

HT-220-4

HTTR の設工認(第 4 回)申請に係る
記載の見直しについて
(溢水・保管廃棄)

令和 3 年 1 月 13 日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所
高温ガス炉研究開発センター
高温工学試験研究炉部

1. はじめに

H T T R（高温工学試験研究炉）の設計及び工事の計画の認可申請（全4回）の記載について、検査等が確実に実施できるよう、原子炉設置（変更）許可申請書に記載した設計方針を具体化し、より明確化するための見直しを行う。具体的には、設計条件、設計仕様等を明確化する。次項に見直した対応方針を示す。

2. 見直し方針

第4回申請に係る見直し方針を以下に示す。

2. 1 第4回申請について

(1) 溢水対策機器（漏水検知器等）の設置について（別紙1参照）

- ① 溢水防護対象設備の考え方について明確化する。
- ② 実験・照射の関連機能（核分裂生成物の放散防止）の本設工認申請における位置づけについて明確化する。
- ③ 溢水防護対象設備の防護区分について明確化する。
- ④ 溢水防護対象設備のうち、溢水影響評価の対象外とする設備について明確化する。
- ⑤ 被水防止構造である機器について、対象とする機器を明確にする。
- ⑥ 「工事の方法」の「試験・検査項目」について、検査制度の改正に伴い記載を修正する。
- ⑦ 地震時の溢水影響評価における耐震評価の手法及びその結果の変更に伴い記載を修正する。
- ⑧ 「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」に掲げる技術上の基準への適合性について、明確化及び規則改正に伴う修正をする。

(1) 保管廃棄施設について（別紙2参照）

- ① 保管する廃棄物の個数、放射エネルギー等を保安規定に従い管理することを明記する。
- ② 周辺監視区域の実効線量への影響について明記する。
- ③ 「工事の方法」の「試験・検査項目」について、検査制度の改正に伴い記載を修正する。
- ④ 「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」に掲げる技術上の基準への適合性について、規則改正に伴い修正する。

溢水対策機器（漏水検知器等）の設置

溢水防護対象設備の以下の考え方について明確化する。

- ・ 実験・照射の関連機能（核分裂生成物の放散防止）の本設工認申請における位置づけ
- ・ 溢水防護対象設備の防護区分
- ・ 溢水防護対象設備のうち、溢水影響評価の対象外とする設備の選定根拠

【添付説明書】

1.2 溢水より防護すべき設備

溢水防護対象設備は、重要度の特により高い安全機能を有する系統が、その安全機能を適切に維持するために必要な設備及び使用済燃料の貯蔵機能を適切に維持するために必要な設備とする。

耐震 S クラスの設備及び自然現象における重要安全施設等が溢水に対してその安全機能を損なわない設計とし、その溢水防護対象設備を表 1.1 に示す溢水防護対象設備(1) （防護区分Ⅰの設備）として選定する。なお、実験・照射の関連機能（核分裂生成物の放散防止）を有する実験設備の一部は現在の H T T R 原子炉施設に設置されていないことから、本設工認申請における溢水防護対象設備に当該設備を含めていない。

また、H T T R においては安全評価として実施している内部事象を起因とした「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」に対処するために必要な設備に対しては、内部溢水についての対策を強化した信頼性の高い設計とし、その溢水防護対象設備を表 1.2 に示す溢水防護対象設備(2) （防護区分Ⅱの設備）として選定する。

使用済燃料貯蔵設備については、原子炉建家内の貯蔵プール及び貯蔵ラック並びに使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル及び貯蔵ラックを溢水防護対象設備として選定する。また、貯蔵プールの冷却機能及び給水機能を維持するため、プール水の供給配管の接続口までを溢水防護対象設備として選定する。

なお、以下に示す設備については溢水の影響評価の対象外とする。

- (1) 容器（タンク）、熱交換器、配管、スタンドパイプ、スタンドパイプクロージャ、使用済燃料貯蔵プール・貯蔵ラック及び使用済燃料貯蔵建家内設備の貯蔵セル・貯蔵ラック については、静的機器であり、溢水の影響を受けたとしてもその安全機能を喪失することがないことから溢水の影響評価の対象外とする。
- (2) フィルタユニット内に格納されているフィルタ、配管の一部を構成している逆止弁、原子炉圧力容器内に格納されている炉心構成要素・炉心支持鋼構造物・炉心支持黒鉛構造物及び広領域中性子束検出器、スタンドパイプ内に格納されている制御棒系の駆動機構並びに補助ヘリウム循環機の電動機については、密閉性が確保された容器の中に格納されており、溢水の影響を受けることがなくその安全機能を喪失することがないことから溢水の影響評価の対象外とする。
- (3) 安全弁については、構造が単純でありかつ動力を必要としないため、溢水の影響を受けたとしてもその安全機能を喪失することがないことから溢水の影響評価の対象外とする。

- (4) 原子炉格納容器隔離弁については、原子炉格納容器の隔離が必要となる場合には当該電磁弁の上流において制御電源が断となることで作動するため、当該弁が溢水の影響を受けたとしてもその安全機能を喪失することがないことから溢水の影響評価の対象外とする。
- (5) 屋上に設置されている補助冷却設備の補助冷却設備空気冷却器及び配管については、屋外に設置されており、かつ耐候性を有しているため溢水の影響を受けたとしてもその安全機能を喪失することがないことから溢水の影響評価の対象外とする。

被水対策機器について、対象とする機器を明確にする。

【本文】

3. 設計

3.1 設計条件

(4) 防滴仕様である機器及び計器

溢水防護対象設備のうち、溢水の影響により機器が被水して機能を喪失させるおそれがある機器の電動機及び計器については、水の浸入に対する防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防まつ形（IP*4）以上）がなされた設計とする。

(5) 密封構造（被水防止構造）である機器

溢水防護対象設備のうち、溢水の影響により機器が被水して機能を喪失させるおそれがある機器については、機器を密封構造（被水防止構造）として溢水に対する防護措置がなされた設計とする。

3.2 設計仕様

(4) 防滴仕様である機器及び計器

防滴仕様である機器及び計器は、溢水が生じた場合に、被水による機器及び計器の機能喪失を防止する設計とする。設計仕様は以下のとおりとする。

機器名	仕様	設置数量 (台)	設置場所
補助冷却水循環ポンプの電動機	・防まつ形（IP*4 ^注 ）以上の保護等級を有する。	2	原子炉建家
非常用空気浄化設備 排風機の電動機	・防まつ形（IP*4 ^注 ）以上の保護等級を有する。	2	原子炉建家
<u>非常用空気浄化設備フィルタユニット入口弁の電磁弁</u>	<u>・防まつ形（IP*4^注）以上の保護等級を有する。</u>	<u>2</u>	<u>原子炉建家</u>
炉容器冷却水流量（伝送器）	・防まつ形（IP*4 ^注 ）以上の保護等級を有する。	4	原子炉建家
補機冷却水流量（伝送器）	・防まつ形（IP*4 ^注 ）以上の保護等級を有する。	4	冷却塔
補助冷却水流量（伝送器）	・防まつ形（IP*4 ^注 ）以上の保護等級を有する。	2	原子炉建家

