

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAT104 r.0
提出年月日	平成28年7月12日

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料

平成 28 年 7 月
北海道電力株式会社

目 次

1. 重大事故等対策

- 1.0 重大事故等対策における共通事項
- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故等の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

- 2.1 可搬型設備等による対応

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための 手順等

< 目 次 >

1.4.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. 1次冷却材喪失事象が発生している場合
 - b. 1次冷却材喪失事象が発生していない場合
 - c. 運転停止中の場合
 - d. 手順等

1.4.2 重大事故等時の手順等

1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合

- (1) フロントライン系機能喪失時の手順等
 - a. 炉心注水
 - (a) 充てんポンプによる炉心注水
 - b. 代替炉心注水
 - (a) B-格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS連絡ライン使用）による代替炉心注水
 - (b) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水
 - (c) 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替炉心注水
 - (d) 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水

b. 代替再循環運転

(a) 全交流動力電源喪失と1次冷却材喪失事象が同時に発生した場合

i. A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

(b) 1次冷却材喪失事象時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合

i. A-高圧注入ポンプ（海水冷却）による高圧代替再循環運転

c. 格納容器隔離弁の閉止

d. その他の手順項目にて考慮する手順

e. 優先順位

(3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等

1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合

(1) フロントライン系機能喪失時の手順等

a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

(a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

(b) 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水

(c) S G直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

(d) 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

(e) 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

(f) 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

- 添付資料 1.4.17 原子炉格納容器内冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認
- 添付資料 1.4.18 炉心損傷時におけるC/V破損防止等操作について
- 添付資料 1.4.19 炉心損傷時の再循環運転について
- 添付資料 1.4.20 R C S への燃料取替用水ピット重力注水について
- 添付資料 1.4.21 運転停止中の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失時の炉心注水手段
- 添付資料 1.4.22 ミッドループ運転中の事故時におけるC/V内作業員の退避について
- 添付資料 1.4.23 運転停止中の除熱機能と炉心注水手段
- 添付資料 1.4.24 ミッドループ運転概要図

1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

< 要求事項 >

発電用原子炉設置者において、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

- 1 「炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。
 - (1) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却
 - a) 可搬型重大事故防止設備の運搬、接続及び操作に関する手順等を整備すること。
 - (2) 復旧
 - a) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、以下のとおりである。

1次冷却材喪失事象が発生して1次冷却系の保有水量を確保する必要がある場合に非常用炉心冷却設備を用いて燃料取替用水ピット水を原子炉へ注水する冷却機能。また、長期的な原子炉の冷却として、水源を燃料取替

用水ピットから格納容器再循環サンプに切り替えた後の再循環運転による冷却機能。

1次冷却材喪失事象が発生していない場合又は運転停止中に余熱除去設備を用いた崩壊熱除去機能。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

1.4.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態にある場合には、以下の機能により原子炉を冷却する。

なお、選定に当たり 1 次冷却系の保有水量により原子炉の冷却手段が異なるため、1 次冷却材喪失事象が発生している場合、1 次冷却材喪失事象が発生していない場合、運転停止中に分けて整理する。

1 次冷却材喪失事象が発生している場合に、1 次冷却系の保有水量を確保し、原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備として、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び燃料取替用水ピットを設置する。また、1 次冷却材喪失事象後の再循環運転による原子炉の冷却が必要である場合の設計基準事故対処設備として、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、余熱除去ポンプ再循環サンプ側入口弁及び格納容器再循環サンプスクリーンを設置する。

1 次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備により原子炉を冷却するための設計基準事故対処設備として、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を設置する。

運転停止中において、崩壊熱を除去するための設計基準事故対処設備として余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を設置する。

なお、本条項での運転停止中とは、1 次冷却材温度 177℃未満、1 次冷却材圧力 2.7MPa[gage]以下で余熱除去設備により原子炉を冷却している期間（すべての燃料が格納容器の外にある場合を除く。）とする。

これらの設計基準事故対処設備が健全であれば重大事故等の対処に用いるが、設計基準事故対処設備の機能喪失を想定し、その機能を代

- ・可搬型大型送水ポンプ車，代替屋外給水タンク

代替屋外給水タンクは，初期対応の即応性に特化させた設備のため，重大事故等対処設備としてのすべての要件に対応しない設備であるが，一定の耐震性を有するものであることから，使用可能な場合，その後の対応余裕を確保する目的の代替淡水源として有効である。

- ・可搬型大型送水ポンプ車，原水槽，２次系純水タンク，ろ過水タンク

水源である原水槽が耐震性を有しないものの，設備が健全であれば代替手段として有効である。

(c) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の対応手段及び設備

i. 対応手段

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合に，原子炉容器内に溶融デブリが残存する場合は，格納容器水張り（格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイ）^{※6}により残存する溶融デブリを冷却する手段がある。

格納容器水張り（格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイ）で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器スプレイポンプ
- ・代替格納容器スプレイポンプ
- ・代替非常用発電機
- ・燃料取替用水ピット
- ・補助給水ピット
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・可搬型タンクローリー

- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ
- ・電動機駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・代替屋外給水タンク
- ・原水槽
- ・2次系純水タンク

※6 格納容器水張り：格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内にスプレイすることで炉心本体を水で満たすことをいう。

ii. 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

審査基準及び基準規則に要求される格納容器水張りで使用する設備のうち、格納容器スプレイポンプ、代替格納容器スプレイポンプ、代替非常用発電機、燃料取替用水ピット、補助給水ピット、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの重大事故等対処設備により、原子炉容器に溶融デブリが残存する場合においても、残存する溶融デブリを冷却できる。また、以下の設備は、それぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・電動機駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水タンク

以上の対応手順のフローチャートを第 1.4.32 図に示す。

代替炉心注水により燃料取替用水ピット水等を原子炉へ注水後、可搬型大型送水ポンプ車による補機冷却水が確保できれば格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、A－高圧注入ポンプ(海水冷却)を用いた高圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行い、あわせて、可搬型大型送水ポンプ車からの海水を格納容器再循環ユニットの冷却系へ注水することにより格納容器内を冷却する。

1次冷却材喪失事象時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失し、余熱除去設備の再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合は、A－高圧注入ポンプ(海水冷却)を用いた高圧代替再循環運転により原子炉へ注水を行い、あわせて、可搬型大型送水ポンプ車からの海水を格納容器再循環ユニットの冷却系へ注水することにより格納容器内を冷却する。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.4.33 図に示す。

(3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却手順等

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、溶融炉心は原子炉容器を破損し格納容器下部に落下するが、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティ室に注水することで溶融炉心を冷却する。

原子炉容器に溶融デブリが残存した場合、その溶融デブリ量が多ければ、自身の崩壊熱により原子炉下部キャビティ室に溶融落下するため、原子炉容器に溶融デブリが残存することは考えにくい。原子炉容器に残存溶融デブリが存在することを想定し、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイにより格納容器内へのスプレイによる残存溶融デブリの冷却(格納容器水張り)手順として整備する。

なお、炉心損傷後の格納容器の減圧操作については、格納容器圧力が最高使用圧力から 0.05MPa 低下したことを確認すれば停止する手順としており、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が 8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

格納容器の圧力は原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力（AM用）により監視するが、これらの計器が機能喪失により監視できない場合においては、格納容器内温度を監視することで圧力と飽和温度の関係から格納容器圧力を推定する。

（添付資料 1.4.17, 添付資料 1.4.18）

a. 手順着手の判断基準

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に、格納容器圧力と温度の上昇又は格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度等の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であると判断した場合。

b. 操作手順

格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる残存溶融デブリの冷却（格納容器水張り）の手順の概要は以下のとおり。

手順内の格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイの手順は、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」のうち 1.8.2.1(1)a.(a)「格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ」及び 1.8.2.1(1)b.「代替格納容器スプレイ」にて整備し、格納容器内自然対流冷却の手順は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」のうち、1.7.2.1(2) a. 「C, D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」にて整備す

る。また、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットにより水素濃度を監視する手順は、「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち、1.9.2.1(2) a. 「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット」にて整備する。概略系統を第 1.4.34 図、第 1.4.35 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、発電所対策本部長と連絡を密にし、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる格納容器へのスプレイ開始を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室にて格納容器再循環ユニットにより格納容器内自然対流冷却が実施されていることを確認する。
- ③ 運転員は、中央制御室にて1次冷却材圧力を継続的に監視し、格納容器圧力より高い場合は、加圧器逃がし弁により減圧する。
- ④ 運転員は、中央制御室にて格納容器の圧力を監視し、最高使用圧力に到達すれば、格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイによる格納容器へのスプレイを開始する。
- ⑤ 運転員は、中央制御室にて格納容器の圧力が最高使用圧力から 0.05MPa 低下したことを確認すれば格納容器へのスプレイを停止する。その後、最高使用圧力となれば格納容器へのスプレイを開始し、これを繰り返す。
- ⑥ 運転員は、中央制御室で格納容器の圧力及び温度により格納容器内が減圧、冷却されていることを継続的に監視する。
- ⑦ 運転員は、格納容器への注水により、炉心発熱有効長上端位置から 0.5m 下まで注水されたことを格納容器水位等によ

り確認すれば格納容器への注水を停止する。

c. 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名で実施する。格納容器内自然対流冷却については、現場にて運転員 1 名により作業を実施する。

格納容器へスプレイするために使用する設備は、格納容器スプレイポンプを優先し、それが使用できない場合は、代替格納容器スプレイポンプ、消火ポンプ、可搬型大型送水ポンプ車の順とする。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.4.36 図に示す。

格納容器水張り操作を実施する際は、1 次冷却材圧力を監視する。1 次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は、熔融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開操作して原子炉容器内と格納容器内を均圧させる。

格納容器への注水量は、格納容器水位、格納容器スプレイ流量、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）、AM用消火水積算流量及び燃料取替用水ピット水位の収支により注水量を把握する。

残存熔融デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、炉心発熱有効長上端位置から 0.5m 下までとする。

格納容器水張りに使用した水が、ほう酸水と海水の混合水の場合でも、海水にも中性子吸収効果が見込まれるため、再臨界に至る可能性は低いですが、制御できない臨界状態に至ることを避けるため、注水に当たっては可能な限りほう酸水を用いる。

なお、炉心が損傷した場合において、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に加え、格納容器スプレイポンプによ

る再循環運転を行う場合は、格納容器圧力及び格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器圧力の推移及び周辺放射線量の影響を監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施可否を検討する。

(添付資料 1.4.19)

1.4.2.2 1次冷却材喪失事象が発生していない場合

(1) フロントライン系機能喪失時の手順等

a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

(a) 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

1次冷却材喪失事象が発生していない場合に、余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

i. 手順着手の判断基準

余熱除去ポンプの故障等により、余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失し、原子炉への注水を低圧注入流量等にて確認できない場合に、蒸気発生器へ注水するために必要な補助給水ピット水位が確保されている場合。

ii. 操作手順

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。概略系統を第 1.4.37 図に示す。

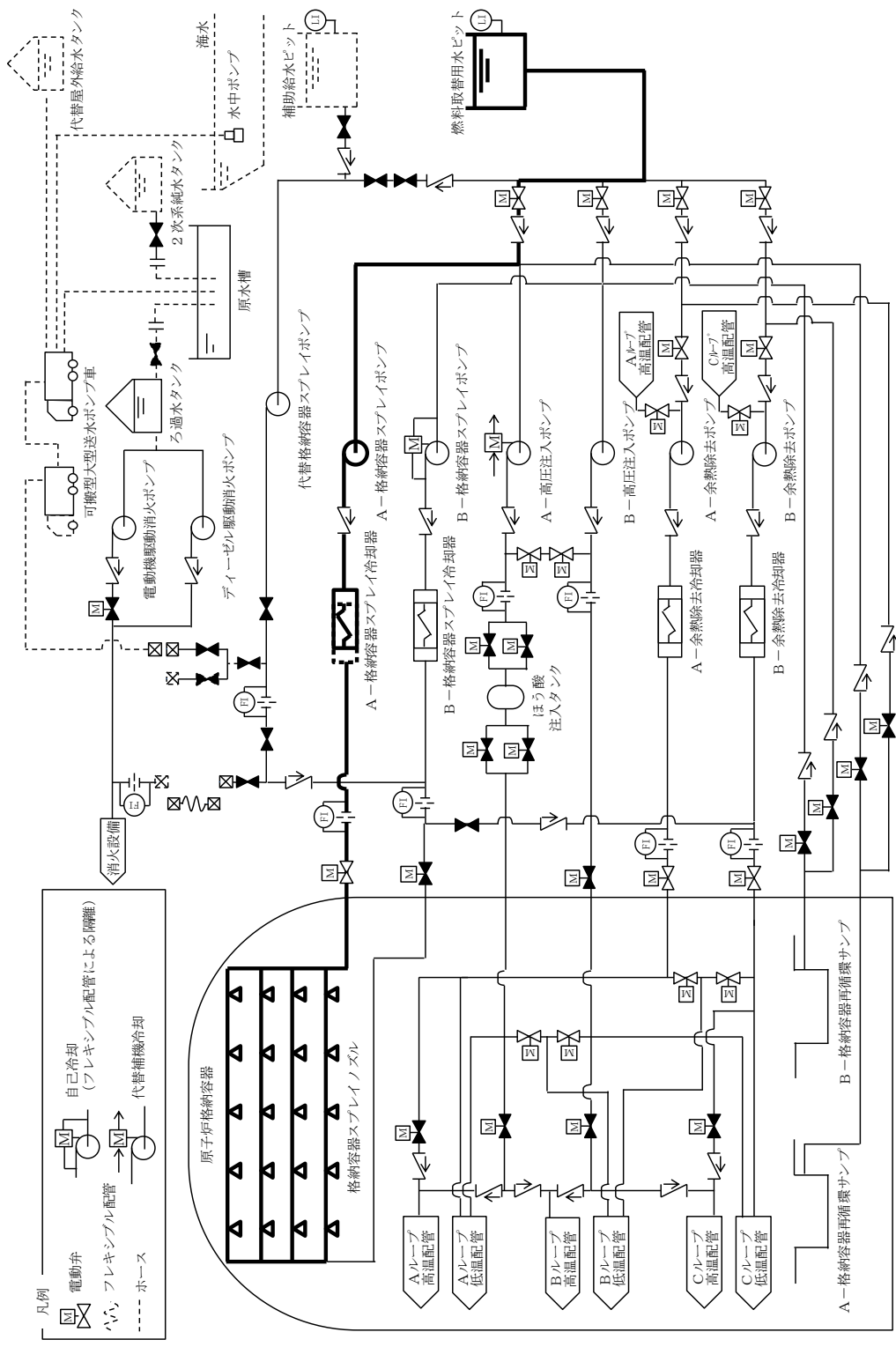
第 1.4.3 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(溶融デブリが原子炉容器内に残存する場合)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 * 8	整備する手順書	手順の分類	
1 次冷却材喪失事象が発生している場合 溶融デブリが原子炉容器内に残存している場合	-	(格納容器スプレイ格納容器格納容器水張り格納容器スプレイ) * 4	格納容器スプレイポンプ * 1	重大事故等対処設備	a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			代替格納容器スプレイポンプ * 1				
			代替非常用発電機 * 6				
			燃料取替用水ビット				
			補助給水ビット				
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 5				
			可搬型タンクローリー * 5				
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 5 * 7	多様性拡張設備			
			電動機駆動消火ポンプ				
			ディーゼル駆動消火ポンプ				
			ろ過水タンク				
			可搬型大型送水ポンプ車 代替屋外給水タンク				
			可搬型大型送水ポンプ車 原水槽 * 3				
			2次系純水タンク * 3				
			ろ過水タンク * 3				
可搬型大型送水ポンプ車 * 2							

- * 1 : ディーゼル発電機等により給電する。
- * 2 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を格納容器へスプレイする。
- * 3 : 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクを移送することにより行う。
- * 4 : C, D-格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
- * 5 : 代替非常用発電機の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- * 6 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- * 7 : ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。
- * 8 : 重大事故対策において用いる設備の分類
a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

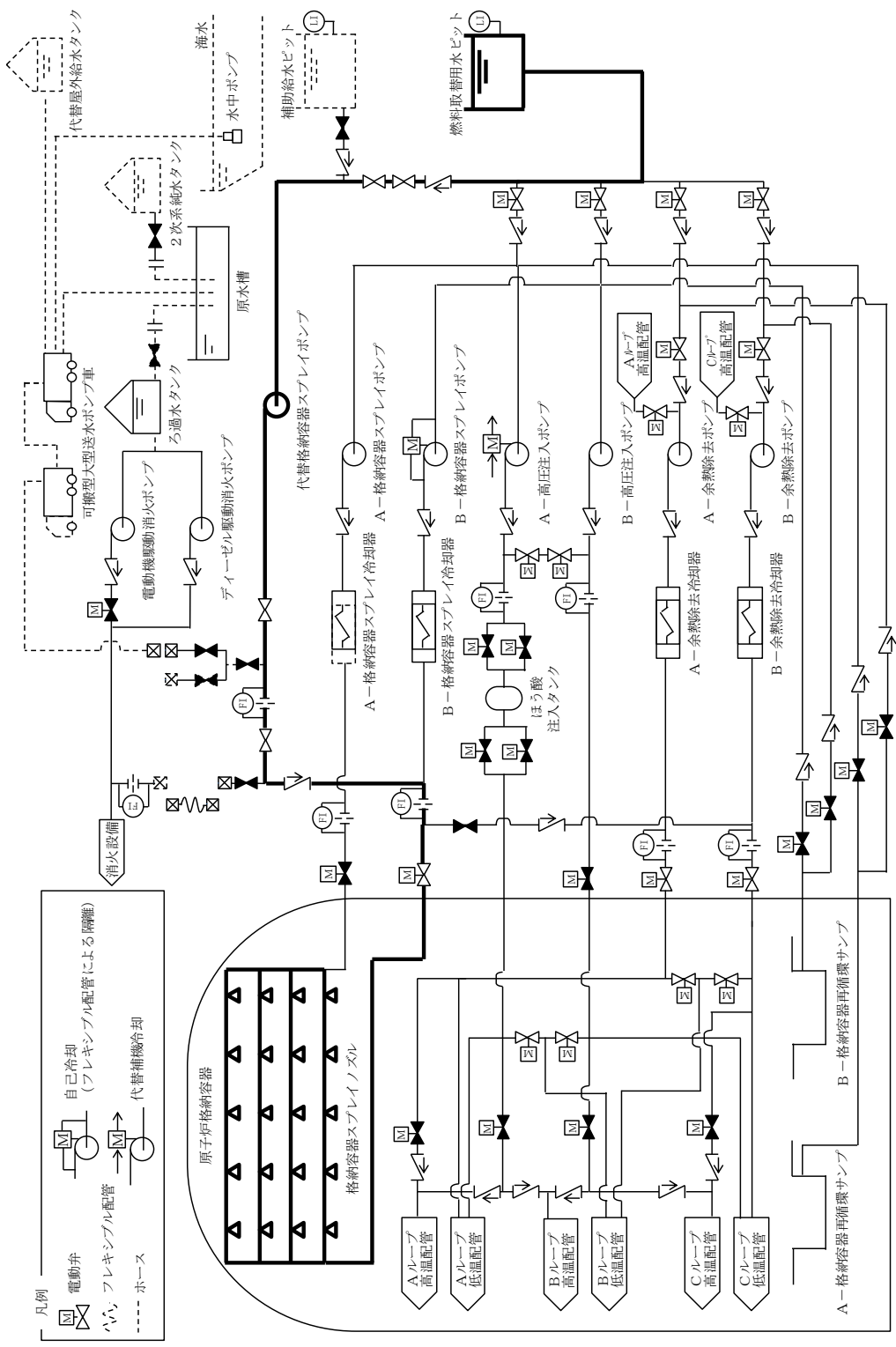
監視計器一覧（19／49）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.4.2.1 1次冷却材喪失事象が発生している場合			
(3) 溶融デブリが原子炉容器に残存する 場合の冷却手順等	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高 レンジ）
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		最終ヒートシンク の確保	・ C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口 補機冷却水温度
			・ B-原子炉補機冷却水戻り母管温度
		・ 格納容器再循環ユニット入口温度／出 口温度	
	原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力	
		・ 格納容器圧力（AM用）	
	操 作	原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力（AM用）
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプル水位（広域）
			・ 格納容器水位
<p>格納容器スプレイ又は代替格納容器スプレイの手順，は「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」のうち，1.8.2.1(1) a. (a)「格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ」及び1.8.2.1(1) b. 「代替格納容器スプレイ」にて整備する。</p> <p>格納容器内自然対流冷却の手順は，「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」のうち，1.7.2.1(2) a. 「C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」にて整備する。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットにより水素濃度を監視する手順は，「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち，1.9.2.1(2) a. 「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット」で整備する。</p>			



