学研究所事業者検査の実施要領	原子力施設検査室長	(科検)QAM-820
		保安管理部試験・検査の管理要領	保安管理部長	(科保)QAM-820
		放射線管理部試験・検査の管理要領	放射線管理部長	(科放)QAM-820
		工務技術部試験・検査の管理要領	工務技術部長	(科工)QAM-820
		研究炉加速器技術部試験・検査の管理要領	研究炉加速器技術部長	(科研)QAM-820

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

関連条項	項目	文書名	承認者	文書番号
		臨界ホット試験技術部の試験・検査の管理要領	臨界ホット試験技術部長	(科臨)QAM-820
		バックエンド技術部試験・検査の管理要領	バックエンド技術部長	(科バ)QAM-820
8.3	不適合管理	不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領	安全・核セキュリティ統括部長	QS-A03
8.5.2	是正処置等	原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領	所長	(科)QAM-830
8.5.3	未然防止処置	原子力科学研究所水平展開要領	所長	(科)QAM-850

日本原子力研究開発機構		文書番号: QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書			
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号: 07	

表 8.2.3 品質マネジメントシステムのプロセスの実施状況評価

監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度	
品質マネジメントシステム	理事長	品質方針、品質目標の設定及び実施状況	品質目標の達成状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて	
	所長	品質目標の設定及び実施状況		管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて	
	部長			所長へ報告 年度末及び必要に応じて	
	課長			部長へ報告 年度末及び必要に応じて	
業務の計画及び実施のプロセス	廃止措置	施設管理者	年間管理計画の設定と実施	廃止措置に係る保安の状況	所長へ報告 四半期ごと
	運転管理	施設管理者	年間運転計画の設定及び実施	施設の運転状況	所長へ報告 四半期ごと
	保守管理	施設管理者	施設管理実施計画の設定及び実施	保守管理の実施状況	所長へ報告 四半期ごと
	核燃料物質の管理	核燃料管理者	年間使用計画の設定及び実施	核燃料物質の管理状況	所長へ報告 四半期ごと
	放射性廃棄物の管理	施設管理者 高減容処理技術課長 放射性廃棄物管理第1課長 放射性廃棄物管理第2課長	放射性廃棄物の引き渡し、運搬、貯蔵、保管、処理及び保管廃棄の実施	放射性固体廃棄物の管理状況	所長へ報告 四半期ごと
	放射線管理	気体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性気体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性気体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと
		液体廃棄物の管理者 区域放射線管理担当課長	放射性液体廃棄物の放出管理目標値又は放出管理基準値に係る放出管理の実施	放射性液体廃棄物の放出状況	所長へ報告 四半期ごと
		課長 線量管理課長	放射線業務従事者の線量限度の管理	放射線業務従事者の被ばく状況	所長へ報告 四半期ごと
非常の場合に講ずべき措置	課長 危機管理課長	訓練の計画の設定及び実施	訓練の実施状況	所長へ報告 四半期ごと 半期ごと	
改善のプロセス	理事長	品質マネジメントシステムの適合性の確保、有効性の改善	品質マネジメント活動の実施状況	原子力安全監査 毎年度1回以上、又は必要に応じて	

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

監視・測定するプロセス	監視・測定の実施責任者	計画されたプロセスと結果	監視項目	評価方法と頻度
			不適合管理状況	マネジメントレビューの会議 年度末及び必要に応じて
	全ての管理者		自己評価の実施状況	管理責任者へ報告 年度末及び必要に応じて

日本原子力研究開発機構	文書番号: QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号: 07

表 8.4 品質マネジメントシステムの分析データ

データ	関連する文書	8.4(2)との関連
廃止措置に係る保安の状況	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)
施設の運転状況	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)
保守管理の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> 保安管理部の業務の計画及び実施に関する要領 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b) (c)
核燃料物質の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 原子力科学研究所核燃料物質等周辺監視区域内運搬規則 	(b)
放射性固体廃棄物の管理状況	<ul style="list-style-type: none"> 工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)
放射性気体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 	(b)
放射性液体廃棄物の放出状況	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 工務技術部の業務の計画及び実施に関する要領 研究炉加速器技術部業務の計画及び実施に関する要領 臨界ホット試験技術部の業務の計画及び実施に関する要領 バックエンド技術部業務の計画及び実施に関する要領 原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)
放射線業務従事者の被ばく状況	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理部業務の計画及び実施に関する要領 原子力科学研究所放射線安全取扱手引 	(b)

日本原子力研究開発機構	文書番号:QS-P10	
文書名 原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書		
制定日: 2017年4月1日	改訂日: 2020年12月1日	改訂番号:07

データ	関連する文書	8.4(2)との関連
訓練の実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・保安管理部教育・訓練管理要領 ・放射線管理部教育・訓練管理要領 ・工務技術部教育・訓練管理要領 ・研究炉加速器技術部教育・訓練管理要領 ・臨界ホット試験技術部の教育・訓練管理要領 ・バックエンド技術部教育訓練管理要領 	(b) (c)
原子力規制検査指摘等事項	<ul style="list-style-type: none"> ・不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a)
官庁検査、事業者検査での不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力科学研究所事業者検査の実施要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(a) (b) (c) (d)
不適合	<ul style="list-style-type: none"> ・不適合管理並びに是正及び未然防止処置要領 ・原子力科学研究所不適合管理及び是正処置並びに未然防止処置要領 	(b) (c) (d)
調達先の監査実施状況	<ul style="list-style-type: none"> ・調達先の評価・選定管理要領 ・原子力科学研究所調達管理要領 	(d)