注：JIS-C-0920 電気機械器具の外郭による保護等級

(5) 密封構造 (被水防止構造) である機器

密封構造 (被水防止構造) である機器は、溢水が生じた場合に、被水による機器の機能喪失を防止する設計とする。設計仕様は以下のとおりとする。

機器名	仕様	設置数量 (台)	設置場所
補助ヘリウム循環機	・補助ヘリウム循環機の <u>電動機端子部が保護カバーで覆われている。</u>	2	原子炉建家
非常用空気浄化設備 フィルタユニット	・ <u>非常用空気浄化設備フィルタユニットの電気ヒーター端子が保護カバーで覆われている。</u>	2	原子炉建家

表 3.1.2 溢水対策機器一覧

No	機器名	設置数量 (台)	設置建家
1	排水ポンプ	2	原子炉建家
2-1	漏水警報盤	1	原子炉建家
2-2	副盤	1	原子炉建家
2-3	漏水検知器	26	原子炉建家 冷却塔
3-1	ブローアウトパネル	1	原子炉建家
3-2	耐圧扉	3	原子炉建家
4-1	<u>被水防止構造</u> の機器 ・補助冷却水循環ポンプの電動機 ・非常用空気浄化設備排風機の電動機 ・ <u>非常用空気浄化設備フィルタユニット入口弁の電磁弁</u>	2 2 <u>2</u>	原子炉建家
4-2	防滴仕様の計器 ・炉容器冷却水流量 ・補機冷却水流量 ・補助冷却水流量	4 4 2	原子炉建家
5	密封構造 <u>(被水防止構造)</u> である機器 ・補助ヘリウム循環機の <u>電動機端子部</u> ・非常用空気浄化設備フィルタユニットの <u>電気ヒーター端子部</u>	2 2	原子炉建家
6	耐環境仕様である計器 ・補助冷却器出口ヘリウム圧力 ・補助冷却器ヘリウム流量	2 4	原子炉建家

【添付説明書】

4. 溢水の影響評価方針及び防護設計方針

4.3 溢水対策機器

(4) 防滴仕様である機器及び計器

防護対象設備のうち、溢水により被水して機能を喪失させるおそれがある機器の電動機及び計器については、水の浸入に対する防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防まつ形（IP*4）以上）がなされた設計とする。

(5) 密封構造 （被水防止構造） である機器

防護対象設備のうち、溢水により被水して機能を喪失させるおそれがある機器については、機器を密封構造 （被水防止構造） として溢水に対する防護措置がなされた設計とする。

5. 想定破損による溢水の影響評価

5.2 想定破損による被水の影響評価

溢水源である配管の想定破損による被水を考慮し、溢水防護対象設備の被水の影響評価を行った。

5.2.2 評価方法

被水の影響評価は以下の判定を各段階で実施し、いずれかの判定を満足した場合には評価終了とした。以下の判定を全て満足しない場合には、対策を考慮し、再度評価を行った。

- A: 溢水防護対象設備が設置されている区画に破損を想定する溢水源がなく、上部の天井面に開口部又は貫通部がないか
- B: 溢水防護対象設備が多重化又は区画化により同時に機能喪失しないか
- C: 溢水防護対象設備が想定破損発生時には機能要求がないか
- D: 溢水防護対象設備が防滴仕様又は密封構造 （被水防止構造） の機能を有していることにより機能喪失しないか

表 5.2(1/2) 被水の影響評価結果

防護区画	対象設備名	防護対象 施設区分	被水源の有無		防護対策	判定				結果	
			被水源有	被水源無		A	B	C	D	良	否
H-125	安全保護系用交流無停電電源装置 B、安全保護系用充電器盤 B	I、II		○	—	○				○	
H-126	安全保護系用交流無停電電源装置 C、安全保護系用予備充電器盤	I、II		○	—	○				○	
H-127	安全保護系用交流無停電電源装置 A、安全保護系用充電器盤 A	I、II		○	—	○				○	
H-181	安全保護系用蓄電池 B	I、II	○		—		○			○	
H-182	安全保護系用蓄電池 A	I、II		○	—	○				○	
H-215	補助ヘリウム循環機 A 回転数制御装置	II		○	—	○				○	
H-216	補助ヘリウム循環機 B 回転数制御装置	II		○	—	○				○	
H-217	補助冷却水循環ポンプ A, B	II	○		・防滴仕様					○	○
H-272	補助冷却水流量 (計装)	II	○		・防滴仕様					○	○
H-310	非常系パワーセンタ B、非常系モーターコントロールセンタ B	II		○	—	○				○	
H-314	中性子計装盤 I、主冷却設備安全保護計装盤 I、炉容器冷却設備計装盤 I、放射能計装盤 I、制御棒スクラム装置盤 A	I、II		○	—	○				○	
H-315	安全保護ロジック盤 B、安全保護シーケンス盤 B、補助冷却設備安全保護計装盤 I	I、II		○	—	○				○	
H-318	安全保護ロジック盤 A、安全保護シーケンス盤 A	I、II		○	—	○				○	
H-319	中性子計装盤 II・III、主冷却設備安全保護計装盤 II・III、炉容器冷却設備計装盤 II、補助冷却設備安全保護計装盤 II・III、放射能計装盤 II・III、制御棒スクラム装置盤 B	I、II		○	—	○				○	
H-321	非常系パワーセンタ A、非常系モーターコントロールセンタ A	II		○	—	○				○	
H-411	非常用発電機 B、自動始動盤 B、非常用発電機盤 B	II		○	—	○				○	