第 1.4.34 図 熔融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却 概略系統

(格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ)



第 1.4.35 図 熔融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合の冷却 概略系統

(代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ)

炉心損傷時におけるC/V破損防止等操作について

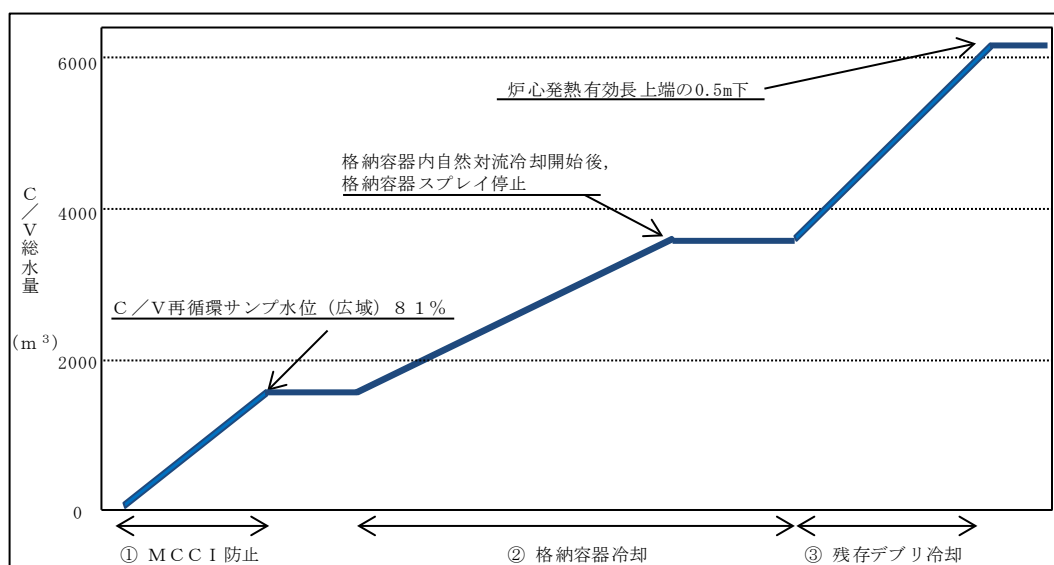
重大事故発生時は、MCC I 防止のため代替格納容器スプレイポンプ等による格納容器スプレイにて原子炉下部キャビティ室に注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器（以下、C/Vという）圧力が高い状態では、格納容器スプレイによる冷却（減圧）を実施し、海水による自然対流冷却準備が整えば、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却に移行し、格納容器スプレイを停止する。格納容器スプレイ又は自然対流冷却による冷却（減圧）中は、1Pd（0.283MPa）－0.05MPaとなれば格納容器内の冷却を停止する。また、原子炉容器内に残存デブリの徴候が見られた場合又は、残存デブリの冷却が必要な場合は、格納容器水位の設定位置（炉心発熱有効長上端の0.5m下）までC/V内へ注水する。

以下に、MCC I 防止対応から残存デブリ冷却までの操作におけるC/V注水量の関係について整理する。

(1) 対応操作概要

各操作目的、対応操作概要及び各対応操作に対するC/V注水量の関係を示す。

	操作目的	対応操作概要	技術的能力に係る 審査基準
①	MCC I 防止	・代替格納容器スプレイポンプ等により格納容器へスプレイし、格納容器再循環サンプ水位（広域）が81%になればスプレイを停止する。	「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」にて整理
②	格納容器冷却	・C/V圧力が0.283MPa以上であれば、代替格納容器スプレイポンプ等によるスプレイを実施する。格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却を開始すれば、格納容器スプレイは停止する。格納容器スプレイ又は自然対流冷却による冷却中、C/V圧力が1Pd-0.05MPaまで低下すれば冷却を停止する。	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理
③	残存デブリ冷却	・格納容器冷却中にR/Vに残存デブリの徴候*が見られた場合は、格納容器水位の設定位置（炉心発熱有効長上端の0.5m下）まで格納容器又は代替格納容器スプレイにより格納容器内へ注水する。 *：徴候は、C/V圧力、温度等の上昇により確認する。	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整理



(2) 炉心損傷後における格納容器内の水素濃度を考慮した減圧運用について

炉心損傷時にはZr-水反応等により水素が発生することから、格納容器内を減圧する際は水素分圧の上昇による水素濃度の上昇に留意し、爆轟に至らないように配慮する必要がある。

a. 炉心損傷時の原子炉格納容器減圧運用

炉心損傷後における原子炉格納容器減圧操作時は、減圧に伴い水素濃度が高くなることから、爆轟領域である水素濃度13 vol%（ドライ）を超えないように配慮する。

そのため、以下の水素濃度を目安に減圧運用を行う。

水素濃度目安 : 8 vol%（ドライ）*

*ただし、減圧を継続する必要がある場合は、8 vol%（ドライ）以上であっても操作の実効性と悪影響を評価し、減圧を継続することもありうる。

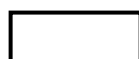
炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.283 MPa）から0.05 MPa [gage]）に達すれば停止する手順としており、この運用により図1に示すとおり100%のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することができる。また、水素濃度は、格納容器内水素濃度計で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続できる。

（参考：図2に爆轟領域と可燃領域を示した空気、水素、水蒸気の3元図を示す。また、図1に示す75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係も示す。）

なお、図1は気体の状態方程式を用い、全炉心内のジルコニウム量の75%（100%）が水と反応した場合に、格納容器内水素濃度が均一になるものとして表したものである。計算には、格納容器内の水素濃度の観点から保守的に厳しい条件を設定している。



図1 : 泊3号炉 Zr-水反応（100%）による水素濃度



: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません

(参考)

- ・可燃領域
爆轟以外の燃焼反応を起こす領域
- ・爆轟領域
強い圧力波を伴い、音速より速い速度で燃焼が伝播する爆轟燃焼が生じる領域

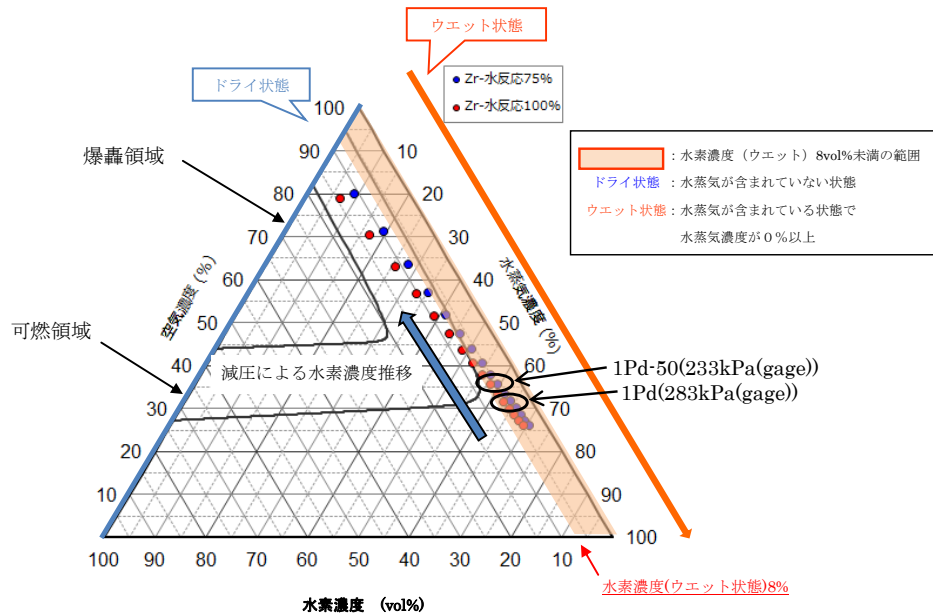
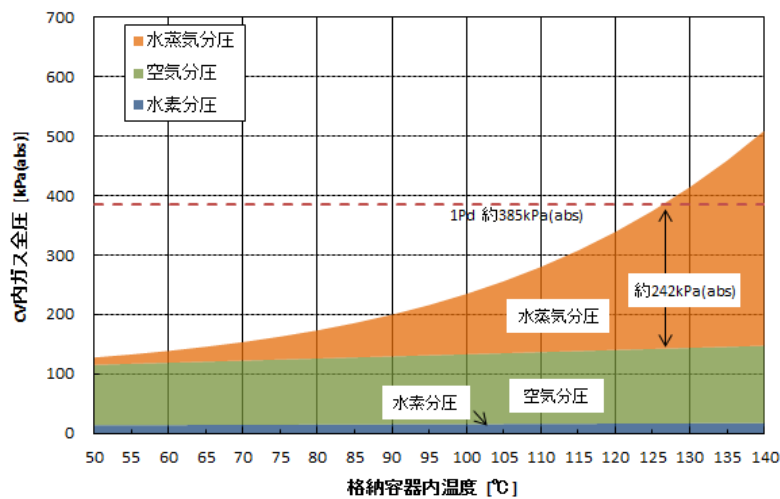


図2 空気、水素、水蒸気の三元図

図2に示した75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係については、C/V内を飽和状態と仮定し、気体の状態方程式に基づいて図1を作図しており、図1の横軸(格納容器内圧力)は、下図に示すとおり、水素と空気と水蒸気の各分圧の和になる。

ある温度における各ガスの分圧は、体積が一定の場合、各ガスのモル数に比例するため、1Pd(0.283MPa G[0.385MPa (abs)]時の水蒸気濃度の63%は、C/V内ガス全圧(0.385MPa (abs))に対する水蒸気分圧(0.242MPa (abs))の比によって算出している。



(3) 格納容器内の局所的な水素濃度分布について

破断口があるBループ室及び原子炉下部キャビティでは、炉内 Zr-水反応で発生した水素が破断口から放出されることにより、ウェット水素濃度が比較的高くなる。原子炉下部キャビティのウェット水素濃度は13%以上となるが、その期間は短時間であり、図2のとおり3元図の爆轟領域に達していない。

従って、局所的な水素濃度評価においても、水素爆轟の可能性は低いと判断している。

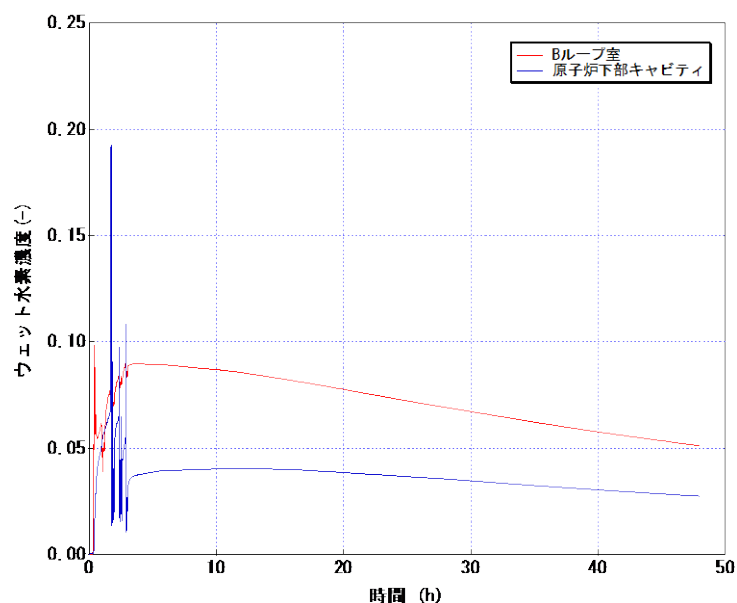


図1 水素濃度の推移

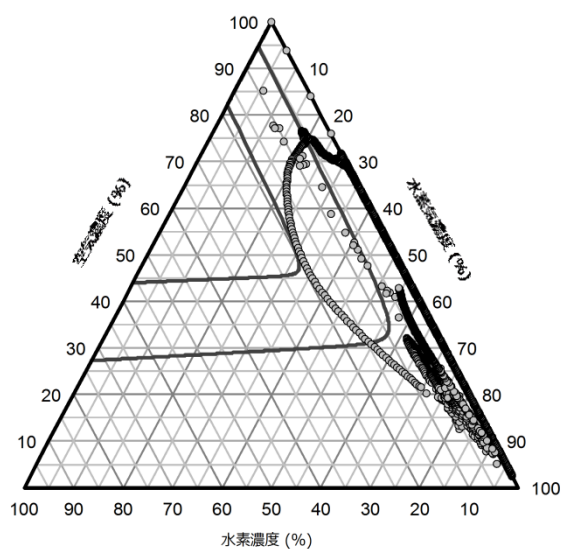


図2 原子炉下部キャビティの3元図

有効性評価添付資料 3.4.3 「GOTHIにおける水素濃度分布の評価について」より抜粋

(4) 各対応操作時のC/V注水量管理

C/Vへの注水時は、重要機器及び重要計器の水没を防止するため、C/V内の注水量を管理する必要がある。各操作におけるC/V内注水量の管理については、以下のとおりである。

a. 格納容器スプレイ (MCCI防止)

格納容器スプレイ中は、原子炉下部キャビティ室の水位が早期に概ね必要水量が蓄水されていることを原子炉下部キャビティ水位により把握でき、また、格納容器再循環サンプ水位(広域)によりC/Vへの注水量を把握することができる。

b. 格納容器冷却(減圧)

格納容器冷却(減圧)中は、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、燃料取替用水ピット水位等によりC/Vへの注水量を把握し、また、格納容器水位により確認することで、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない高さまで注水することができる。

c. 残存デブリ冷却

残存デブリ冷却に伴うC/V注水中は、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、燃料取替用水ピット水位等によるC/Vへの注水量を把握し、また、格納容器水位により確認することで、炉心発熱有効長上端の0.5m下で、かつ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない高さまで注水することができる。

(5) 格納容器内の水位検知

a. 原子炉下部キャビティ室の水位検知

原子炉下部キャビティ室水位については、格納容器最下階フロアと原子炉下部キャビティ室の間が連通管及び小扉を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入する経路が確保されており、格納容器内の水位が T.P. 12.1mフロアを超え格納容器再循環サンプが満水となれば格納容器再循環サンプ水位計により計測が可能である。

更なる監視性向上のため、熔融炉心が原子炉容器を貫通した際の MCCI を抑制することができる水量が蓄水されていることを直接検知する電極式の水圧監視装置を設置する。

検知器の設置位置は、解析によって示される MCCI を抑制するための必要水量等には不確かさが含まれるため、早期に概ね必要水量が蓄水されていることを確認する位置として、保守的に原子炉容器破損時に炉心燃料の全量 (約 []) が落下した場合の早期冷却固化に必要な水量 (約 []: T.P. 約 []) より 0.1m低い T.P. 約 [] に設置する。(図 1, 2 参照)

b. 格納容器内の水位検知

格納容器内の水位については、格納容器再循環サンプ水位計による計測に加え、代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量計等により測定した注水量から水位の把握が可能であるが、更なる監視性向上のため、格納容器注水を行う際の上限レベルを直接検知する電極式の水圧監視装置を設置する。(図 1 参照)

検知器の設置位置は、炉心冷却性も十分確保できる位置として、炉心発熱有効長上端 (T.P. 約 []) の 0.5m下 (T.P. 約 []) に設置する。

[] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

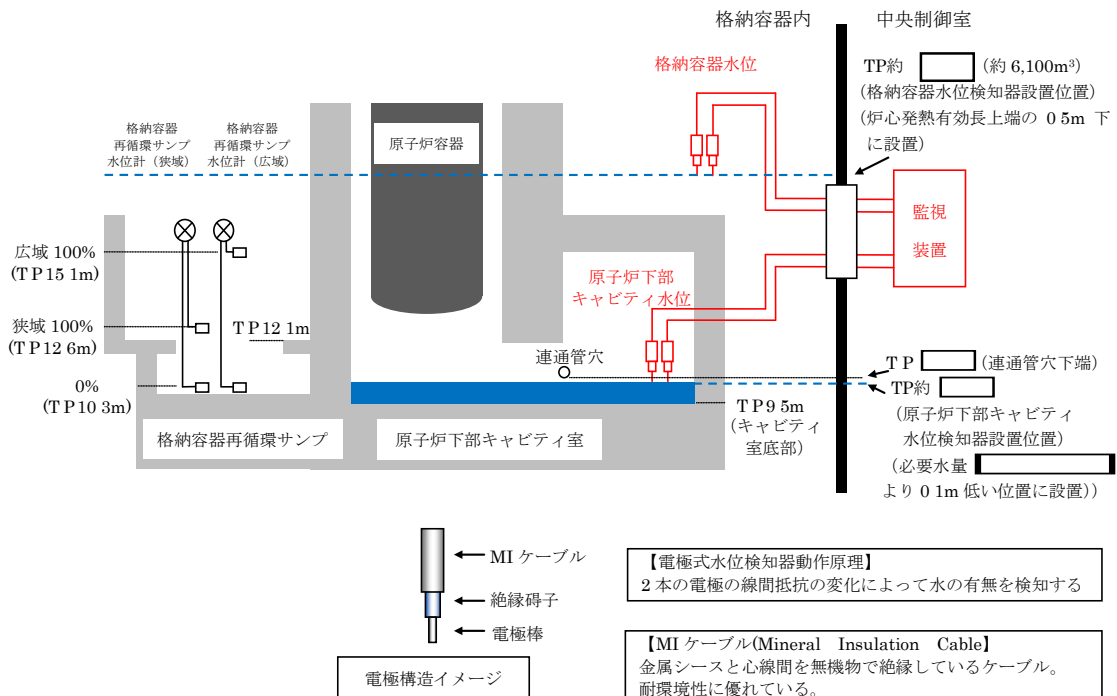


図 1. 原子炉下部キャビティ水位・格納容器水位監視装置概要図

[] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません

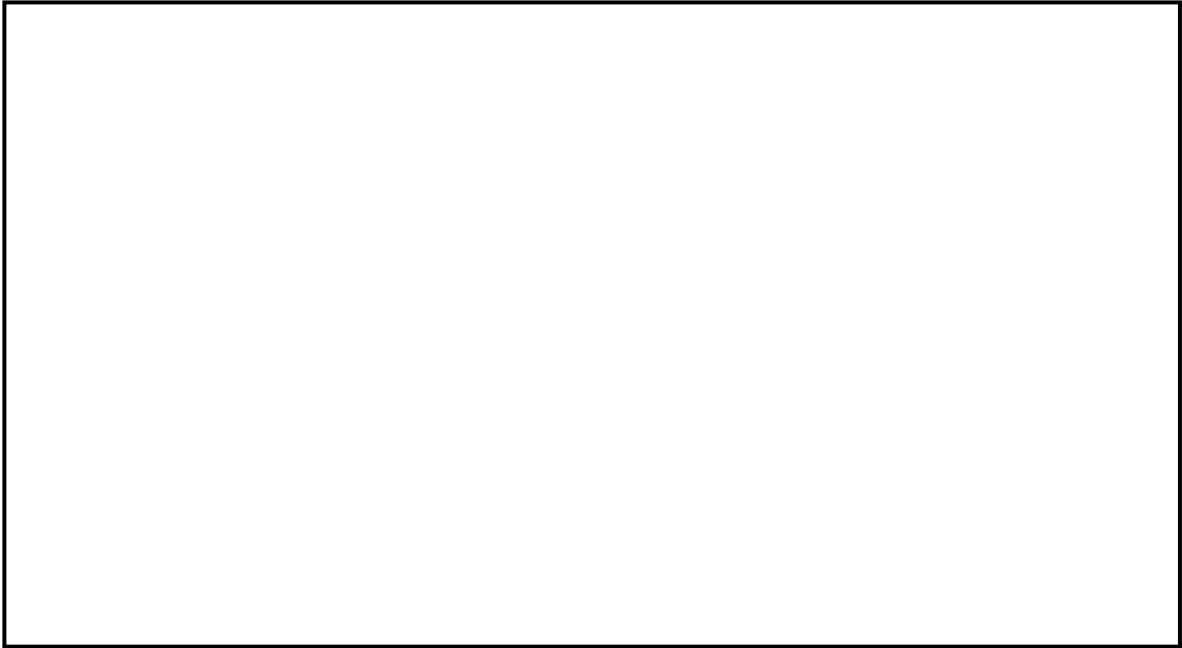
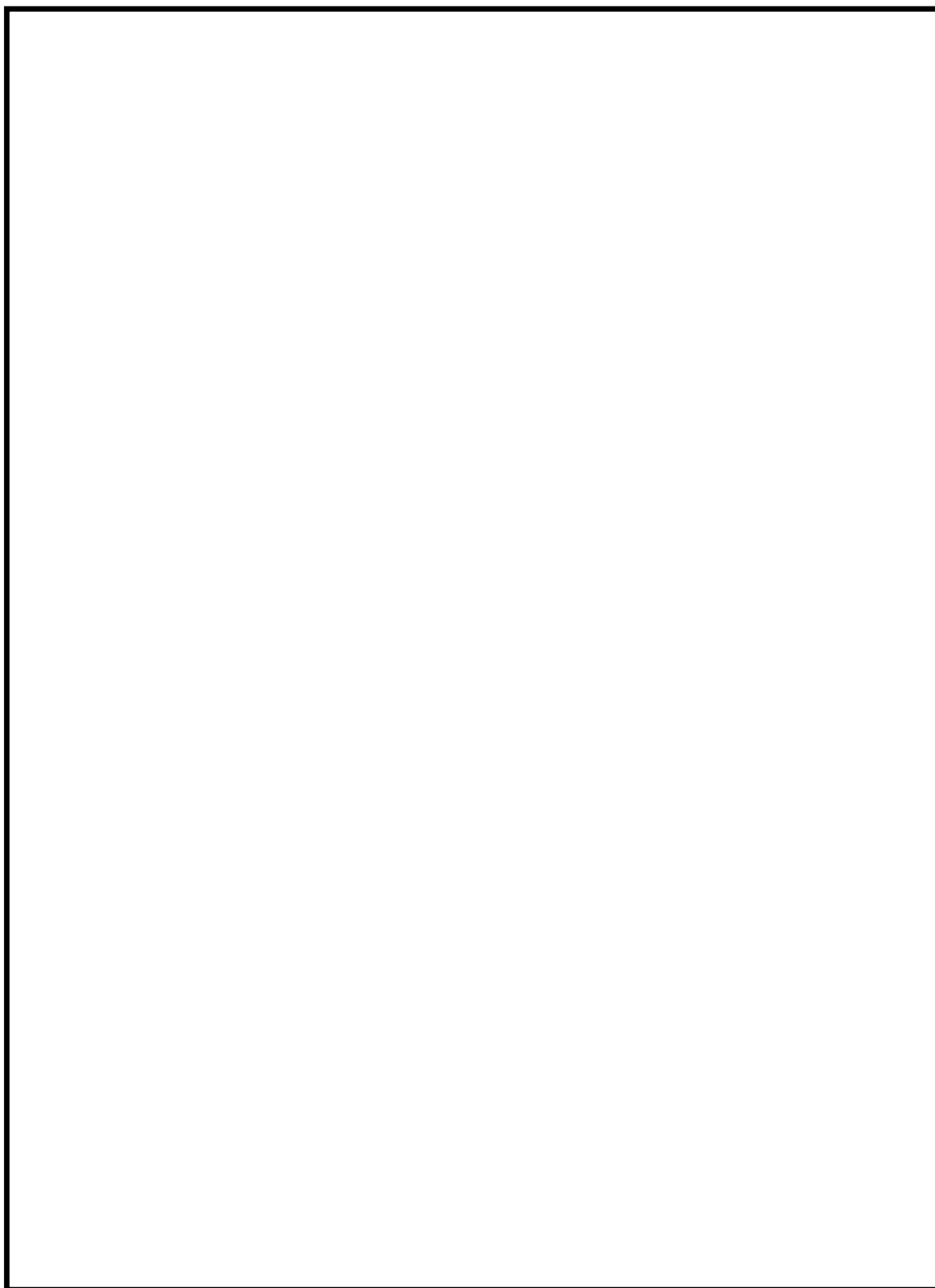



図 2. 格納容器内への注水量と水位の関係

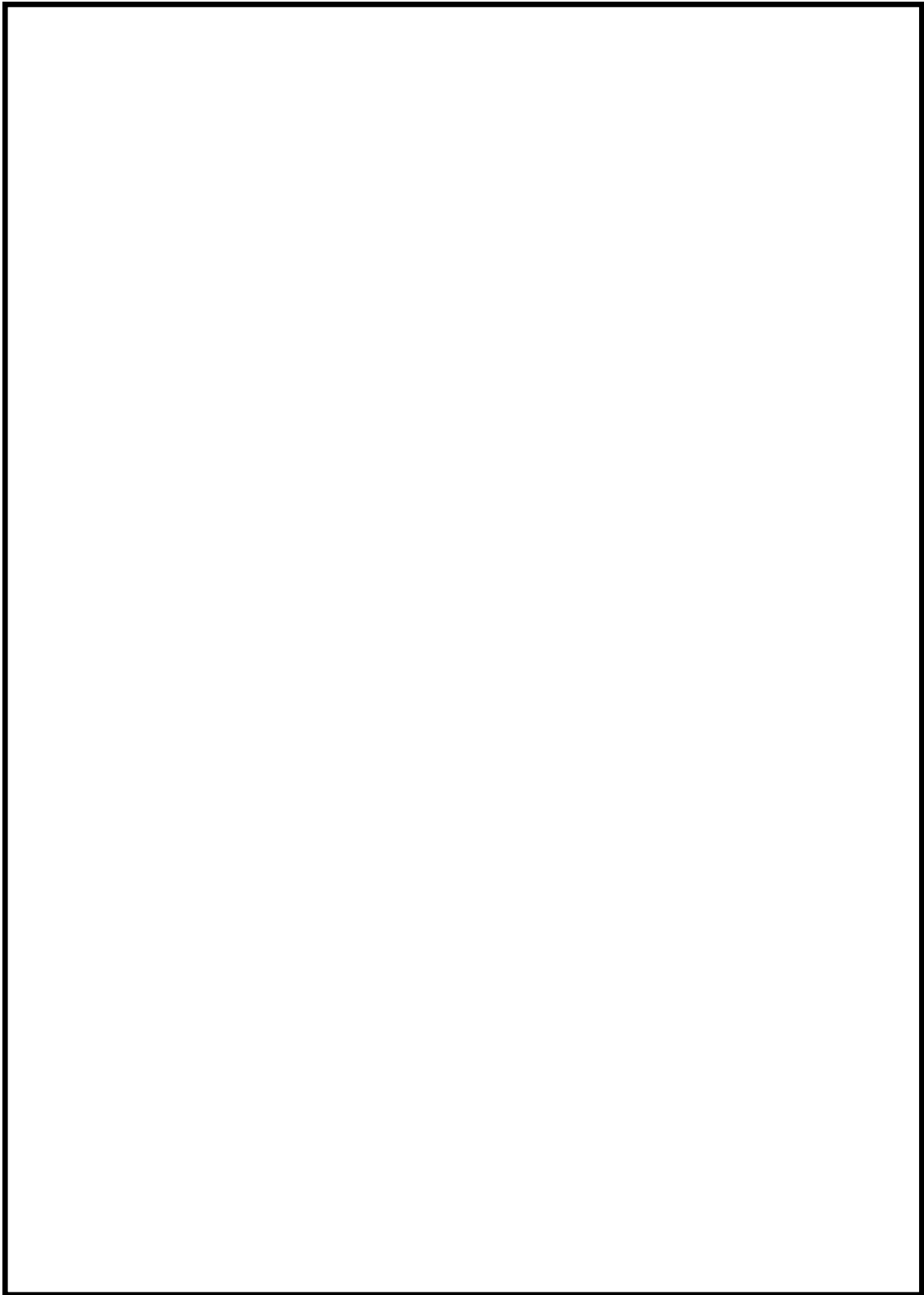


: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません

- (6) 格納容器内水量と格納容器内水位の関係
格納容器内水量と格納容器内水位の関係について、以下の図のとおりである。



 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません



: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません

(7) 格納容器圧力計が使用できない場合のスプレイ停止判断について

重大事故時は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始すれば、格納容器スプレイを停止するが、原子炉容器内に残存デブリの徴候が見られた場合又は、残存デブリの冷却が必要な場合は、格納容器水位の設定位置（T.P. [] m炉心発熱有効長上端の0.5m下）までC/V内へ注水する。

格納容器再循環サンプル水位（広域）81%から格納容器水位の設定位置までに設置されている格納容器圧力計は4台（T.P.約 [] m）使用できなくなるものの、2台の格納容器圧力計は格納容器水位の設定位置、かつ格納容器再循環ユニットダクト開放部よりも高い位置（T.P.約 [] m）にあるためC/V圧力は監視可能である。

また格納容器内温度計は、十分な高所（T.P.約 [] m）に設置しており、水没の可能性は極めて低く、格納容器圧力計が動作不能となった場合でも、C/V内の温度変化を監視することで、飽和蒸気圧力と飽和蒸気温度の相関関係からC/V圧力を推定することができる。

[] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません

(8) 原子炉下部キャビティ室への流入について

a. 原子炉下部キャビティ室への流入経路

原子炉格納容器にスプレイされた水は、図1、図2、図3に示すとおり、格納容器最下階フロアに流下する。主な流下経路は以下のとおり。

- ① 格納容器とフロア床最外周部の隙間
- ② 各フロアの外周通路部の階段・開口部（ハッチ等）
- ③ ループ室内の床のグレーチング
- ④ 原子炉キャビティ底部に設置した格納容器最下階への連通管（6 B×2）

さらに格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアに溜まった水は、以下の経路により原子炉下部キャビティ室に流入する。（なお、RCS配管破断水も同様の経路で原子炉下部キャビティ室に流入する。

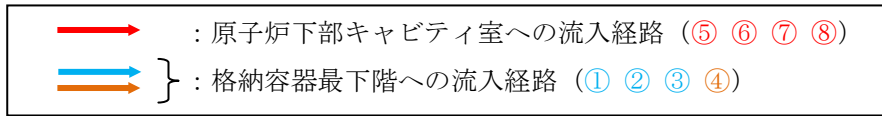
- ⑤ 格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管（6 B×1）
- ⑥ C/Vサンプから下部キャビティ室に通じる床ドレン配管を逆流（4 B×1）

また原子炉容器付近にスプレイされた水の一部は、下記の経路からも直接原子炉下部キャビティ室に流下する。

- ⑦ 原子炉容器と原子炉下部キャビティの隙間（原子炉容器シールリング部，原子炉容器と1次遮蔽コンクリートの隙間）

また、更なる信頼性の向上を図るため、原子炉下部キャビティ室への入口扉に開口部（小扉）を設置し、原子炉下部キャビティ室へ繋がる通水経路の多重性を確保した。

- ⑧ 原子炉下部キャビティ室への入口扉の小扉（200 mm×500 mm）



全般として、水は目皿・ドレン配管や開口部を通じて最下階 (T.P. 12.1m/10.4m) に流下していく

ループ室内の床はグレーチングであり、T.P. 17.8mのフロアまで流下していく (③) さらにループ室入口から外周通路部へ流出する

格納容器鋼板とフロア床最外周部の間に隙間があり、T.P. 17.8mのフロアまで流下していく (①)

T.P. 17.8m
 T.P. 12.1m
 T.P. 10.4m

外周通路部の階段・開口部 (ハッチ等) から、最下階 (T.P. 12.1m/10.4m) に流下していく (②)

原子炉下部キャビティ室への流入経路の多重性を確保するため、下部キャビティ室への入口扉に小扉 (200mm×500mm) を設置する (⑧)



C/V サンプ

原子炉下部キャビティ室への流入性を確保するため、格納容器最下階の加圧器逃がしタンクエリアから下部キャビティ室に通じる連通路管 (6B: 逆止弁付) を設置している (⑤) (写真は下部キャビティ室の外側から撮影)

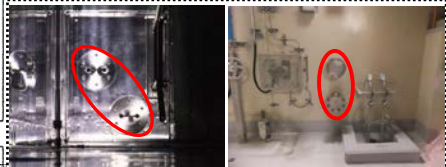
C/V サンプから床ドレン配管 (4B) を逆流し、原子炉下部キャビティ室へ流入する (⑥)

原子炉キャビティ

RCS 配管破断水

原子炉容器と原子炉キャビティの隙間から、原子炉下部キャビティ室へ流下する (⑦)

格納容器最下階の加圧器逃がしタンクエリア (T.P. 10.4m) に流下させるため、原子炉キャビティ底部に格納容器最下階の加圧器逃がしタンクエリアに通じる連通路管 (6B×2) を設置している (④)

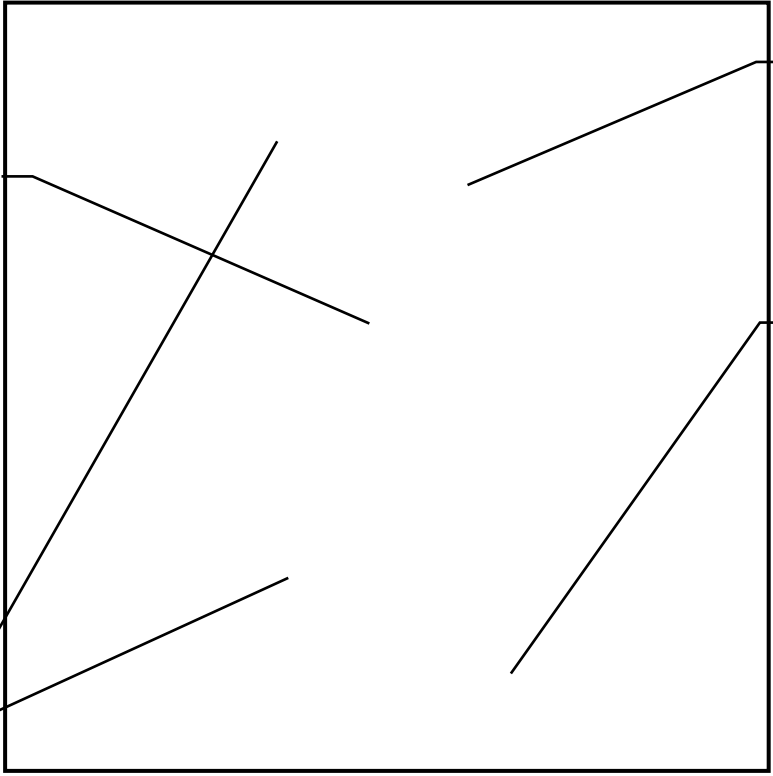


通常運転時は閉止フランジを取外している。定検時は燃料交換時に原子炉キャビティへ水張りするため閉止フランジを取付ける。(写真は停止時に撮影)



図1 格納容器スプレイ水及びRCS配管破断水の原子炉キャビティへの流入経路

T. P. 17.8mフロア (.....▶ : 水平方向の水の流れ)



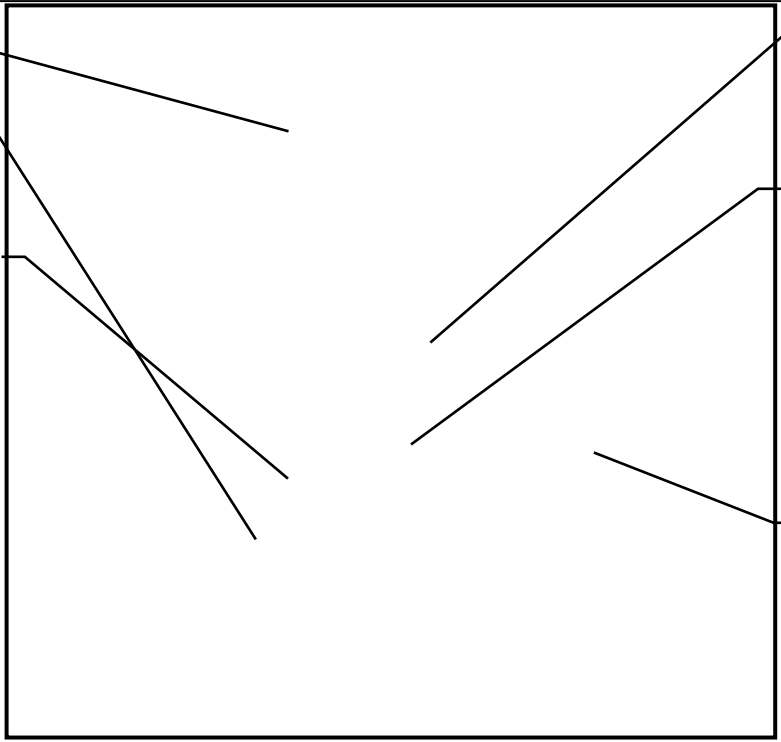
原子炉容器と原子炉キャビティの隙間から、原子炉下部キャビティ室へ流下する (⑦)

ループ室内の床はグレーチングであり、T.P.17.8m のフロアまで流下していく (③) さらにループ室入口から外周通路部へ流出する

格納容器鋼板とフロア床最外周部の間に隙間があり、T.P.17.8m のフロアまで流下していく (①)

外周通路部の階段・開口部 (ハッチ等) から、最下階 (T.P.12.1m/10.4m) に流下していく (②)

T. P. 12.1m / 10.4mフロア (.....▶ : 水平方向の水の流れ)



原子炉下部キャビティ室への流入経路の多重性を確保するため、下部キャビティ室への入口扉に小扉 (200mm×500mm) を設置する (⑧)