表 5.2(2/2) 被水の影響評価結果

防護区画	対象設備名	防護対象 施設区分	被水源の有無		防護対策	判定				結果	
			被水源有	被水源無		A	B	C	D	良	否
H-412	非常用発電機用燃料移送ポンプ B	Ⅱ		○	—	○				○	
H-417	中央制御盤（主盤、副盤）	Ⅰ、Ⅱ		○	—	○				○	
H-421	非常用発電機 A、自動始動盤 A、非常用発電機盤 A	Ⅱ		○	—	○				○	
K-101	炉容器冷却設備 A 制御盤、炉容器冷却水循環ポンプ A、計装（炉容器冷却水流量）	Ⅱ	○		—		○			○	
K-102	炉容器冷却設備 B 制御盤、炉容器冷却水循環ポンプ B、計装（炉容器冷却水流量）	Ⅱ	○		—		○			○	
K-201	非常用空気浄化設備排風機 A・B、非常用空気浄化設備排気フィルタユニット A・B	Ⅱ	○		・防滴仕様 ・密封構造（被水防止構造）				○	○	
G-194	補助ヘリウム循環機 A・B	Ⅱ	○		・密封構造（被水防止構造）				○	○	
G-292	計装（原子炉圧力容器上鏡温度）	Ⅰ、Ⅱ	○		—			○		○	
G-293	計装（原子炉圧力容器上鏡温度）	Ⅰ、Ⅱ	○		—			○		○	
G-393	計装（補助冷却器出口ヘリウム圧力）、計装（補助冷却器ヘリウム流量）	Ⅰ、Ⅱ	○		・防滴仕様				○	○	
N-290	計装（原子炉格納容器内圧力）	Ⅰ、Ⅱ	○		—	○				○	
N-390L	計装（格納容器内エリア放射線量率）	Ⅰ、Ⅱ	○		—	○				○	
冷却塔ポンプ室(1)	補機冷却水設備 B 循環ポンプ、計装（補機冷却水流量）	Ⅱ	○		・防滴仕様				○	○	
冷却塔ポンプ室(2)	補機冷却水設備 A 循環ポンプ、計装（補機冷却水流量）	Ⅱ		○	・防滴仕様	○				○	

A: 区画に溢水源がなく、上部に開口部又は貫通部がない B: 多重化又は区画化により機能喪失しない C: 機能要求がない D: 防滴仕様、密封構造（被水防止構造）により機能喪失しない

表6.3(1/2) 被水の影響評価結果

防護区画	対象設備名	防護対象 施設区分	防護対策	判定				結果	
				A	B	C	D	良	否
H-125	安全保護系用交流無停電電源装置 B、安全保護系用充電器盤 B	I、II	—		○			○	
H-126	安全保護系用交流無停電電源装置 C、安全保護系用予備充電器盤	I、II	—		○			○	
H-127	安全保護系用交流無停電電源装置 A、安全保護系用充電器盤 A	I、II	—		○			○	
H-181	安全保護系用蓄電池 B	I、II	—		○			○	
H-182	安全保護系用蓄電池 A	I、II	—		○			○	
H-215	補助ヘリウム循環機 A 回転数制御装置	II	—		○			○	
H-216	補助ヘリウム循環機 B 回転数制御装置	II	—		○			○	
H-217	補助冷却水循環ポンプ A, B	II	・防滴仕様				○	○	
H-272	補助冷却水流量 (計装)	II	・防滴仕様				○	○	
H-310	非常系パワーセンタ B、非常系モーターコントロールセンタ B	II	—		○			○	
H-314	中性子計装盤 I、主冷却設備安全保護計装盤 I、炉容器冷却設備計装盤 I、・放射能計装盤 I、制御棒スクラム装置盤 A	I、II	—		○			○	
H-315	安全保護ロジック盤 B、安全保護シーケンス盤 B、補助冷却設備安全保護計装盤 I	I、II	—		○			○	
H-318	安全保護ロジック盤 A、安全保護シーケンス盤 A	I、II	—		○			○	
H-319	中性子計装盤 II・III、主冷却設備安全保護計装盤 II・III、炉容器冷却設備計装盤 II、補助冷却設備安全保護計装盤 II・III、放射能計装盤 II・III、制御棒スクラム装置盤 B	I、II	—		○			○	
H-321	非常系パワーセンタ A、非常系モーターコントロールセンタ A	II	—		○			○	
H-411	非常用発電機 B、自動始動盤 B、非常用発電機盤 B	II	—		○			○	

表6.3(2/2) 被水の影響評価結果

防護区画	対象設備名	防護対象施設区分	防護対策	判定				結果	
				A	B	C	D	良	否
H-412	非常用発電機用燃料移送ポンプ B	II	—		○			○	
H-417	中央制御盤（主盤、副盤）	I、II	※	※	※	※	※	※	※
H-421	非常用発電機 A、自動始動盤 A、非常用発電機盤 A	II	—		○			○	
K-101	炉容器冷却設備 A 制御盤、炉容器冷却水循環ポンプ A、計装（炉容器冷却水流量）	II	—		○			○	
K-102	炉容器冷却設備 B 制御盤、炉容器冷却水循環ポンプ B、計装（炉容器冷却水流量）	II	—		○			○	
K-201	非常用空気浄化設備排風機 A・B、非常用空気浄化設備排気フィルタユニット A・B	II	・防滴仕様 ・密封構造（被水防止構造）				○	○	
G-194	補助ヘリウム循環機 A・B	II	・密封構造（被水防止構造）				○	○	
G-292	計装（原子炉圧力容器上鏡温度）	I、II	—		○			○	
G-293	計装（原子炉圧力容器上鏡温度）	I、II	—		○			○	
G-393	計装（補助冷却器出口ヘリウム圧力）、計装（補助冷却器ヘリウム流量）	I、II	・防滴仕様				○	○	
N-290	計装（原子炉格納容器内圧力）	I、II	—		○			○	
N-390L	計装（格納容器内エア放射線量率）	I、II	—		○			○	
冷却塔ポンプ室(1)	補機冷却水設備 B 循環ポンプ、計装（補機冷却水流量）	II	・防滴仕様				○	○	
冷却塔ポンプ室(2)	補機冷却水設備 A 循環ポンプ、計装（補機冷却水流量）	II	・防滴仕様				○	○	

A:区画に溢水源がなく、天井面に開口部又は貫通部がない B:多重化又は区画化により機能喪失しない C:機能要求がない D:防滴仕様、密封構造（被水防止構造）により機能を喪失しない