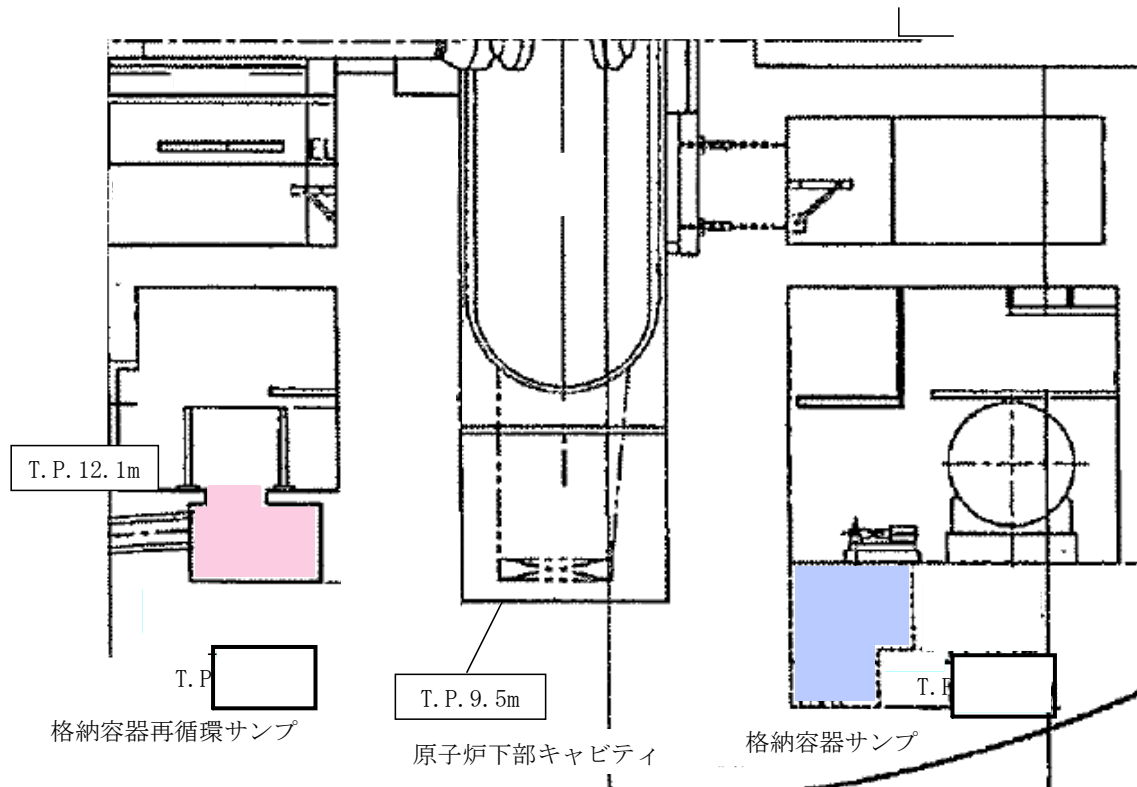
C/V サンプから床ドレン配管 (4B) を逆流し、原子炉下部キャビティ室へ流入する (⑥)

原子炉下部キャビティ室への流入性を確保するため、格納容器最下階の加圧器逃がしタンクエリアから下部キャビティ室に通じる連通管 (6B: 逆止弁付) を設置している (⑤)

格納容器最下階の加圧器逃がしタンクエリア (T.P.10.4m) に流下させるため、原子炉キャビティ底部に格納容器最下階の加圧器逃がしタンクエリアに通じる連通管 (6B×2) を設置している (④)

図2 格納容器最下階フロアレベルと流路概要図

は、防護上の観点から公開できません。



格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)	[Redacted]
格納容器サンプ容量	

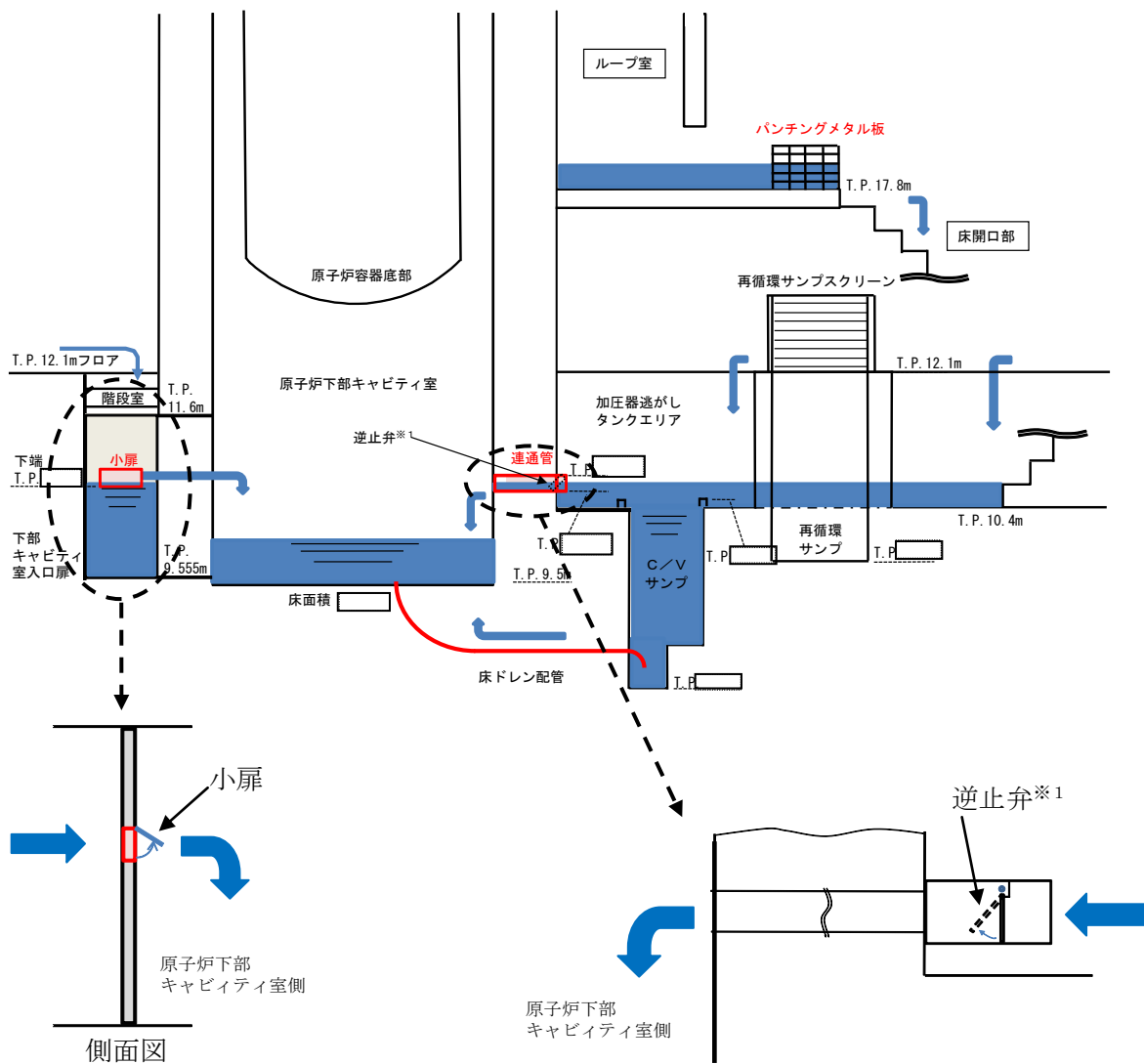
図3. 格納容器内断面図

[Redacted] は、商業機密に属しますので公開できません。

b. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所

格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティ室に通じる以下の開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入する。

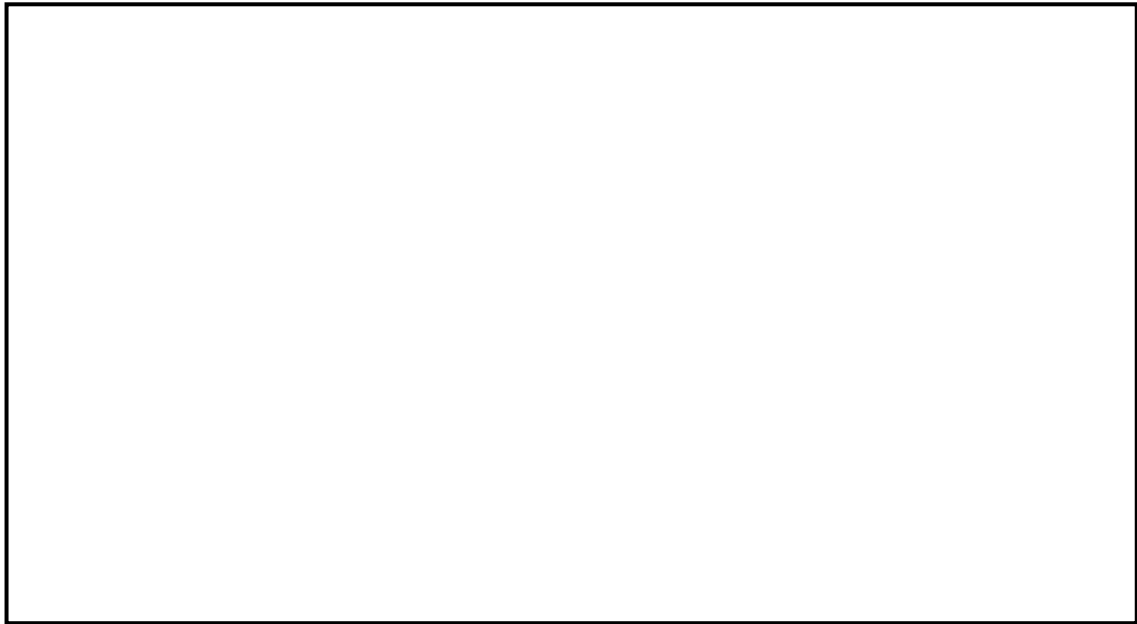
原子炉下部キャビティ室に流入する経路断面概要を図4に、また、最下階エリア及び原子炉下部キャビティ室の水位と格納容器内への注水量の関係を図5及び図6に示す。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、逆止弁を設置。

図4 原子炉キャビティ室までの流入経路断面概要図

は、商業機密に属しますので公開できません。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) MCCIの発生に対して最も影響の大きい「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」（格納容器過圧破損防止）シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時（約1.6時間後※2）に合計 []※2の溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊3号炉に装荷される炉心有効部の全量約 []と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として []とした。

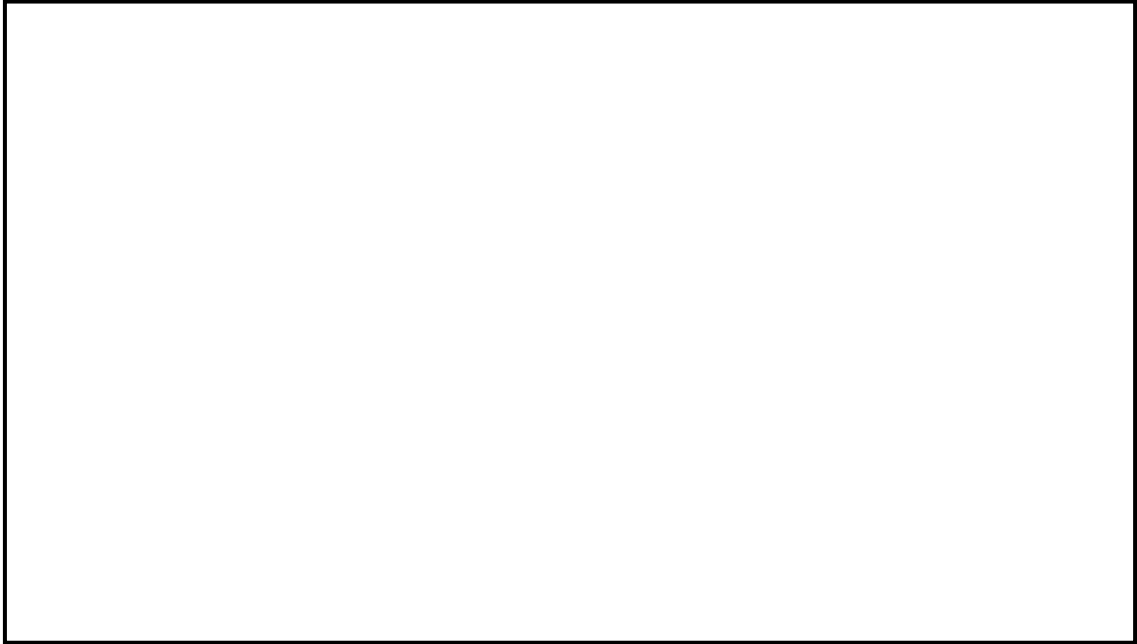
※2 解析では、初期炉心熱出力を2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心落下量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。

(b) 大破断LOCA時には短時間に大流量が格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティ室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。

- ・C/Vサンプからのドレン配管逆流による流入
- ・原子炉容器外周隙間からの流入

図5 格納容器内への注水量と水位の関係

[] は、商業機密に属しますので公開できません。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 溶融炉心の物量及び必要な冷却水量の設定については、図5と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、上図においては保守的に以下については考慮しないこととした。
 - ・既設の連通管からの流入
 - ・C/Vサンプからのドレン配管逆流による流入
 - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断LOCA時の初期の流入水（RCS配管破断水（約 ））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。
- (d) 実際にはRCS配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

図6 格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

は、商業機密に属しますので公開できません。

(a) 連通管

原子炉下部キャビティ室へ水が流入するように格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管を設置している。(図7)

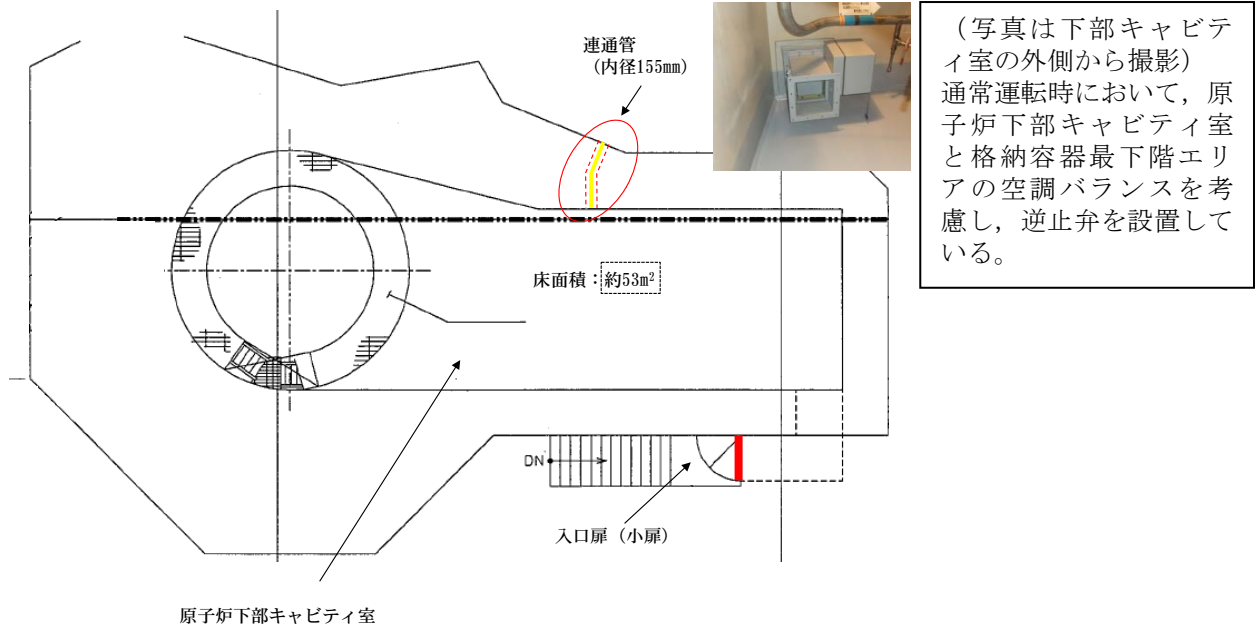


図7 連通管設置状況

(b) 小扉

原子炉下部キャビティ室への水の流入経路の多重性を確保するため、原子炉下部キャビティ室の入口扉に開口部(小扉)を設置した。(図8)

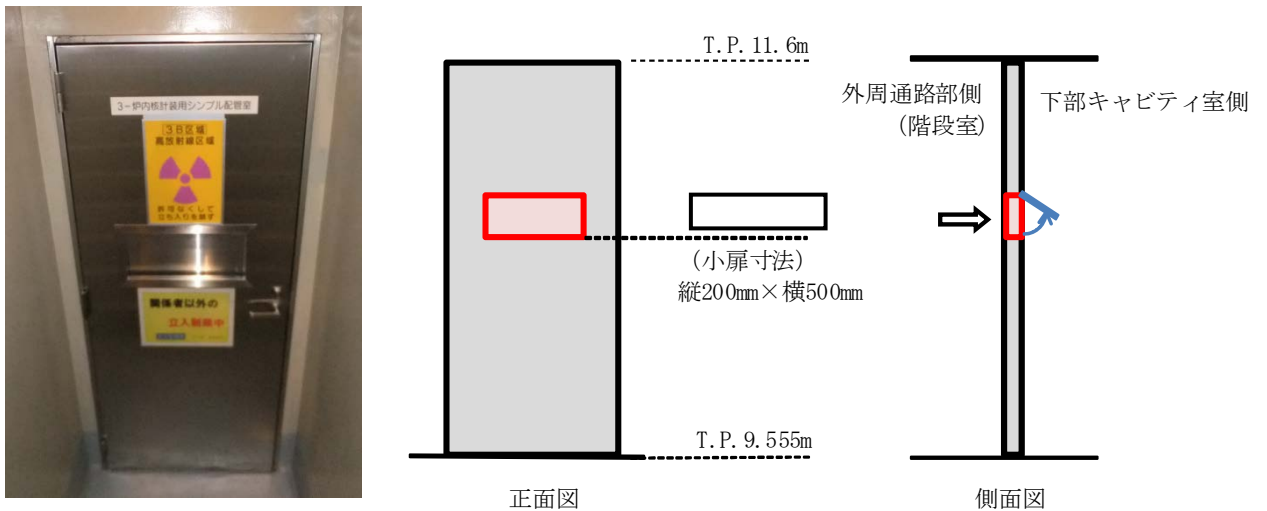


図8 炉内計装用シンプル配管室入口扉小扉設置状況

□ は、商業機密に属しますので公開できません。

c. 原子炉下部キャビティ室への流入健全性について

(a) 原子炉下部キャビティ室内側からの閉塞の可能性について

熔融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下した際、熔融炉心等で原子炉下部キャビティ室への連通管及び小扉が内側から閉塞しないことを以下のとおり確認した。

○ 「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」（格納容器過圧破損防止）シナリオの有効性評価における解析により、下表に示すとおり①熔融炉心（全量）（約 [] トン）と②炉内構造物等約 [] の合計約 [] が、LOCA後3時間までに原子炉から落下するとの結果を得ている。

○ 上述の結果に解析結果が持つ不確定性を考慮し、保守的に以下を想定して、物量が多くなるよう②炉内構造物等の重量を約 [] とし、合計150トン分が原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定する。

I. 実際に熔融が想定される炉内構造物については、下部炉内構造物のうち、熔融炉心が下部プレナムへ落下する際に接触する構造物の表面の一部と、滞留する下部プレナム内にある構造物であり、これらは約 [] である。これらを多く見積もり、下部炉心板以下の全構造物約 [] の熔融を想定する。

II. 原子炉容器については、クリープ破損により開口部を生じさせる形態となり、原子炉容器そのものは落下しない。なお、解析結果では原子炉容器の熔融量はほぼ0であり、熔融物全体の余裕の中で考慮する。

III. 原子炉容器下部の計装案内管については、原子炉容器との固定部が熔融されることにより、全てがその形状を保持したまま落下することを想定する。また、原子炉下部キャビティ室にあるサポート等についても、全て熔融することを想定する。これらの総重量は [] である。

以上を全て合計した約 [] に対して、保守的になるように切りが良い数値として、②炉内構造物等の重量を約 [] と設定した。

	構成物	材料	重量 (解析)	重量 (今回想定)	比重	体積
①	熔融炉心（全量）	UO ₂	[]	[]	約11	約1.7 m ³
		ZrO ₂			約6	
②	炉内構造物等	SUS304等				
合計				約150トン		

※：空隙を考慮せず。

以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティ室に蓄積される熔融炉心等は約1.7 m³となる。これら熔融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティ室の水平方向断面積は約 [] であるので、堆積高さは約 [] となる。原子炉下部キャビティ室への連通管まで約 [] 以上あることから、熔融炉心等の堆積高さを多めにみた場合でも原子炉下部キャビティ室への連通管及び小扉が内側から閉塞することはない。

[] は、商業機密に属しますので公開できません。

(b) 原子炉下部キャビティ室外側からの閉塞の可能性について

原子炉下部キャビティ室への流入口である連通管と小扉は、以下の理由により外側からの閉塞の可能性は極めて低く、流路の健全性について問題ないとする。

I. 原子炉下部キャビティ室への連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）には、再循環サンプスクリーンのように異物を除去するためのストレーナやフィルタは設置していないため、閉塞が発生する可能性は極めて小さい。

（参考）再循環サンプスクリーンの閉塞メカニズム

- ① 異物を除去するための細かいメッシュ（数mm）のスクリーンへの繊維質デブリの蓄積（初期デブリベッドの形成）
 - ② 蓄積した繊維質デブリの隙間への粒子状異物の混入（混合デブリベッドの形成）
 - ③ 混合デブリベッドの圧縮による、再循環サンプスクリーンの閉塞
- ※想定するデブリ
- ・破損保温材（繊維質）：ロックウール
 - ・その他粒子状異物：塗装
 - ・堆積異物（繊維質，粒子）

⇒連通管や小扉については、上記①が発生しないため、閉塞の可能性は極めて低い。

II. 大破断LOCA時に発生する主なデブリは、蒸気発生器や1次冷却材配管の保温材であり、大破断LOCA時のジェット水流により飛ばされ、床・壁等に衝突することにより微細化されるが、繊維長の長い繊維質保温材については大きな塊として残留する可能性がある。しかし、これらの連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）を一気に閉塞させるような大きな塊の保温材は、以下の理由により流路を閉塞させる可能性は極めて低い。

- ・クロスオーバーレグの保温材を除き蒸気発生器室のグレーチング（3cm×10cm程度のメッシュ）で捕捉される。（図9）
- ・万が一蒸気発生器室床面（T. P. 17.3m）に落下しても、蒸気発生器室入口から連通管に至るまでのT. P. 17.3mの通路及びT. P. 12.1/10.4mの通路等が複雑かつ長いことから連通管及び小扉までは到達し難い。（図10）

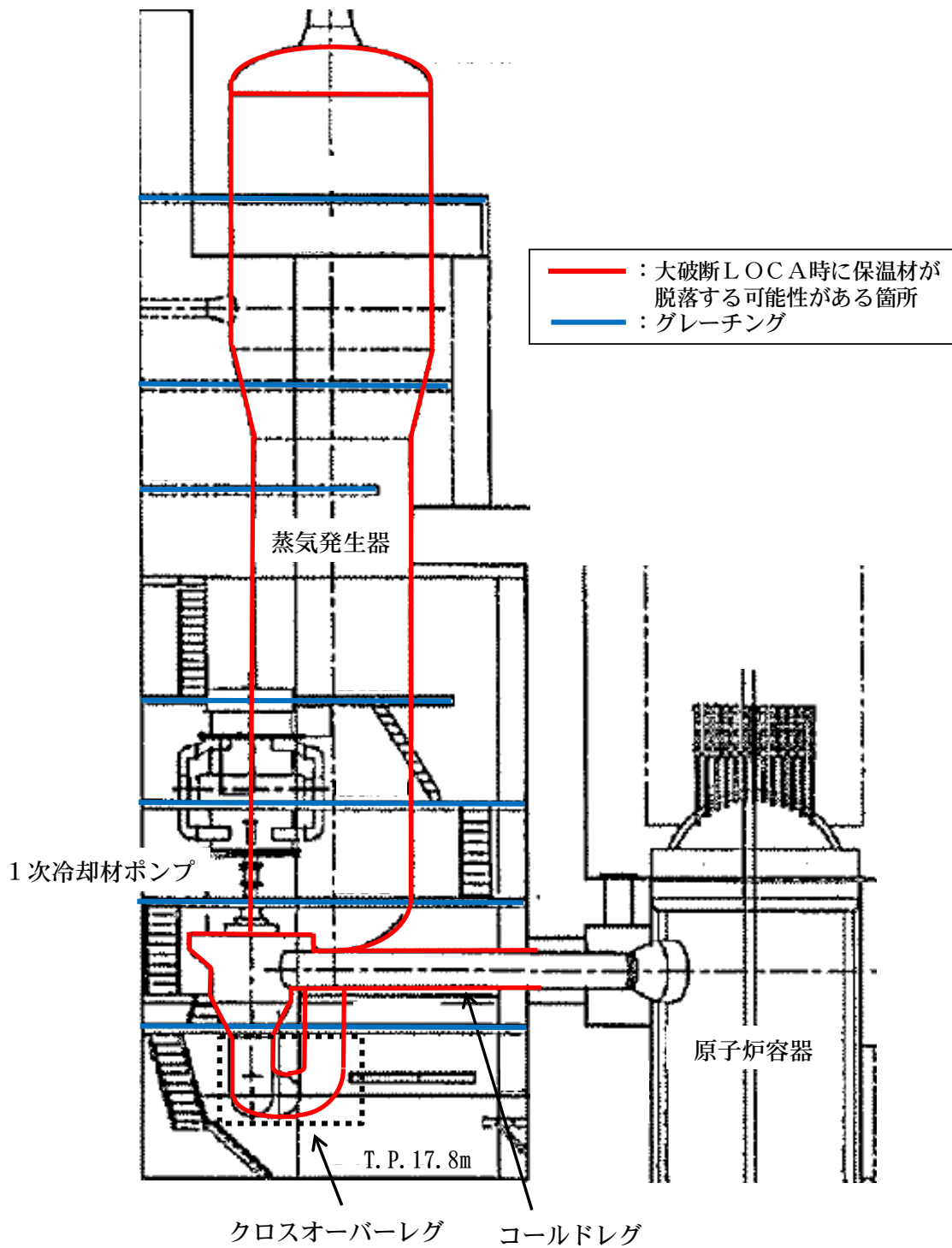
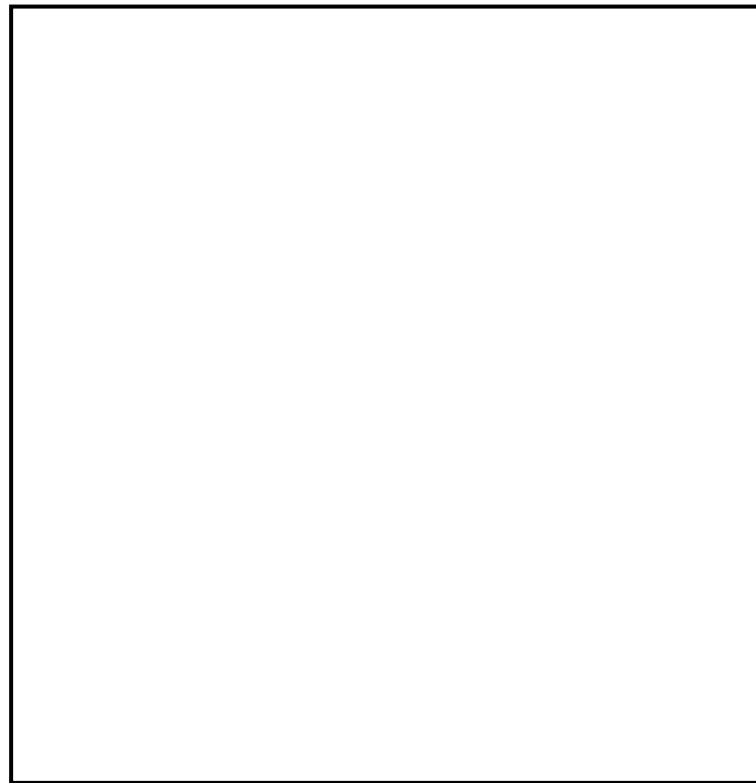
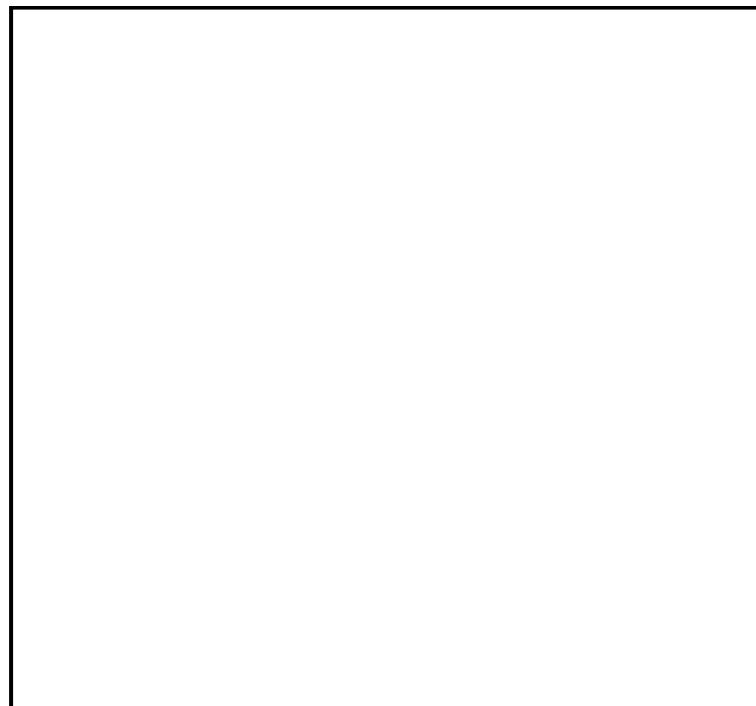


図9 各機器とグレーチングの位置関係



: 床開口部

T. P. 17. 8mフロア



小扉

連通管

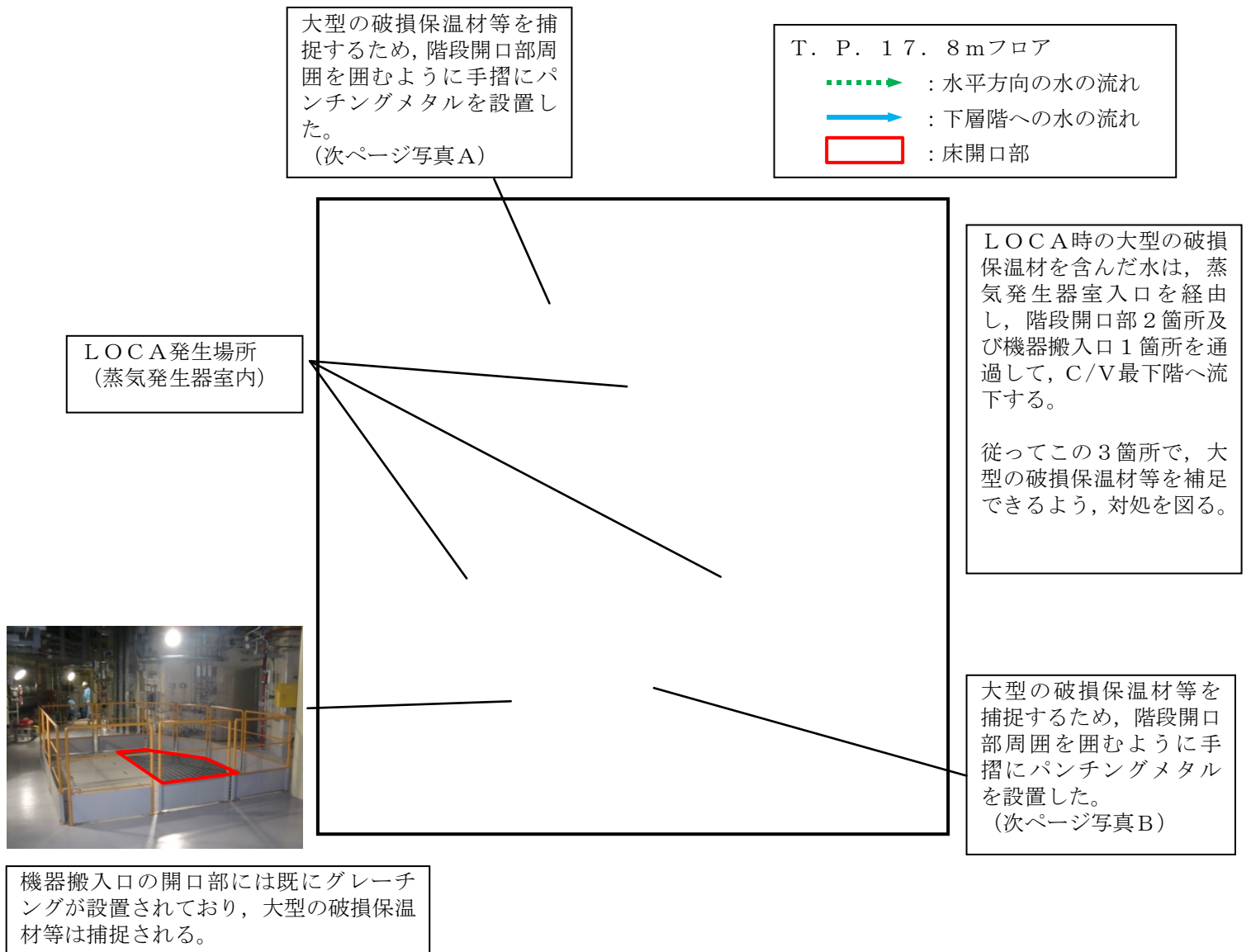
T. P. 10. 4mフロア

図10 各ループ室から原子炉下部キャビティ室までの流路
 は、防護上の観点から公開できません。

d. 保温材等のデブリ対策

ループ室内のグレーチングの開口部等を通過した大型保温材や、クロスオーバーレグの大型保温材が、万が一連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）に到達することを防止するため、T. P. 17. 8mの外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタルを設置した（この他に機器搬入口の開口部が1箇所あるが、既にグレーチングが設置済み）

なお、それぞれの開口部面積は十分大きく、かつ万が一1箇所の開口部が閉塞したとしても、他の2箇所から水は流れるため、流路確保の観点からも信頼性は高い。



□ は、防護上の観点から公開できません。



(写真A)
階段開口部に設置したパンチングメタル



(写真B)
階段開口部に設置したパンチングメタル

e. まとめ

原子炉下部キャビティ室への注水を確実にするために、以下の対策を実施した。

(図 1 1)

① 原子炉下部キャビティ室への流入経路確保

原子炉下部キャビティ室入口扉に小扉を設置した。

また、原子炉下部キャビティ室への連通管を従来より設置している。

② 保温材等のデブリ対策

T. P. 17.8mの外周通路部床面の階段開口部(2箇所)の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタル板を設置した。

これらの対策により、以下に示す効果が期待できることから、原子炉下部キャビティ室への注水を確実に実施することができる。

大破断LOCAにより発生する大型の保温材等のデブリは、デブリ捕捉用のパンチングメタル及びグレーチングにより補足することができるため原子炉下部キャビティ室に設置した連通管及び小扉の外側にこれらのデブリが到達することはない。また、連通管及び小扉についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。

溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定した場合においても、連通管及び小扉の設置高さは堆積高さと比べて高いことから、内側から注水経路が閉塞することはないと有効に機能する。

なお、運転中の定期的な巡視において、原子炉下部キャビティ連通管、小扉及び格納容器再循環サンプスクリーン周辺に、閉塞に繋がる異物がないことを目視にて確認する。また、定期的に通水経路の健全性確認を実施する。

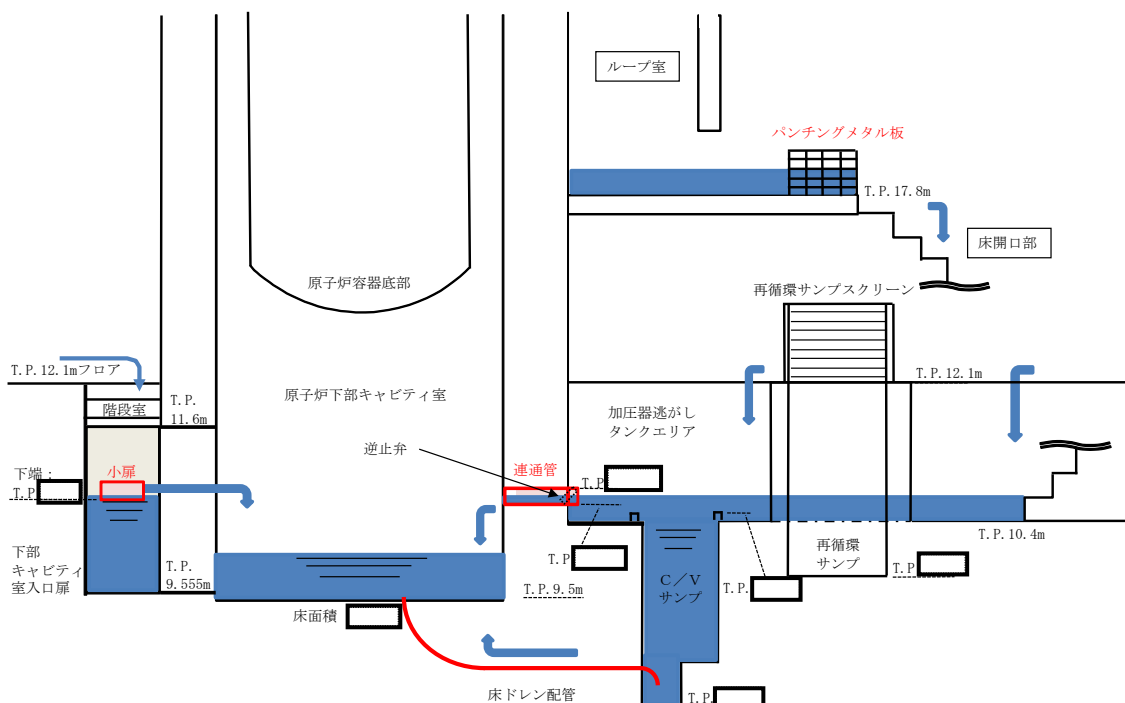


図 1 1 原子炉下部キャビティ室までの流入経路断面図

は、防護上の観点から公開できません。

原子炉下部キャビティ室への蓄水時間について

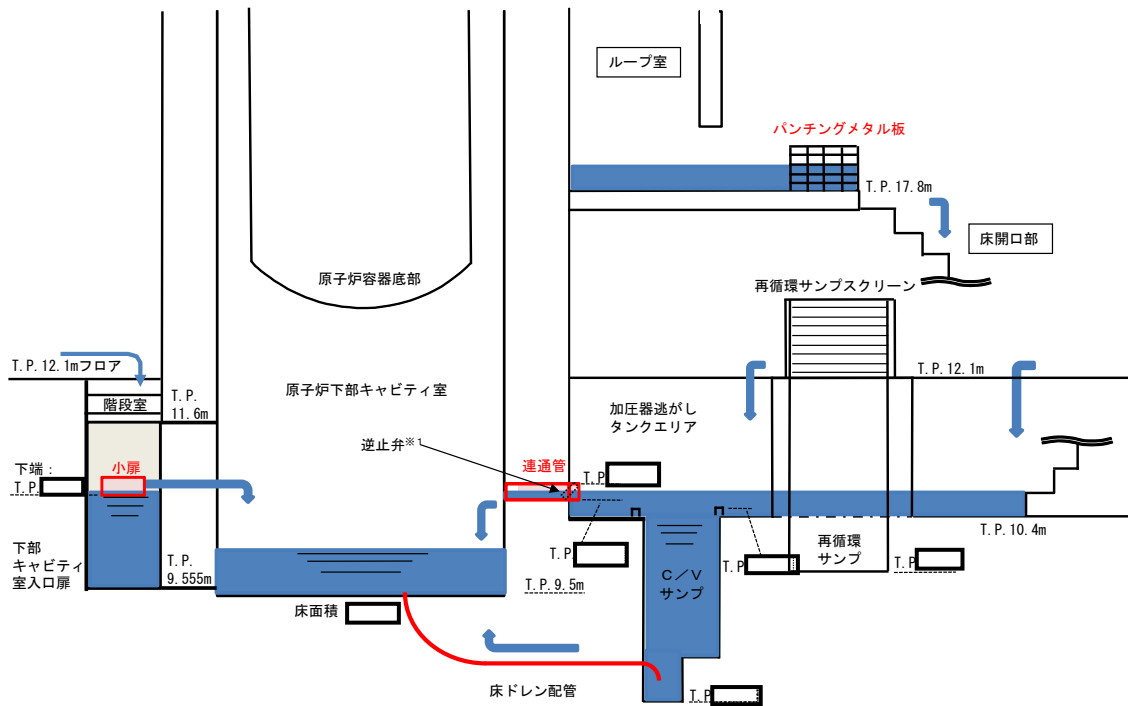
1. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所