※ 溢水源がないことから評価を実施しない。

「工事の方法」の「試験・検査項目」について、以下を追加・修正する。

- ・検査制度の改正に伴う記載の変更
- ・外観検査の追加

【本文】

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

既設の溢水対策機器について、設計仕様を満たしたものを原子炉施設に設置する。

4.2 工事上の留意事項

本申請に係る検査に当たっては、既設の安全機能を有する施設等に影響を及ぼすことがないよう、作業管理等の必要な措置を講じ実施する。

4.3 試験・検査項目

試験・検査は、次の項目について実施する。

なお、検査の詳細については、「使用前事業者検査要領書」に定める。

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

(a) 排水ポンプ

イ. 外観検査

方法：

(i) 排水ポンプの外形に有害な傷、割れ及び変形がないことを目視により確認する。

判定：

(i) 排水ポンプの外形に有害な傷、割れ及び変形がないこと。

(b) 漏水検知器及び漏水警報盤、副盤

イ. 外観検査

方法：

(i) 漏水警報盤、副盤及び漏水検知器の外形に有害な傷、割れ及び変形がないこと目視により確認する。

判定：

(i) 漏水警報盤、副盤及び漏水検知器の外形に有害な傷、割れ及び変形がないこと。

ロ. 据付検査

方法：

(i) 漏水検知器が床面より 2 cm以内の高さに設置されていることを実測により確認する。

判定：

(i) 漏水検知器が床面より 2 cm以内の高さに設置されていること。

(c) ブローアウトパネル及び耐圧扉

イ. 外観検査

方法：

(i) ブローアウトパネル及び耐圧扉の外形に有害な傷、割れ及び変形がないこと目視により確認する。

判定：

(i) ブローアウトパネル及び耐圧扉の外形に有害な傷、割れ及び変形がないこと。

(d) 防滴仕様である機器及び計器

イ. 外観検査

方法：

(i) 防滴仕様である機器及び計器の外形に有害な傷、割れ及び変形がないことを目視により確認する。

判定：

(i) 防滴仕様である機器及び計器の外形に有害な傷、割れ及び変形がないこと。

(e) 被水防止構造である機器

イ. 外観検査

方法：

(i) 被水防止構造である機器の外形に有害な傷、割れ及び変形がないことを目視により確認する。

判定：

(i) 被水防止構造である機器の外形に有害な傷、割れ及び変形がないこと。

(f) 耐環境仕様である計器

イ. 外観検査

方法：

(i) 耐環境仕様である計器の外形に有害な傷、割れ及び変形がないことを目視により確認する。

判定：

(i) 耐環境仕様である計器の外形に有害な傷、割れ及び変形がないこと。

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

(a) 排水ポンプ

イ. 性能検査

方法：

(i) 排水ポンプの吐出量が 0.32m³/min 以上であることをポンプの性能曲線により確認する。

(ii) 排水ポンプの電動機が JIS-C-0920 保護等級の防まつ形 (IP*4) 以上の保護等級を有していることを図書等により確認する。

(iii) 排水ポンプの電源が非常用発電機 A 系統から排水ポンプ A へ、非常用発電機 B 系統から排水ポンプ B へ給電されることを図書等により確認する。

判定：

(i) 排水ポンプの吐出量が 0.32m³/min 以上であること。

(ii) 排水ポンプの電動機が JIS-C-0920 保護等級の防まつ形 (IP*4) 以上の保護等級を有していること。

(iii) 排水ポンプの電源が、排水ポンプ A は非常用発電機 A 系統から、排水ポンプ B は非常用発電機 B 系統から給電されること。

(b) 漏水検知器及び漏水警報盤、副盤

イ. 警報検査

方法：

(i) 漏水検知器作動時に漏水警報盤又は副盤に警報が発信されることを、漏水検知器を模擬的に作動させることにより確認する。

判定：

(i) 漏水検知器作動時に漏水警報盤又は副盤に警報が発信されること。

(c) ブローアウトパネル及び耐圧扉

イ. 性能検査

方法：

(i) ブローアウトパネルの扉の開放圧力が 3.5kPa (360mmAq) 以下であることを図書等により確認する。また、破断ピンの破断箇所の寸法が $\phi 3.3 \pm 0.05$ mm であることを実測により確認する。

(ii) 耐圧扉の耐圧力が 6.8kPa (700mmAq) 以上であることを図書等より確認する。また、扉が閉ロックできることを実動作により確認する。

判定：

(i) ブローアウトパネルの扉の開放圧力が 3.5kPa (360mmAq) 以下であること。また、破断ピンの破断箇所の寸法が $\phi 3.35$ mm 以下であること。

(ii) 耐圧扉の耐圧力が 6.8kPa (700mmAq) 以上であること。また、扉が閉扉ロックできること。

(d) 防滴仕様である機器及び計器

イ. 性能検査

方法：

(i) 防滴仕様である機器及び計器について、JIS-C-0920 保護等級の防まつ形 (IP*4) 以上の保護等級を有していることを図書等により確認する。

判定：

(i) 防滴仕様である機器及び計器について、JIS-C-0920 保護等級の防まつ形 (IP*4) 以上の保護等級を有していること。

(e) 密封構造 (被水防止構造) である機器

イ. 性能検査

方法：

(i) 密封構造 (被水防止構造) である機器について、機器の端子部が保護カバーで覆われていることを図書等により確認する。

判定：

(i) 密封構造(被水防止構造)である機器について、機器の端子部が保護カバーで覆われていること。

(f) 耐環境仕様である計器

イ. 性能検査

方法：

(i) 耐環境仕様である計器について、JIS-C-0920 保護等級の防浸形 (IP*7) 以上の保護等級を有していることを図書等により確認する。

判定：

(i) 耐環境仕様である計器について、JIS-C-0920 保護等級の防浸形 (IP*7) 以上の保護等級を有していること。

(g) 加圧水冷却設備の主配管

イ. 性能検査

方法：

(i) ターミナルエンド部を有する配管が設置されている区画以外の区画における主配管について、原子炉格納容器貫通部の主配管と同じ材質で製作されており、同等の製作・施工に係る検査が行われていることを図書等により確認する。

判定：

(i) ターミナルエンド部を有する配管が設置されている区画以外の区画における主配管について、原子炉格納容器貫通部の主配管と同等の性能を有すること。

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更の生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査 (適合性確認検査)

方法：

(i) 設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

・ 溢水による損傷の防止 (第 19 条)

・ 安全設備 (第 21 条)

判定：

(i) 本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

・ 溢水による損傷の防止 (第 19 条)

・ 安全設備 (第 21 条)

ロ. 品質管理の方法に関する検査 (品質管理検査)

方法：

(i) 本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「大洗研究所原子炉施設等品質マネジメント計画書」(QS-P12)に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：

- (i) 本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「大洗研究所原子炉施設等品質マネジメント計画書」(QS-P12)に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