格納容器の最下階エリアからは、図1に示すとおり原子炉下部キャビティ室に通じる開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入する。

また、図2及び図3に連通管又は小扉から原子炉下部キャビティ室へ流入する場合の、最下階エリア及び原子炉下部キャビティ室の水位と格納容器内への注水量の関係を示す。

原子炉下部キャビティ室に通じる開口部は2箇所（連通管及び小扉）あり、仮にどちらか一方が閉塞した場合においても、図2及び図3のとおり冷却に必要な冷却水の確保は可能である。

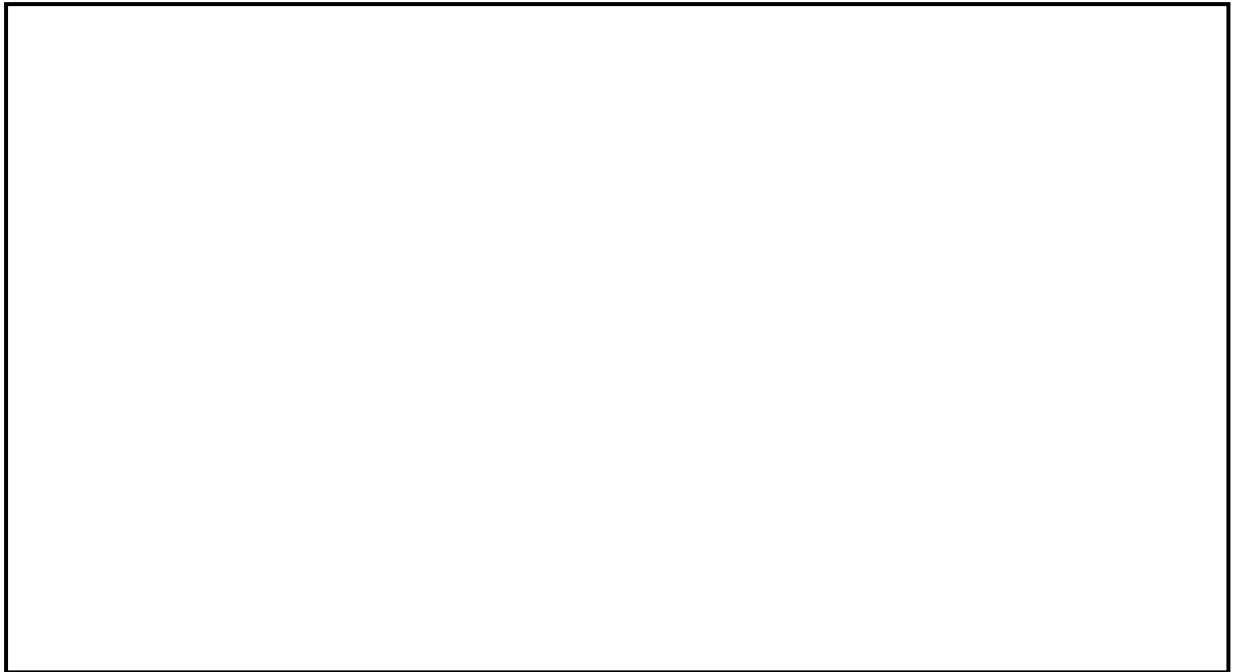
なお、解析コードMAAPによると、図4のとおり熔融炉心等を常温まで冷却するのに必要な水量を上回る冷却水が、原子炉容器破損時（約1.6時間後）までに確保可能である。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、逆止弁を設置。

図1 原子炉キャビティ室までの流入経路断面概要図

は、防護上の観点から公開できません。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) MCCI の発生に対して最も影響の大きい「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止) シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時(約1.6時間後※2)に合計 *² の溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊3号機に装荷される炉心有効部の全量約 と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として約 とした。

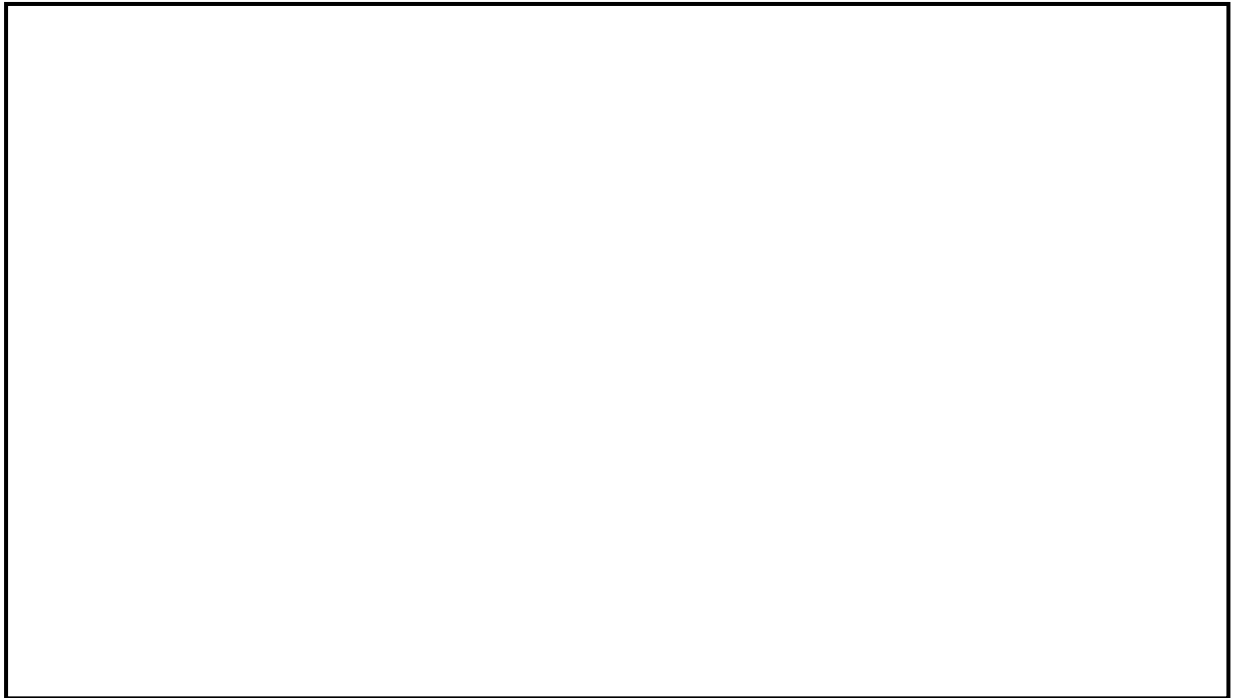
※2 解析では、初期炉心熱出力を 2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心落下量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。

(b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティ室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。

- ・ C/V サンプからのドレン配管逆流による流入
- ・ 原子炉容器外周隙間からの流入

図2 格納容器内への注水量と水位の関係 (既設連通管のみから流入の場合)

は、商業機密に属しますので公開できません。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 溶融炉心の物量及び必要な冷却水量の設定については、図 2 と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、上図においては保守的に以下については考慮しないこととした。
 - ・既設の連通管からの流入
 - ・C/V サンプからのドレン配管逆流による流入
 - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水（RCS 配管破断水（約 ））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。
- (d) 実際には RCS 配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

図 3 格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

は、商業機密に属しますので公開できません。

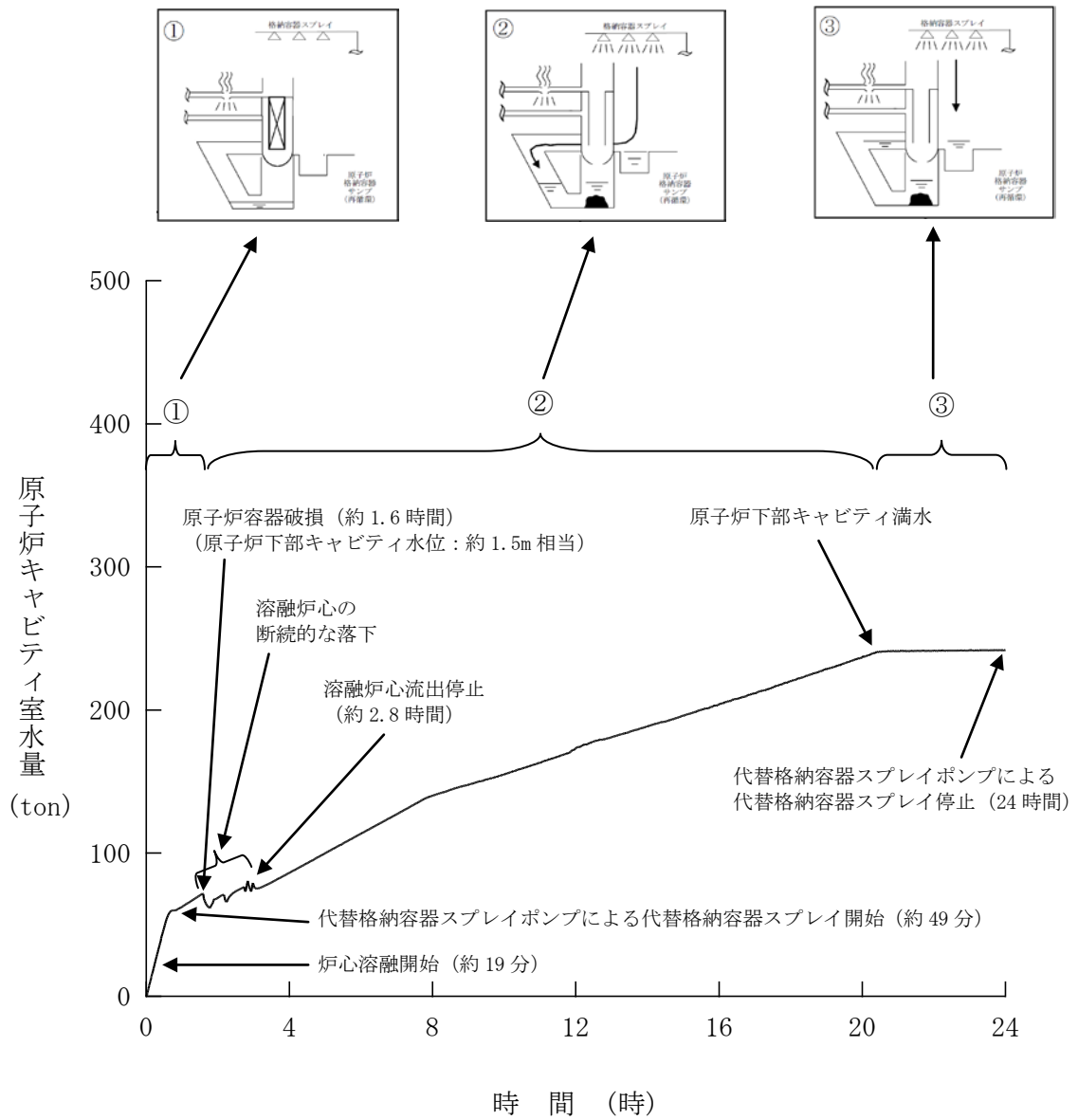


図4 原子炉下部キャビティ室水量の推移

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SA-20 (47 条) Rev. 0 (v. 0)
提出年月日	平成 28 年 7 月 12 日

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合性について (重大事故等対処設備) **抜 粋**

溶融デブリが原子炉容器に残存する場合の冷却にかかる設計方針は、47-8～9 ページに 赤枠囲み にて示している。

また、添付図表の関連部分は次のとおり。

- ・概略系統図 : 47-42～43 ページ
- ・機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と
整備する手順（溶融デブリが原子炉容器内に残
存する場合） : 47-48 ページ

平成 2 8 年 7 月

北海道電力株式会社

本資料においては、泊発電所 3 号炉の「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、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）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第 38 条～第 43 条(第 42 条除く)に対する、泊発電所 3 号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第 44 条～第 62 条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。

< 目次 >

1. 基本的な設計方針

1.1 耐震性・耐津波性

1.1.1 発電用原子炉施設の位置【38 条】

1.1.2 耐震設計の基本方針【39 条】

1.1.3 津波による損傷の防止【40 条】

1.2 火災による損傷の防止【41 条】

1.3 重大事故等対処設備

1.3.1 多様性, 位置的分散, 悪影響防止等

【43 条 1 - 五、43 条 2 - 二, 三、43 条 3 - 三, 五, 七】

1.3.2 容量等【43 条 2 - 一、43 条 3 - 一】

1.3.3 環境条件等【43 条 1 - 一, 六、43 条 3 - 四】

1.3.4 操作性及び試験・検査性【43 条 1 - 二, 三, 四、43 条 3 - 二, 六】

2. 個別機能の設計方針

2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44 条】

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45 条】

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46 条】

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47 条】

2.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48 条】

2.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49 条】

2.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50 条】

2.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備【51 条】

2.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52 条】

2.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53 条】

2.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54 条】

2.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55 条】

2.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備【56 条】

2.14 電源設備【57 条】

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)

第四十七条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第47条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) 重大事故防止設備

- a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。
- b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。
- c) 上記a)及びb)の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。

2.4.1 適合方針

概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉を冷却するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(1) 1次冷却材喪失事象が発生している場合に用いる設備

設備の目的

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故防止設備（炉心注水、代替炉心注水、再循環運転及び代替再循環運転）及び可搬型重大事故防止設備（代替炉心注水）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備（代替炉心注水）を設ける。

(i) フロントライン系機能喪失時に用いる設備

a. 炉心注水

(47-5-1) 機能喪失・使用機器

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の重大事故防止設備（炉心注水）として、化学体積制御設備の充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピットを使用する。

燃料取替用水ピットを水源とする充てんポンプは、化学体積制御システムにより炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 充てんポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット

その他設備

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器並びに1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、充てんポンプの電源として使用するディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

b. 代替炉心注水

(47-1-1) 機能喪失・使用機器

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替炉心注水）として、原子炉格納容器スプレイ設備のB-格納容器スプレイポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピットを使用する。

燃料取替用水ピットを水源とするB-格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイシステムと余熱除去システム間の連絡ラインを介して炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B-格納容器スプレイポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット

その他設備

原子炉格納容器スプレイ設備を構成するB-格納容器スプレイ冷却器並びに1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、B-格納容器スプレイポンプの電源として使用するディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

搬型大型送水ポンプ車，A－格納容器再循環サンプ，A－格納容器再循環サンプスクリーン，ディーゼル発電機燃料油貯油槽，ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを使用する。

海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車は，A，D－原子炉補機冷却水冷却器出口配管に可搬型ホースを接続することで，原子炉補機冷却水系統に海水を直接供給し，代替補機冷却ができる設計とする。A－格納容器再循環サンプを水源とするA－高圧注入ポンプは，代替補機冷却を用いることで代替再循環ができ，C，D－格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の冷却と併せて炉心を冷却できる設計とする。

A－格納容器再循環サンプスクリーンは，非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。A－高圧注入ポンプは，全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である代替非常用発電機から給電できる設計とする。可搬型大型送水ポンプ車及び代替非常用発電機の燃料は，ディーゼル発電機燃料油貯油槽，ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ A－高圧注入ポンプ
- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽（2.14 電源設備【57条】）
- ・ ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（2.14 電源設備【57条】）
- ・ 可搬型タンクローリー（2.14 電源設備【57条】）
- ・ A－格納容器再循環サンプ
- ・ A－格納容器再循環サンプスクリーン
- ・ 代替非常用発電機（2.14 電源設備【57条】）
- ・ C，D－格納容器再循環ユニット（2.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49条】）

その他
設備

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンク及びA－安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁，1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器，加圧器，1次冷却材管及び加圧器サージ管並びに非常用取水設備の取水口，取水路及び取水ピットは，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

(2) 1次冷却材喪失事象が発生し溶融デブリが原子炉容器に残存する場合に用いる設備

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合，格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却し，原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

(i) 格納容器スプレイ

(47-11)
使用
機器

重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として，原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水ピットを使用する。

燃料取替用水ピットを水源とする格納容器スプレイポンプは，原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。

具体的な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 格納容器スプレイポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット

その他
設備

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は，設計基準事故対処設備の一

部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、格納容器スプレイポンプの電源として使用するディーゼル発電機及び原子炉格納施設のうち原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

(ii) 代替格納容器スプレイ

(47-12)
使用
機器

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、代替格納容器スプレイポンプ、原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水ピット及び給水設備のうち補助給水設備の補助給水ピットを使用する。

燃料取替用水ピット又は補助給水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイシステムを介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。代替格納容器スプレイポンプは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である代替非常用発電機より代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤を経由して給電できる設計とする。代替非常用発電機の燃料は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・代替格納容器スプレイポンプ
- ・燃料取替用水ピット
- ・補助給水ピット
- ・代替非常用発電機（2.14 電源設備【57条】）
- ・代替格納容器スプレイポンプ変圧器盤（2.14 電源設備【57条】）
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽（2.14 電源設備【57条】）
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ（2.14 電源設備【57条】）
- ・可搬型タンクローリー（2.14 電源設備【57条】）

その他
設備

その他、代替格納容器スプレイポンプの電源として使用するディーゼル発電機及び原子炉格納施設のうち原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

(3) 1次冷却材喪失事象が発生していない場合に使用する設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）を設ける。