地震時の溢水影響評価における耐震評価の手法及びその結果の変更に伴い記載を修正する。

【添付説明書】

7. 地震時における溢水の影響評価

7.1 地震時の没水の影響評価

7.1.1 没水の影響評価における機器・配管の破損及び溢水量の算出

(2) 耐震 B、C クラス機器、配管の耐震性評価

a. 耐震評価の概要

耐震 B、C クラス配管の評価手法として、3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析による評価及び定ピッチスパン法による評価があり、定ピッチスパン法による評価には振動数基準定ピッチスパン法と応力基準定ピッチスパン法がある。

定ピッチスパン法は、個々の配管を詳細にモデル化せずに、想定する振動数や応力に応じたサポートの最大支持スパンを設定する設計手法である。配管系の各区分について、20Hz 程度の振動数を目標として支持スパンを設定する手法が振動数基準定ピッチスパン法であり、配管応力が目標の応力値以下となるように支持スパンを設定する手法が応力基準定ピッチスパン法(以下「応力定ピッチ法」という。)である。耐震 B、C クラス配管の耐震性評価については、上記の3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析による評価及び定ピッチスパン法による評価の2種類に分類し、評価を実施する。

評価フローを図 7.2 に示す。

b. 評価基準

内部溢水影響評価で実施する耐震 B、C クラス配管の耐震性評価は、地震を起因とした配管からの溢水が溢水影響評価上に影響するか否かを確認することが目的であることから、「JEAG 4601 原子力発電所耐震設計技術指針」等で用いられる算定式及び評価基準値を適用する。

c. 評価手法

①3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析評価

建設時の図面における解析用支持スパンを反映した3次元多質点はりモデルを作成し、基準地震動 S_s の評価用震度及び床応答スペクトルを用いた静的解析及びスペクトルモーダル解析を行い1次応力と1次応力+2次応力を確認する。算出した1次応力及び1次応力+2次応力が JEAGで規定する許容応力状態IVASでの許容応力 $0.9S_u$ (1次応力) 及び $2S_y$ (地震動のみによる1次応力+2次応力の変動値が $2S_y$ 以下であれば、疲れ解析不要) 以下であること確認する。

②定ピッチスパン法を用いた評価

既往の設工認「Ⅲ-ニ-5 配管の耐震支持方針」(第3回申請)平成4年4月9日付け4安(原規)第47号)に示すとおり、配管系を剛にし、地震による過度の振動がないようにするために配管系の各支持間隔について20Hzあるいは、応答の増幅が小さい振動数を基準として定められた基準間隔長以下となるように支持している。

現状の設置スパンが、許容応力状態IVASでの許容応力 $0.9S_u$ (1次応力) 及び $2S_y$ (地震動のみによる1次応力+2次応力の変動値が $2S_y$ 以下であれば、疲れ解析不要) から求められる計

算スパン以下であることを確認する。

d. 耐震B、Cクラス配管の耐震性評価結果について

耐震B、Cクラス配管の基準地震動 S_s に対する耐震性評価結果について表 7.3 に示す。また、3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析及び定ピッチスパン法による評価の評価結果を表 7.4 及び表 7.5、アイソメ図及びモデルを図 7.4 に示す。

また、耐震B、Cクラス機器(ポンプ, 容器等)の基準地震動 S_s に対する耐震性評価手法・条件及び結果について表 7.6 に示す。評価結果は、B、C の評価対象部位に基づき、全ての部位の評価を行い、評価上最も厳しい評価部位の値を記載している。

表7.4 3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析による配管の耐震性評価詳細結果

設備名	評価部位	評価点	分類	計算応力	許容応力	判定	モデル図番号
				(N/mm ²)	(N/mm ²)		
非常用発電機	主配管 (1/8) (主燃料槽 A～注油口ユニットボックス A)	23	1次	21	261	○	EDG-1
			1次+2次	21	294	○	
	主配管 (2/8) (主燃料槽 A～燃料小出槽 A)	64	1次	73	261	○	EDG-2
			1次+2次	87	294	○	
	主配管 (3/8) (主燃料槽 A～燃料小出槽 A)	50	1次	47	261	○	EDG-3
			1次+2次	47	294	○	
	主配管 (4/8) (燃料小出槽 A～非常用発電装置 A)	23	1次	70	261	○	EDG-4
			1次+2次	98	294	○	
	主配管 (5/8) (主燃料槽 B～注油口ユニットボックス B)	7	1次	97	261	○	EDG-5
			1次+2次	186	294	○	
	主配管 (6/8) (主燃料槽 B～燃料小出槽 B)	17	1次	67	261	○	EDG-6
			1次+2次	89	294	○	
	主配管 (7/8) (主燃料槽 B～燃料小出槽 B)	62	1次	38	261	○	EDG-7
			1次+2次	39	294	○	
	主配管 (8/8) (燃料小出槽 B～非常用発電装置 B)	22	1次	35	261	○	EDG-8
			1次+2次	46	294	○	

(同表中に、応答倍率法による評価から3次元多質点はりモデルを用いた地震応答解析に変更した部分の評価結果を記載予定)

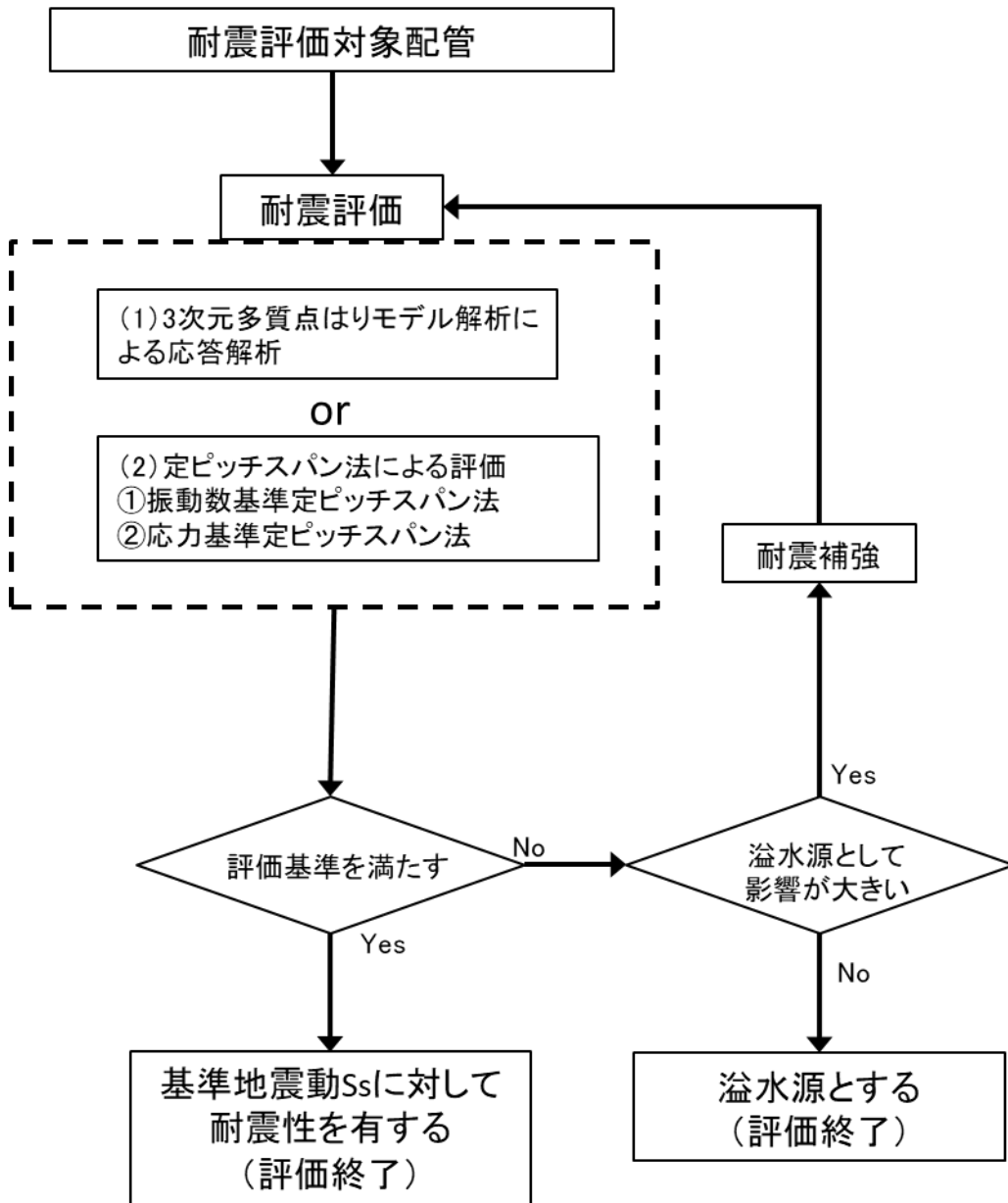


図 7.2 耐震 B, C クラス配管の評価フロー

「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」に掲げる技術上の基準への適合性について、明確化及び規則改正に伴う修正をする。

【添付説明書】

本申請のうち溢水対策機器の設置に係る設計及び工事の計画と「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」に掲げる技術上の基準への適合性は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
<u>第一条</u>	<u>適用範囲</u>	—	—	—
<u>第二条</u>	<u>定義</u>	—	—	—
<u>第三条</u>	<u>特殊な設計による試験研究用等原子炉施設</u>	—	—	—
<u>第四条</u>	<u>廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持</u>	無	—	—
<u>第五条</u>	<u>試験研究用等原子炉施設の地盤</u>	無	—	—
<u>第六条</u>	<u>地震による損傷の防止</u>	無	—	—
<u>第七条</u>	<u>津波による損傷の防止</u>	無	—	—
<u>第八条</u>	<u>外部からの衝撃による損傷の防止</u>	無	—	—
<u>第九条</u>	<u>試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止</u>	無	—	—
<u>第十条</u>	<u>試験研究用等原子炉施設の機能</u>	無	—	—
<u>第十一条</u>	<u>機能の確認等</u>	無	—	—
<u>第十二条</u>	<u>材料及び構造</u>	無	—	—
<u>第十三条</u>	<u>安全弁等</u>	無	—	—
<u>第十四条</u>	<u>逆止め弁</u>	無	—	—
<u>第十五条</u>	<u>放射性物質による汚染の防止</u>	無	—	—
<u>第十六条</u>	<u>遮蔽等</u>	無	—	—
<u>第十七条</u>	<u>換気設備</u>	無	—	—
<u>第十八条</u>	<u>適用</u>	—	—	—
<u>第十九条</u>	<u>溢水による損傷の防止</u>	有	1項、2項	別添-1に示すとおり。
<u>第二十条</u>	<u>安全避難通路等</u>	無	—	—
<u>第二十一条</u>	<u>安全設備</u>	有	1項5号	<u>別添-1</u> に示すとおり。
<u>第二十二条</u>	<u>炉心等</u>	無	—	—
<u>第二十三条</u>	<u>熱遮蔽材</u>	無	—	—
<u>第二十四条</u>	<u>一次冷却材</u>	無	—	—
<u>第二十五条</u>	<u>核燃料物質取扱設備</u>	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
<u>第二十六条</u>	<u>核燃料物質貯蔵設備</u>	無	—	—
<u>第二十七条</u>	<u>一次冷却材処理装置</u>	無	—	—
<u>第二十八条</u>	<u>冷却設備等</u>	無	—	—
<u>第二十九条</u>	<u>液位の保持等</u>	該当なし	—	—
<u>第三十条</u>	<u>計測設備</u>	該当なし	—	—
<u>第三十一条</u>	<u>放射線管理施設</u>	無	—	—
<u>第三十二条</u>	<u>安全保護回路</u>	無	—	—
<u>第三十三条</u>	<u>反応度制御系統及び原子炉停止系統</u>	無	—	—
<u>第三十四条</u>	<u>原子炉制御室等</u>	無	—	—
<u>第三十五条</u>	<u>廃棄物処理設備</u>	無	—	—
<u>第三十六条</u>	<u>保管廃棄設備</u>	無	—	—
<u>第三十七条</u>	<u>原子炉格納施設</u>	該当なし	—	—
<u>第三十八条</u>	<u>実験設備等</u>	無	—	—
<u>第三十九条</u>	<u>多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止</u>	該当なし	—	—
<u>第四十条</u>	<u>保安電源設備</u>	無	—	—
<u>第四十一条</u>	<u>警報装置</u>	無	—	—
<u>第四十二条</u>	<u>通信連絡設備等</u>	無	—	—
<u>第四十三条～第五十二条</u>	<u>第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項</u>	該当なし	—	—
<u>第五十三条</u>	<u>適用</u>	—	—	—
<u>第五十四条</u>	<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ</u>	無	—	—
<u>第五十五条</u>	<u>計測設備</u>	無	—	—
<u>第五十六条</u>	<u>原子炉格納施設</u>	無	—	—
<u>第五十七条</u>	<u>試験用燃料体</u>	無	—	—
<u>第五十八条</u>	<u>多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止</u>	無	—	—
<u>第五十九条</u>	<u>準用</u>	—	—	—
<u>第六十条～第七十条</u>	<u>第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項</u>	該当なし	—	—
<u>第七十一条</u>	<u>第六章 雑則</u>	無	—	—