(i) フロントライン系機能喪失時に用いる設備

a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却

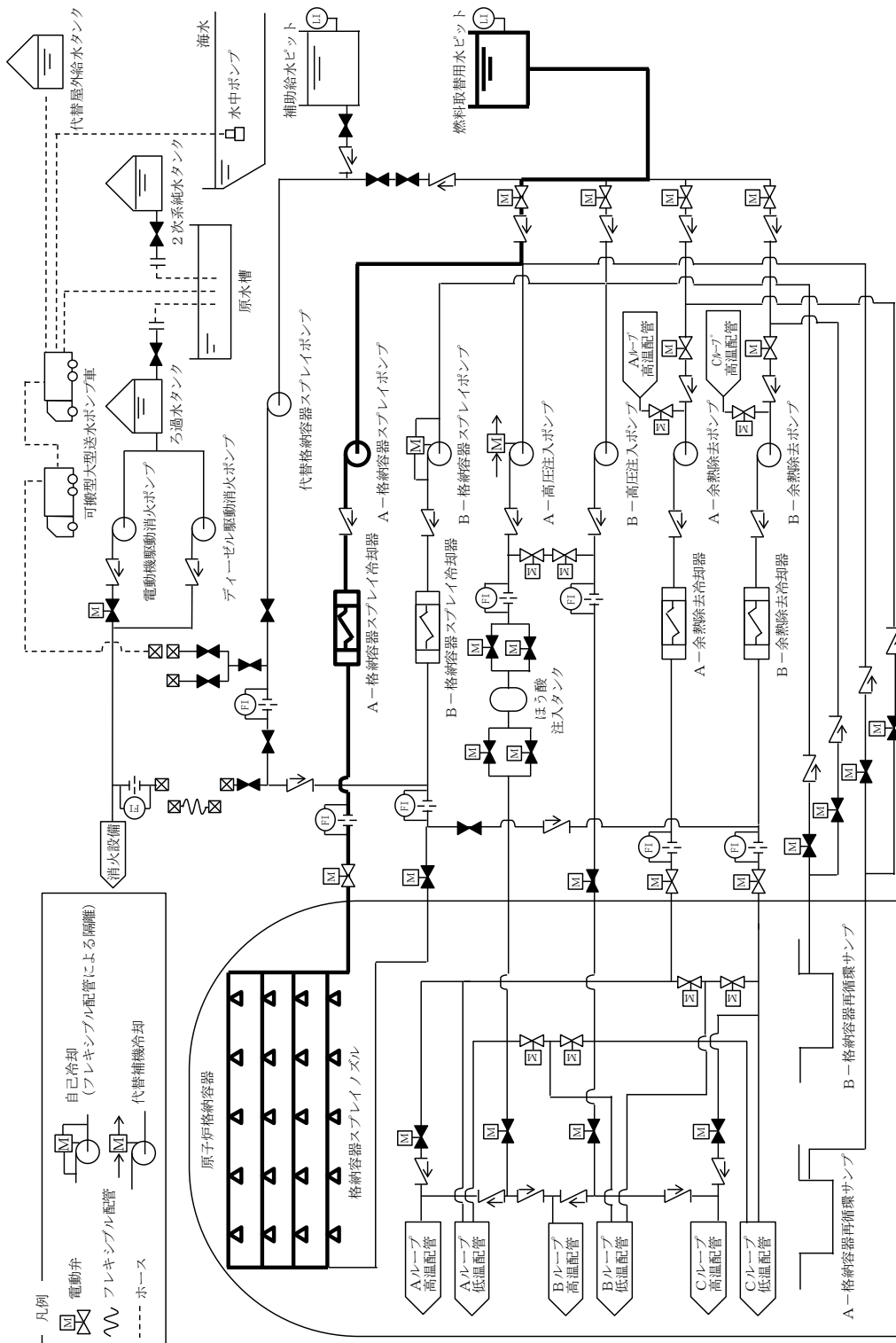
(47-8-1)
機能
喪失
・
使用
機器

運転中において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水設備の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び補助給水ピット、主蒸気設備の主蒸気逃がし弁並びに1次冷却設備の蒸気発生器を使用する。

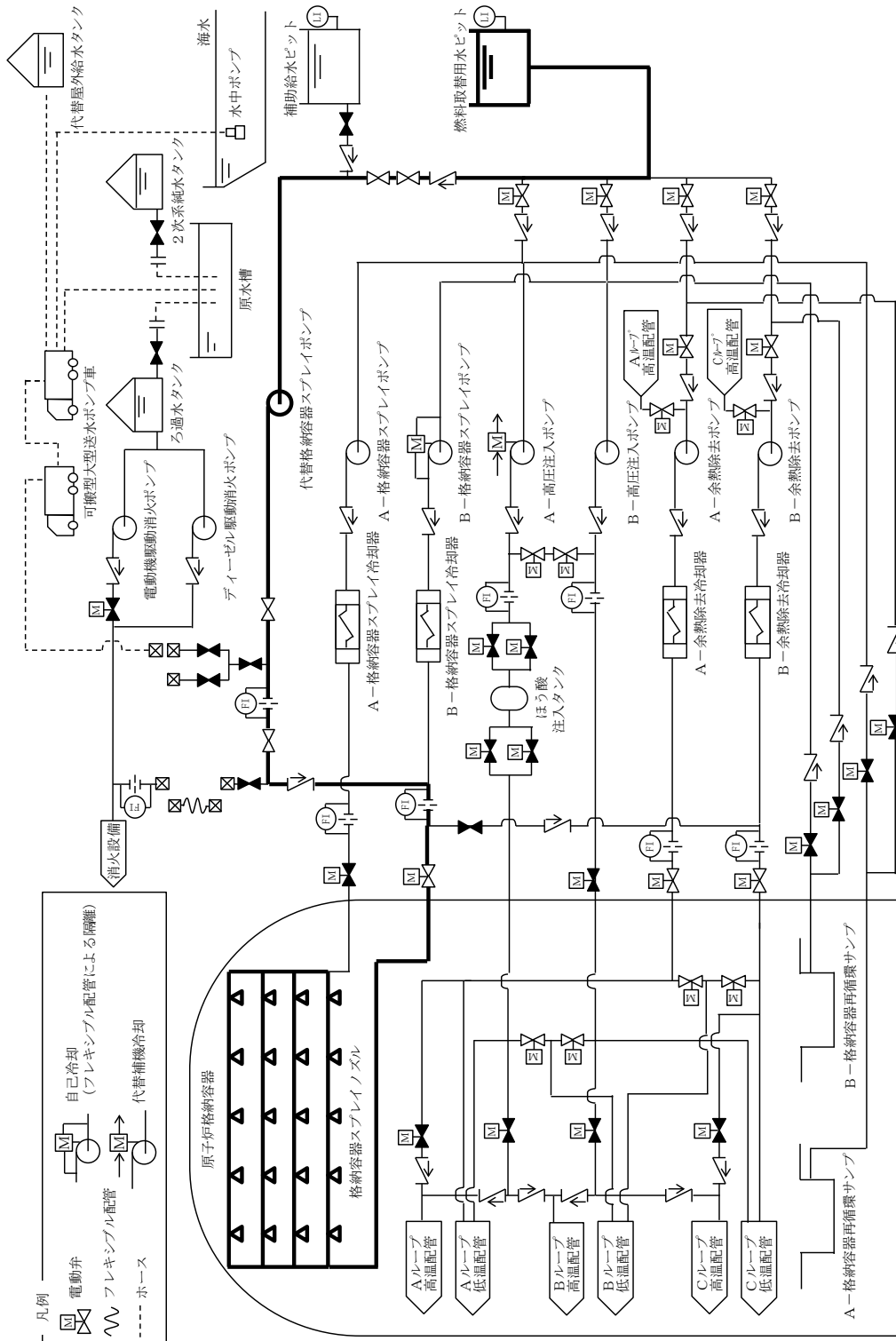
補助給水ピットを水源とする電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器2次側による炉心冷却ができる設計とする。電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、ディーゼル発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・電動補助給水ポンプ



第 5.6.11 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備
概略系統図 (11) 格納容器スプレイ



第 5.6.12 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備概略系統図 (12) 代替格納容器スプレイ

第 1.4.4 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(運転中の 1 次冷却材喪失事象が発生していない場合) (1 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 * 6	整備する手順書	手順の分類	
1 次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系機能喪失時	余熱除去ポンプ 又は 余熱除去冷却器	蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水)	電動補助給水ポンプ * 1	重大事故等 対処設備	余熱除去設備の異常時における対応手順	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書
				タービン動補助給水ポンプ			
				補助給水ビット			
				蒸気発生器			
				電動主給水ポンプ	多様性拡張設備		
				脱気器タンク			
				S G 直接給水用高圧ポンプ * 1 * 2			
				補助給水ビット			
				可搬型大型送水ポンプ車 * 2 代替屋外給水タンク			
				可搬型大型送水ポンプ車 * 2 原水槽 * 4 2 次系純水タンク * 4 ろ過水タンク * 4			
				可搬型大型送水ポンプ車 * 2 * 3			
				可搬型大型送水ポンプ車 * 2 * 3			
蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (蒸気放出)	主蒸気逃がし弁	重大事故等 対処設備					
タービンバイパス弁	拡張設備						
蒸気発生器 2 次側のブリード	可搬型大型送水ポンプ車 * 5	多様性拡張設備					

- * 1 : ディーゼル発電機等により給電する。
 - * 2 : 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
 - * 3 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。
 - * 4 : 原水槽への補給は、2 次系純水タンク又はろ過水タンクを移送することにより行う。
 - * 5 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
 - * 6 : 重大事故対策において用いる設備の分類
- a : 当該条項に適合する重大事故等対処設備 b : 37 条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料

平成 28 年 10 月 27 日
北海道電力株式会社

目 次

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故等の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

- 2.1 可搬型設備等による対応

重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対処に係る
基本方針

【要求事項】

発電用原子炉施設において、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に対処するために必要な体制の整備に関し、原子炉等規制法第43条の3の24第1項の規定に基づく保安規定等において、以下の項目が規定される方針であることを確認すること。

なお、申請内容の一部が本要求事項に適合しない場合であっても、その理由が妥当なものであれば、これを排除するものではない。

【要求事項の解釈】

要求事項の規定については、以下のとおり解釈する。

なお、本項においては、要求事項を満たすために必要な措置のうち、手順等の整備が中心となるものを例示したものである。重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力には、以下の解釈において規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等についても当然含まれるものであり、これらを含めて手順書等が適切に整備されなければならない。

また、以下の要求事項を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、要求事項に照らして十分

な保安水準が達成できる技術的根拠があれば、要求事項に適合するものと判断する。

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた設備強化等の重大事故等対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項，復旧作業に係る事項，支援に係る事項及び手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し，当該事故等に対処するために必要な手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。また、1号及び2号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていないことを前提とする。

「1. 重大事故等対策」について手順を整備し，重大事故等の対応を実施する。「2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「2.1 可搬型設備等による対応」は，「1. 重大事故等対策」の対応手順を基に，大規模損壊が発生した場合の様々な状況においても，事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し，大規模損壊が発生した場合に対処する。

また，重大事故等又は大規模損壊に対処するための体制において技術的能力を維持管理していくために必要な事項を「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定

する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」で規定する内容に加え、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した表1.0.1に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。整備する手順書については、「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力1.1から1.19」にて補足する。

1. 重大事故等対策

1.0 重大事故等対策における共通事項

<目次>

1.0.1 重大事故等への対応に係る基本的な考え方

- (1) 重大事故等対処設備に係る事項
- (2) 復旧作業に係る事項
- (3) 支援に係る事項
- (4) 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

1.0.2 共通事項

- (1) 重大事故等対処設備に係る事項
 - a. 切り替えの容易性
 - b. アクセスルートの確保
- (2) 復旧作業に係る事項
 - a. 予備品等の確保
 - b. 保管場所
 - c. アクセスルートの確保
- (3) 支援に係る事項
- (4) 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備
 - a. 手順書の整備
 - b. 教育及び訓練の実施
 - c. 体制の整備

- 添付資料 1.0.1 本来の用途以外の用途として使用する重大事故等に対処するための設備に係る切り替えの容易性について
- 添付資料 1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて
- 添付資料 1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について
- 添付資料 1.0.4 外部からの支援について
- 添付資料 1.0.5 重大事故等対策に係る文書体系
- 添付資料 1.0.6 重大事故等対策に係る手順書の構成と概要について
- 添付資料 1.0.7 有効性評価における重大事故等対応時の手順について
- 添付資料 1.0.8 大津波警報発令時の原子炉停止操作等について
- 添付資料 1.0.9 重大事故等対策に係る教育及び訓練について
- 添付資料 1.0.10 重大事故等発生時の体制について
- 添付資料 1.0.11 重大事故等発生時の発電用原子炉主任技術者の役割等について
- 添付資料 1.0.12 東京電力福島第一原子力発電所の事故教訓を踏まえた対応について
- 添付資料 1.0.13 発電所災害対策要員の作業時における装備について
- 添付資料 1.0.14 技術的能力対応手段と運転手順書との関連表
- 添付資料 1.0.15 原子炉格納容器の圧力及び温度が通常運転時よりも高い状態が長期にわたる

場合の体制の整備について

添付資料 1.0.16 重大事故等の発生時における停止号炉
の影響について

添付資料 1.0.17 設計基準事象及び重大事故等対応にお
ける 1 次冷却材温度変化率の制限適用
の考え方について

設計基準事故及び重大事故等対応における
1次冷却材温度変化率の制限適用の考え方について

1. 2次系冷却における1次冷却材温度変化率の制限について

設計基準事故及び重大事故等への対応において、1次系を急速に冷却するために用いる運転操作として、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却がある。この主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却は、事象発生後の過渡状態から1次系を早期に冷却・減圧し、プラントを早期に安定状態に移行させるために行う操作であるため、1次冷却材温度変化率の制限を適用しない。

上記の基本的な考え方にに基づき、2次系冷却における1次冷却材温度変化率の制限は、設計基準事故及び重大事故等対策時に使用する手順書（運転要領 緊急処置編 第1～3部）に以下のとおり整備している。

(1) 運転要領 緊急処置編 第1部（設計基準事故への対応に使用する手順書）

- ・事象発生直後における事象判別等の実施時は、過渡状態であり温度変化率に制限（55°C/h以内）を適用しない。また、ECCS注水機能喪失判断時*（ECCS作動を伴うRCS漏えい、かつ全ての高圧注入系が機能喪失した場合）及び蒸気発生器伝熱管破損時においても、温度変化率に制限（55°C/h以内）を適用しない。

※：ECCS注水機能喪失（「中小LOCA+高圧注入機能喪失」）判断時は重大事故等時の対応であるが、当該事象は漏えい規模により早期に炉心出口温度が350°C以上となることから、事故直後の操作として、炉心出口温度350°C到達前に2次系冷却が実施可能となるよう運転要領 緊急処置編 第1部「事故直後の操作および事象の判別」に手順を整備している。

- ・事象が安定状態となった以降は温度変化率に制限（55°C/h以内）を適用する。

(2) 運転要領 緊急処置編 第2部、第3部（重大事故等への対応に使用する手順書）

- ・基本的に温度変化率に制限（55°C/h以内）を適用しない。
- ・ただし、事象が安定状態となり、通常のプラント停止操作とほぼ同様の対応が可能な場合には、設計基準事故への対応に使用する手順書等による余熱除去運転への移行過程において温度変化率に制限（55°C/h以内）を適用する。

2. 2次系強制冷却の実施について

上記「1. 2次系冷却における1次冷却材温度変化率の制限について」の基本的な考え方に基づいて手順書を整備しており、設計基準事故及び重大事故等への対応において、1次冷却材温度変化率の制限を適用せず主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を行う具

体的目的は以下の4ケースである。

- a. 1次冷却材の漏えいを抑制するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。
- b. 全ての高圧注入系が機能喪失した場合、又は炉心出口温度が350℃以上の場合において、早期に蓄圧注入系、低圧注入系又は代替設備による炉心注水を行い炉心損傷を防止するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。
- c. 格納容器の健全性確保のため、1次冷却材から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーを低減することにより原子炉格納容器の圧力上昇を緩和するための2次系による1次系の冷却が必要な場合。
- d. 原子炉容器が高圧状態で破損し、熔融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、格納容器が熱的及び機械的負荷により破損することを防止するために2次系による1次系の減圧が必要な場合。

これらの2次系強制冷却が必要な状況となる運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び重大事故等を表1に示す。

表 1 運転時の異常な過渡変化，設計基準事故及び重大事故等における 2 次系強制冷却を実施する事象

※設計基準事故のうち，蒸気発生器伝熱管破損を除く環境への放射性物質の異常な放出は本表での対象外とする。

事象	2 次系強制冷却が必要な事象	2 次系強制冷却の目的分類	使用する手順書（2 次系強制冷却操作を記載している運転要領）
【運転時の異常な過渡変化】			
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	×	—	—
出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	×	—	—
制御棒の落下及び不整合	×	—	—
原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	×	—	—
原子炉冷却材流量の部分喪失	×	—	—
原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	×	—	—
外部電源喪失	×	—	—
主給水流量喪失	×	—	—
蒸気負荷の異常な増加	×	—	—
2 次冷却系の異常な減圧	×	—	—
蒸気発生器への過剰給水	×	—	—
負荷の喪失	×	—	—
原子炉冷却材系の異常な減圧	×	—	—
出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	×	—	—

【2 次系強制冷却実施の目的分類の凡例】

- 1 次冷却材の漏えいを抑制するための 2 次系による 1 次系の冷却・減圧が必要な場合。
- 全ての高圧注入系が機能喪失した場合，又は炉心出口温度が 350℃ 以上の場合において，早期に蓄圧注入系，低圧注入系又は代替設備による炉心注水を行い炉心損傷を防止するための 2 次系による 1 次系の冷却・減圧が必要な場合。
格納容器の健全性確保のため，1 次冷却材から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーを低減することにより原子炉格納容器の圧力上昇を緩和するための 2 次系による 1 次系の冷却が必要な場合。
- 原子炉容器が高圧状態で破損し，溶融炉心，水蒸気及び水素等が急速に放出され，格納容器が熱的及び機械的負荷により破損することを防止するために 2 次系による 1 次系の減圧が必要な場合。

事象	2次系強制冷却が必要な事象	2次系強制冷却の目的分類	使用する手順書（2次系強制冷却操作を記載している運転要領）
【設計基準事故】			
原子炉冷却材喪失（大破断）	×	—	—
原子炉冷却材喪失（小破断）	×	—	—
原子炉冷却材流量の喪失	×	—	—
原子炉冷却材ポンプの軸固着	×	—	—
主給水管破断	×	—	—
主蒸気管破断	×	—	—
制御棒飛び出し	×	—	—
蒸気発生器伝熱管破断	○	a	緊急処置編 第1部 蒸気発生器伝熱管破断

【2次系強制冷却実施の目的分類の凡例】

- a. 1次冷却材の漏えいを抑制するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。
- b. 全ての高圧注入系が機能喪失した場合、又は炉心出口温度が350℃以上の場合において、早期に蓄圧注入系、低圧注入系又は代替設備による炉心注水を行い炉心損傷を防止するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。
- c. 格納容器の健全性確保のため、1次冷却材から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーを低減することにより原子炉格納容器の圧力上昇を緩和するための2次系による1次系の冷却が必要な場合。
- d. 原子炉容器が高圧状態で破損し、溶融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、格納容器が熱的及び機械的負荷により破損することを防止するために2次系による1次系の減圧が必要な場合。