(溢水による損傷の防止)

第十九条 試験研究用等原子炉施設は、当該試験研究用等原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置が講じられたものでなければならない。

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

1 本原子炉施設は、溢水に対して、「第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち溢水対策機器（漏水検知器等）」のとおり、原子炉施設の安全性が損なわれないよう、溢水による損傷を防止する設計としており、第1項に適合する設計となっている。

2 本原子炉施設は、放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいに対して、「第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち溢水対策機器（漏水検知器等）」のとおり、原子炉施設の放射性物質を含む液体が管理区域内で漏えいしたとしても管理区域外へ漏えいしない設計としており、第2項に適合する設計となっている。

(安全設備)

第二十一条 安全設備は、次に掲げるところにより設置されたものでなければならない。

五 前号口の消火を行う設備は、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あること。

1 本原子炉施設は、火災消火設備の屋内消火栓設備の破損、誤作動又は誤操作に対して、「第3編 その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち溢水対策機器（漏水検知器等）」のとおり、原子炉施設の屋内消火栓設備の破損、誤作動又は誤操作により溢水が発生したとしても原子炉施設を安全に停止させる設計としており、第1項第5号に適合する設計となっている。

保管廃棄施設

保管廃棄施設の以下の考え方について明確化する。

- ・保管する廃棄物の個数、放射エネルギー等を保安規定に従い管理すること
- ・周辺監視区域の実効線量への影響

【添付説明書（遮蔽）】

1. 概要

固体廃棄物保管室では、 $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物A及び $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物Bを廃棄物管理施設へ移送するまでの間、ドラム缶等の容器に収納し保管する。

当該室に保管する固体廃棄物からの放射線による放射線業務従事者等の受ける線量は、保管する固体廃棄物の個数、放射エネルギー及び影響を受ける周辺室等の線量率を原子炉施設保安規定に従い管理することにより、定められた線量を超えないように管理する。

本資料は、当該室に保管能力（200Lドラム缶換算：約150本相当）相当分の固体廃棄物を保管した場合の人が常時立ち入る場所及び管理区域境界における実効線量について評価するものである。

なお、周辺監視区域外の実効線量への影響は、固体廃棄物保管室が原子炉建家地下2階に位置しており、固体廃棄物保管室を含む原子炉建家の壁、床、天井及び地盤の遮蔽を考慮すると無視できるほど小さい（ $1.3 \times 10^{-7} \mu\text{Sv/y}$ ）。

「工事の方法」の「試験・検査項目」について、以下を追加・修正する。

- ・検査制度の改正に伴う記載の変更

【本文】

4. 工事の方法

4.1 工事の方法及び手順

既設の固体廃棄物保管室について、設計仕様を満たしたものを原子炉施設に設置する。

4.2 工事上の留意事項

本申請に係る検査に当たっては、既設の安全機能を有する施設等に影響を及ぼすことがないよう、作業管理等の必要な措置を講じ実施する。

4.3 使用前事業者検査の項目及び方法

試験・検査は、次の項目について実施する。

なお、検査の詳細については、「使用前事業者検査要領書」に定める。

(1) 構造、強度及び漏えいの確認に係る検査

該当なし

(2) 機能及び性能の確認に係る検査

イ. 保管能力検査

方法：固体廃棄物保管室について、主要な寸法を測定して空間容積を算出する。

判定：当該室が必要な保管能力（200L ドラム缶換算：約 150 本相当）を有していること。

(3) 本申請に係る工事が本申請書に従って行われたものであることの確認に係る検査

イ. 設計変更が生じた構築物等に対する適合性確認結果の検査（適合性確認検査）

方法：設計の変更が生じた構築物等について、本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準への適合性が確認されていることを、記録等により確認する。

- ・遮蔽等（第 16 条）
- ・保管廃棄設備（第 36 条）

判定：本申請書の「設計及び工事の方法」に従って行われ、下記の技術基準に適合していること。

- ・遮蔽等（第 16 条）
- ・保管廃棄設備（第 36 条）

ロ. 品質管理の方法に関する検査（品質管理検査）

方法：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「大洗研究所原子炉施設等品質マネジメント計画書」（QS-P12）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていることを確認する。

判定：本申請書の「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載した「大洗研究所原子炉施設等品質マネジメント計画書」（QS-P12）に従って工事及び検査に係る保安活動が行われていること。

「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」に掲げる技術上の基準への適合性について、規則改訂に伴い修正する。

【添付説明書】

本申請のうち保管廃棄施設の設置に係る設計及び工事の計画と「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」に掲げる技術上の基準への適合性は、以下に示すとおりである。

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
<u>第一条</u>	<u>適用範囲</u>	—	—	—
<u>第二条</u>	<u>定義</u>	—	—	—
<u>第三条</u>	<u>特殊な設計による試験研究用等原子炉施設</u>	—	—	—
<u>第四条</u>	<u>廃止措置中の試験研究用等原子炉施設の維持</u>	無	—	—
<u>第五条</u>	<u>試験研究用等原子炉施設の地盤</u>	無	—	—
<u>第六条</u>	<u>地震による損傷の防止</u>	無	—	—
<u>第七条</u>	<u>津波による損傷の防止</u>	無	—	—
<u>第八条</u>	<u>外部からの衝撃による損傷の防止</u>	無	—	—
<u>第九条</u>	<u>試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入</u>	無	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
	<u>等の防止</u>			
<u>第十条</u>	<u>試験研究用等原子炉施設の機能</u>	無	—	—
<u>第十一条</u>	<u>機能の確認等</u>	無	—	—
<u>第十二条</u>	<u>材料及び構造</u>	無	—	—
<u>第十三条</u>	<u>安全弁等</u>	無	—	—
<u>第十四条</u>	<u>逆止め弁</u>	無	—	—
<u>第十五条</u>	<u>放射性物質による汚染の防止</u>	無	—	—
<u>第十六条</u>	<u>遮蔽等</u>	有	1項、2項	別添-1 に示すとおり。
<u>第十七条</u>	<u>換気設備</u>	無	—	—
<u>第十八条</u>	<u>適用</u>	—	—	—
<u>第十九条</u>	<u>溢水による損傷の防止</u>	無	—	—
<u>第二十条</u>	<u>安全避難通路等</u>	無	—	—
<u>第二十一条</u>	<u>安全設備</u>	無	—	—
<u>第二十二条</u>	<u>炉心等</u>	無	—	—
<u>第二十三条</u>	<u>熱遮蔽材</u>	無	—	—
<u>第二十四条</u>	<u>一次冷却材</u>	無	—	—
<u>第二十五条</u>	<u>核燃料物質取扱設備</u>	無	—	—
<u>第二十六条</u>	<u>核燃料物質貯蔵設備</u>	無	—	—
<u>第二十七条</u>	<u>一次冷却材処理装置</u>	無	—	—
<u>第二十八条</u>	<u>冷却設備等</u>	無	—	—
<u>第二十九条</u>	<u>液位の保持等</u>	該当なし	—	—
<u>第三十条</u>	<u>計測設備</u>	該当なし	—	—
<u>第三十一条</u>	<u>放射線管理施設</u>	無	—	—
<u>第三十二条</u>	<u>安全保護回路</u>	無	—	—
<u>第三十三条</u>	<u>反応度制御系統及び原子炉停止系統</u>	無	—	—
<u>第三十四条</u>	<u>原子炉制御室等</u>	無	—	—
<u>第三十五条</u>	<u>廃棄物処理設備</u>	無	—	—
<u>第三十六条</u>	<u>保管廃棄設備</u>	有	1項、2項	別添-2 に示すとおり。
<u>第三十七条</u>	<u>原子炉格納施設</u>	該当なし	—	—
<u>第三十八条</u>	<u>実験設備等</u>	無	—	—
<u>第三十九条</u>	<u>多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止</u>	該当なし	—	—
<u>第四十条</u>	<u>保安電源設備</u>	無	—	—
<u>第四十一条</u>	<u>警報装置</u>	無	—	—
<u>第四十二条</u>	<u>通信連絡設備等</u>	無	—	—
<u>第四十三条～第五十二条</u>	<u>第三章 研究開発段階原子炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する</u>	該当なし	—	—

技術基準の条項		評価の必要性の有無		適合性
		有・無	項・号	
	<u>る条項</u>			
<u>第五十三条</u>	<u>適用</u>	—	—	—
<u>第五十四条</u>	<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ</u>	無	—	—
<u>第五十五条</u>	<u>計測設備</u>	無	—	—
<u>第五十六条</u>	<u>原子炉格納施設</u>	無	—	—
<u>第五十七条</u>	<u>試験用燃料体</u>	無	—	—
<u>第五十八条</u>	<u>多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止</u>	無	—	—
<u>第五十九条</u>	<u>準用</u>	—	—	—
<u>第六十条～第七十条</u>	<u>第五章 ナトリウム冷却型高速炉に係る試験研究用等原子炉施設に関する条項</u>	該当なし	—	—
<u>第七十一条</u>	<u>第六章 雑則</u>	無	—	—

（遮蔽等）

第十六条 試験研究用等原子炉施設は、通常運転時において当該試験研究用等原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による工場等周辺の空間線量率が原子力規制委員会の定める線量限度を十分下回るように設置されたものでなければならない。

2 工場等（原子力船を含む。）内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、次に掲げるところにより遮蔽設備が設けられていなければならない。

一 放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有するものであること。

二 開口部又は配管その他の貫通部がある場合であって放射線障害を防止するために必要がある場合は、放射線の漏えいを防止するための措置が講じられていること。

三 自重、熱応力その他の荷重に耐えるものであること。

1. 固体廃棄物保管室に起因する周辺監視区域外の実効線量への影響は、「添付書類 2-2 保管廃棄施設に関する説明書（遮蔽）」のとおり、固体廃棄物保管室が原子炉建家地下2階に位置しており、固体廃棄物保管室を含む原子炉建家の壁、床、天井及び地盤の遮蔽を考慮すると無視できるほど小さく、「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（平成27年原子力規制委員会告示第8号）」に定める周辺監視区域外の線量限度1mSv/年を下回り、第1項に適合する設計となっている。
2. 一 固体廃棄物保管室に保管する固体廃棄物からの放射線による放射線業務従事者等の受ける線量は、固体廃棄物の数量等の管理及び影響を受ける周辺室等の線量率の測定により、定められた線量を超えないように管理する。
 なお、「添付書類 2-2 保管廃棄施設に関する説明書（遮蔽）」のとおり、固体廃棄物保管室に保管能力（200Lドラム缶換算：約150本相当）相当分の固体廃棄物を保管した場合の実効線量の評価により、人が常時立ち入る場所について、HTTRの遮蔽設計基準の区分に応じた設計基準線量率を超えることはないこと、管理区域境界については、「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（平成27年原子力規制委員会告示第8号）」に定める管理区域の線量1.3 mSv/3月を下回ることを確認した。これらのことから、固体廃棄物保管室周辺の壁、床等は保管廃棄施設に係る必要な遮蔽能力を有する。
- 二 ダクト貫通部、ハッチを考慮した実効線量の評価により、固体廃棄物保管室周辺の壁、床等は保管廃棄施設に係る必要な遮蔽能力を有することを「添付書類 2-2 保管廃棄施設に関する説明書（遮蔽）」のとおり確認しており、措置の必要はない。
- 三 遮蔽は原子炉建家の壁、床等の建家躯体であり、建家の強度評価によってその強度を確認している。また、熱応力その他の荷重はない。

以上により、第2項に適合する設計となっている。

(保管廃棄設備)

第三十六条 放射性廃棄物を保管廃棄する設備は、次に掲げるところによるものでなければならない。

- 一 通常運転時に発生する放射性廃棄物を保管廃棄する容量を有すること。
- 二 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。
- 三 崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の要因により著しく腐食するおそれがないこと。

2 固体状の放射性廃棄物を保管廃棄する設備が設置される施設は、放射性廃棄物による汚染が広がらないように設置されたものでなければならない。

1. 一 放射性廃棄物を保管廃棄する設備として、固体廃棄物保管室を設ける。固体廃棄物保管室は、「添付書類 2-1 保管廃棄施設に関する説明書（保管能力）」のとおり、固体廃棄物を廃棄物管理施設へ移送するまでの間、発生が予想される量を保管できる容量を有している。
 - 二 保管廃棄する固体廃棄物は、ドラム缶等の容器に封入するなどの措置を講じ、放射性廃棄物の漏えいを防止することを規定類に定めて管理する。
 - 三 固体廃棄物は、崩壊熱等により加熱されるおそれは無い。また、化学薬品等の腐食性の物質を含む放射性廃棄物は、他の放射性廃棄物と区別し、必要な措置を講じて容器に収納することを規定類に定めて管理する。

以上により、第1項に適合する設計となっている。

2. 保管廃棄する固体廃棄物は、ドラム缶等の容器に封入するなどの措置を講じ、放射性廃棄物による汚染の拡大を防止することを規定類に定めて管理する。

以上により、第2項に適合する設計となっている。