事象	2次系強制冷却が必要な事象	2次系強制冷却実施の目的分類	使用する手順書（2次系強制冷却操作を記載している運転要領）
【運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故】			
2次冷却系からの除熱機能喪失	×	—	—
全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAあり）	○	a, b	緊急処置編 第2部 事象ベース 全交流電源喪失
全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAなし）	○	a, b	緊急処置編 第2部 事象ベース 全交流電源喪失
原子炉補機冷却機能喪失	○	a, b	緊急処置編 第2部 事象ベース 補機冷却機能喪失
原子炉格納容器の除熱機能喪失	○	c	緊急処置編 第2部 安全機能ベース 格納容器健全性の確保
原子炉停止機能喪失	×	—	—
ECCS注水機能喪失	○	a, b	緊急処置編 第1部 事故直後の操作および事象の判別（ECCS作動を伴うRCS漏えい、かつ全ての高压注入系が機能喪失した場合）
ECCS再循環機能喪失	○	a, b, c	緊急処置編 第2部 事象ベース LOCA時ECCS再循環不能
格納容器パイパス（インターフェイスシステムLOCA）	○	a, b	緊急処置編 第2部 事象ベース インターフェイスLOCA
格納容器パイパス（SGTR時に破損SGの隔離に失敗する事故）	○	a	緊急処置編 第2部 事象ベース SGTTR時破損SG減圧継続

【2次系強制冷却実施の目的分類の凡例】

- 1次冷却材の漏えいを抑制するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。
- 全ての高压注入系が機能喪失した場合、又は炉心出口温度が350℃以上の場合において、早期に蓄圧注入系、低圧注入系又は代替設備による炉心注水を行い炉心損傷を防止するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。
- 格納容器の健全性確保のため、1次冷却材から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーを低減することにより原子炉格納容器の圧力上昇を緩和するための2次系による1次系の冷却が必要な場合。
- 原子炉容器が高压状態で破損し、熔融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、格納容器が熱的及び機械的負荷により破損することを防止するために2次系による1次系の減圧が必要な場合。

事象	2次系強制冷却が必要な事象	2次系強制冷却の目的分類	使用する手順書（2次系強制冷却操作を記載している運転要領）
【重大事故】			
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	×	—	—
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	×（※）	d	緊急処置編 第3部 1次系の減圧（※：有効性評価では解析上考慮していない補助給水系等が回復し、中央制御室にて主蒸気逃がし弁の開操作が可能な場合に実施する操作として記載している）
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接過熱	×	—	—
原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	×	—	—
水素燃焼	○	a, b, c	緊急処置編 第2部 安全機能ベース炉心冷却の維持（1）—炉心過熱
溶融炉心・コンクリート相互作用	×	—	—
【使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故】			
想定事故 1	×	—	—
想定事故 2	×	—	—
【運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故】			
崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	×	—	—
全交流動力電源喪失	×	—	—
原子炉冷却材流出	×	—	—
反応度の誤投入	×	—	—
【2次系強制冷却実施の目的分類の凡例】			
<p>a. 1次冷却材の漏えいを抑制するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。</p> <p>b. 全ての高圧注入系が機能喪失した場合、又は炉心出口温度が350℃以上の場合において、早期に蓄圧注入系、低圧注入系又は代替設備による炉心注水を行い炉心損傷を防止するための2次系による1次系の冷却・減圧が必要な場合。</p> <p>c. 格納容器の健全性確保のため、1次冷却材から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーを低減することにより原子炉格納容器の圧力上昇を緩和するための2次系による1次系の冷却が必要な場合。</p> <p>d. 原子炉容器が高圧状況で破損し、溶融炉心、水蒸気及び水素等が急速に放出され、格納容器が熱的及び機械的負荷により破損することを防止するために2次系による1次系の減圧が必要な場合。</p>			

泊発電所 3 号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料

平成 28 年 10 月 27 日
北海道電力株式会社

目 次

1. 重大事故等対策

- 1.0 重大事故等対策における共通事項
- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故等の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

- 2.1 可搬型設備等による対応

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 目 次 >

1.15.1 対応手段と設備の選定

- (1) 対応手段と設備の選定の考え方
- (2) 対応手段と設備の選定の結果
 - a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備
 - b. 原子炉容器内の温度，圧力及び水位，並びに原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備
 - c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備
 - d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備
 - e. 手 順 等

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

- (1) 計器の故障
- (2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

- (1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失
 - a. 全交流動力電源喪失時の代替電源の供給
 - b. 直流電源喪失時の代替電源の供給
 - c. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視
 - d. 可搬型バッテリー（炉外核計装装置用，放射線監視装置用）による電源の供給

1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

- 添付資料 1.15.1 重大事故等対処設備及び多様性拡張設備整理表
- 添付資料 1.15.2 多様性拡張設備仕様
- 添付資料 1.15.3 重大事故等の対処に必要なパラメータの選定
- 添付資料 1.15.4 重大事故等対処に係る監視事項
- 添付資料 1.15.5 可搬型計測器による監視パラメータ計測手順
- 添付資料 1.15.6 可搬型バッテリーによる炉外核計装盤への電源供給
- 添付資料 1.15.7 可搬型バッテリーによる放射線計装盤への電源供給
- 添付資料 1.15.8 可搬型計測器の台数整理
- 添付資料 1.15.9 原子炉容器の水位の推定手段について
- 添付資料 1.15.10 炉心出口温度の監視について
- 添付資料 1.15.11 原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について
- 添付資料 1.15.12 重大事故等時の監視パラメータの記録について
- 添付資料 1.15.13 代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について

1.15 事故時の計装に関する手順等

< 要求事項 >

発電用原子炉設置者において、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

【解釈】

1. 「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合においても当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。

a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確化すること。（最高計測可能温度等）

b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態を推定すること。

i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位を推定すること。

ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を推定すること。

iii) 推定するために必要なパラメータについて、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。

c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。

d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手順等（テスター又は換算表等）を整備すること。

重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。

1.15.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

重大事故等発生時において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を実施するため、発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の状態を把握することが必要である。

当該重大事故等に対処するために、各技術的能力に係る手順着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認の項目等からパラメータを抽出する。抽出されたパラメータ（以下「抽出パラメータ」という。）のうち、当該重大事故等の炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な原子炉施設の状態を直接監視するパラメータ※¹（以下「主要パラメータ」という。）及び主要パラメータを計測するための重大事故等対処設備を選定する。

※1：原子炉圧力容器（以下「原子炉容器」という。）内の温度、圧力及び水位、原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保及びアニュラス部の水素濃度

抽出パラメータのうち、原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態、その他の設備の運転状態等により原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを「補助的な監視パラメータ」に分類し、分類理由を第1.15.1表に示す。

また、計器故障、計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合及び計器電源喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、想定する故障等に対応する手順及び主要パラメータの推定に必要なパラメータ（以下「代替パラメータ」という。）を用いて推定する手順を整備し、重大事故等対処設備を選定する（第1.15.1図、第1.15.2図）。

さらに、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータの記録手順及びそのために必要となる重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備^{※2}を選定する。

※2 多様性拡張設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十八条及び技術基準規則第七十三条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、多様性拡張設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.15.1, 添付資料 1.15.2）

抽出パラメータは、技術的能力 1.1～1.10, 1.13, 1.14 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ（多様性拡張設備による対応を除く。）並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータ等より抽出する。

技術的能力 1.11, 1.12, 1.16～1.19 の手順着手の判断基準及び操作手順に用いられるパラメータについては、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるための手順とは別に整理した各々の手順において整理する。

主要パラメータは、以下のとおり分類する。

・重要な監視パラメータ

主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

・有効な監視パラメータ

主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器でのみ計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。

代替パラメータは、以下のとおり分類する。

- ・重要代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。

- ・常用代替監視パラメータ

主要パラメータの代替パラメータが多様性拡張設備の計器のみにより計測されるパラメータをいう。

また、主要パラメータ及び代替パラメータを計測する設備を以下のとおり分類する。

主要パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要計器

重要な監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器をいう。

- ・常用計器

主要パラメータを計測する計器のうち、重要計器以外の多様性拡張設備の計器をいう。

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器

重要代替監視パラメータを計測する計器のうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器をいう。

- ・常用代替計器

代替パラメータを計測する計器のうち、重要代替計器以外の多様性拡張設備の計器をいう。

重要計器及び重要代替計器の概略系統図を第 1.15.3 図に示す。

設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力を明確化するために、重要な監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器の計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を第 1.15.2 表に示す。

重要な監視パラメータを計測する常用計器及び重要代替監視パラメータを計測する常用代替計器の計測範囲、個数及び電源を第 1.15.3 表に示す。

有効な監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器の計測範囲，個数及び電源並びに代替パラメータを計測する重要代替計器を第 1.15.4 表に示す。

主要パラメータが重大事故等対処設備の計器で計測できずかつその代替パラメータも重大事故等対処設備の計器で計測できない場合は，重大事故等時に原子炉施設の状態を把握するため，主要パラメータを計測する計器の 1 つを重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器へ変更する。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

機能喪失原因対策分析の結果，監視機能の喪失として計器故障及び計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合を想定する。また，全交流動力電源喪失及び直流電源喪失による計器電源の喪失を想定する。

監視機能及び計器電源の喪失原因と対応手段の検討及び審査基準，基準規則要求により選定した対応手段とその対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお，機能喪失の想定，重大事故等対処設備，多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第 1.15.5 表に示す。

a. パラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測する計器が故障した場合，原子炉施設の状態を把握するため，多重化された計器の他のチャンネル※³又は他ループの計器による監視及び代替パラメータを計測する計器により当該パラメータを推定する手段を整備する。

※3 チャンネル：重要な監視計器については単一故障を想定しても，パラメータを監視できなくなるように，1 つのパラメータを複数の計器で監視する。複数の計器の 1 つを指すときにチャンネルと呼ぶ。

他チャンネル又は他ループによる監視及び代替パラメータを計測する計器によるパラメータの推定に使用する設備は，以下のとおり。

- ・当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器

- ・当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器
- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

主要パラメータである重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測する計器が故障した場合に使用する代替パラメータを第1.15.6表に示す。

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定したパラメータを計測する計器の故障時に原子炉施設の状態を把握するための設備のうち、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器及び重要代替計器を重大事故等対処設備と位置づける。

これらの重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを把握することができるため、以下の設備は、多様性拡張設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・当該パラメータの他の常用計器及び常用代替計器

耐震性等がないものの、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

b. 原子炉容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等の対処時に当該パラメータが計測範囲を超えた場合は、原子炉施設の状態を把握するため、代替パラメータを計測する計器又は可搬型計測器により必要とするパラメータの値を推定する手段を整備する。

代替パラメータを計測する計器は以下のとおり。

- ・重要代替計器
- ・常用代替計器

可搬型計測器による必要とするパラメータの値を推定する手段は以下のとおり。

- ・可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した，パラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に原子炉施設の状態を把握するための設備のうち，重要代替計器及び可搬型計測器は重大事故等対処設備と位置づける。

これらの重大事故等対処設備により，当該パラメータを把握することができるため，以下の設備は多様性拡張設備と位置づける。あわせて，その理由を示す。

- ・ 常用代替計器

耐震性等がないものの，監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能なことから代替手段として有効である。

c. 計測に必要な計器電源が喪失した場合の対応手段及び設備

(a) 対応手段

監視パラメータの計器に供給する電源が喪失し，監視機能が喪失した場合に，代替電源（交流，直流）より給電し，当該パラメータの計器により計測し監視する手段を整備する。

また，直流電源が喪失した場合に，電源を内蔵した可搬型計測器を用いて計測し監視する手段を整備する。計器の電源構成図を第 1.15.4 図に示す。

代替電源（交流）からの給電に使用する設備は，以下のとおり。

- ・ 代替非常用発電機
- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・ 可搬型タンクローリー
- ・ ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ
- ・ 可搬型バッテリー（炉外核計装装置用，放射線監視装置用）※⁴

代替電源（直流）からの給電に使用する設備は，以下のとおり。

- ・ 後備蓄電池
- ・ 可搬型直流電源用発電機
- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・ 可搬型タンクローリー
- ・ ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ
- ・ 可搬型直流変換器

- ※ 4 可搬型バッテリー(炉外核計装装置用, 放射線監視装置用): インバータを内蔵した可搬型バッテリーを使用することにより電気(交流)を給電できるため, 代替電源(交流)として有効である。

直流電源が喪失した場合に計器に内蔵した電源により個別に計測する設備(汎用品)は, 以下のとおり。

- ・可搬型計測器

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

機能喪失原因対策分析の結果により選定した代替非常用発電機, ディーゼル発電機燃料油貯油槽, 可搬型タンクローリー, ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ, 後備蓄電池, 可搬型直流電源用発電機, 可搬型直流変換器及び可搬型計測器は, 重大事故等対処設備と位置づける。

これらの重大事故等対処設備により, 重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを把握することができるため, 以下の設備は, 多様性拡張設備と位置づける。あわせて, その理由を示す。

- ・可搬型バッテリー(炉外核計装装置用, 放射線監視装置用)

電源を供給できる容量に限りがあり, 重大事故等の対処時において連続監視することができないものの, 代替電源による給電ができない場合において, 炉外核計装装置及び放射線監視装置のパラメータを把握することが可能なことから代替手段として有効である。

d. 重大事故等時のパラメータを記録する対応手段及び設備

(a) 対応手段

重大事故等時において, 原子炉格納容器内の温度, 圧力, 水位, 水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要な監視パラメータを記録する手段を整備する。

監視パラメータを記録する設備は以下のとおり。

- ・データ収集計算機
- ・データ表示端末
- ・可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)

また, 重大事故等時の有効な監視パラメータについても使用できる場合は, 可能な限りパラメータを記録する手段を整備する。

なお、その他の記録として、監視パラメータの警報状態及びプラントトリップ状態を可能な限り記録する手段を整備する。

有効な監視パラメータを記録する設備は、以下のとおり。

- ・プラント計算機

(運転記録, 警報記録, 事故時データ収集記録)

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

重要な監視パラメータを記録する設備であるデータ収集計算機、データ表示端末及び可搬型温度計測装置は、重大事故等対処設備と位置づける。

重要な監視パラメータは、原則、データ収集計算機へ記録するが、監視が必要な時に現場に設置する計器の値は、専用の記録装置又は記録用紙に記録する。なお、その他は可能な限り多様性拡張設備により記録する。

以上の重大事故等対処設備により、重要な監視パラメータを記録することができるため、以下の設備は、多様性拡張設備と位置づける。あわせて、その理由を示す。

- ・プラント計算機

(運転記録, 警報記録, 事故時データ収集記録)

耐震性を有していないが、設備が健全である場合は重大事故等の対処に必要な監視パラメータの記録が可能なことから代替手段として有効である。

e. 手順等

上記の a., b., c. 及び d. により選定した対応手段に係る手順を整備する。

これらの手順は、災害対策本部長、発電課長(当直)、運転員、災害対策要員、事務局員、電気工作班員及び運転班員の対応として、全交流動力電源喪失時における対応手順等に定める(第 1.15.5 表)。

1.15.2 重大事故等時の手順等

1.15.2.1 監視機能喪失

(1) 計器の故障

重要な監視パラメータ(原子炉容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量等)又は有効な監視パラメー

タを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、当該パラメータを推定する手段を整備する(第 1.15.6 表)。

a. 手順着手の判断基準

b. ④～⑤の手順着手の判断は、b. ①～③までの手順により主要パラメータである重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータを計測する計器の故障が疑われた場合。

b. パラメータ監視の手順

計器の故障の判断及び対応手順は、以下のとおり。

- ①監視が必要な重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータの指示値を読み取る。
- ②読み取った指示値が正常であることを、運転手順書に明確に示された計測レンジ範囲内にあること及びプラント状況等によりあらかじめ推定される値との間に大きな差異がないこと等により確認する。
- ③原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネル又は他ループの計器がある場合は、当該計器による計測値との間に大きな差異がないこと等により確認する。
なお、当該パラメータの他の常用計器で監視可能であれば確認に使用する。
- ④当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。
- ⑤パラメータ選定にて選定した重要代替監視パラメータの値を用いて以下の方法で推定する。なお常用代替計器が使用可能であれば、推定に使用する。

c. 代替パラメータでの推定方法

重要代替監視パラメータの値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、より直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。

パラメータを基準配管に水を満たした構造で計測するものについては、急激な減圧等により基準配管の水が蒸発し不確かな指示をする可能性がある。そのような状態が想定される場合は、関連するパラメータを複数確認しパラメータを推定する。なお、蒸気発生器水位(狭域)及び蒸気発生器水位(広域)を除き、基準配管の水位に起因する不確かさを考慮する必要はない。

また、重大事故等の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、原子炉格納容器内に蒸気が充満し加圧された状況であり、環境として圧力、温度、放射線量が厳しい状況下においても、その監視機能を維持できる計器(第1.15.2表の重大事故等対処設備)を優先して使用する。

重大事故等の状況によっては、耐震性、耐環境性がない計器(多様性拡張設備)についても、監視機能を維持している場合、重大事故等の対処に有効な情報を得ることができる。

ただし、多様性拡張設備については環境条件や不確かさを考慮し、耐震性、耐環境性のある計器のパラメータの値との差異を評価し、パラメータの値、信頼性を考慮した上で使用する。

事故発生から事象の進展状況(徴候)による炉心の冷却状態(漏えいの規模、安全注入状況)や当該パラメータの計器が故障するまでの状態等、関連するパラメータを複数確認し、得られた情報の中から有効な情報を評価することで、適切な原子炉施設の状態の把握に努める。

なお、圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。

原子炉格納容器内の水素濃度を装置の作動状況及びあらかじめ評価した原子炉格納容器内水素濃度と圧力の相関関係を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。

また、代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

代替パラメータによる主要パラメータの具体的な推定方法については、第 1.15.6 表に整理する。

(添付資料 1.15.4)

(2) 計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合

原子炉容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉容器内の温度と水位である。

原子炉容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、原子炉施設の状態を推定するための手段は、以下のとおり。

a. 原子炉容器内の温度

原子炉容器内の温度のパラメータである 1 次冷却材温度が計測範囲（0～400℃）を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を計測し、換算表を用いて温度へ変換する。これにより、検出器の耐熱温度である 500℃程度までは温度計測できる。多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は、炉心出口温度による計測を優先する。

b. 原子炉容器内の圧力

原子炉容器内の圧力を監視するパラメータである 1 次冷却材圧力（広域）を計測する計器の計測範囲は、0～21.0MPa [gage] である。重大事故等時の判断基準は 20.592MPa [gage]（1 次系最高使用圧力（17.16MPa [gage]）の 1.2 倍）であり、重大事故等時において原子炉容器内の圧力は、計器の計測範囲で計測可能である。

c. 原子炉容器内の水位

原子炉容器内の水位のパラメータである加圧器水位は、原子炉容器より上に位置し、水位が低下し計測範囲以下となった場合は、原子炉容器水位で計測する。原子炉容器水位を計測する計器の計測範囲は、原子炉容器の底部から頂部までを 0～100% としているため、重大事故等時において原子炉容器内の水位を計器の計測範囲内で計測が可能である。

d. 原子炉容器への注水量

原子炉容器への注水量を監視するパラメータは、高圧注入流量、低圧注入流量、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量及び B 一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM 用）である。

高圧注入流量の計測範囲は、 $0 \sim 350 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である高圧注入ポンプの最大流量は $280 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。また、低圧注入流量の計測範囲は、 $0 \sim 1,100 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である余熱除去ポンプの最大流量は $1,090 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、重大事故等時において計器の計測範囲内での流量測定が可能である。並びに代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の計測範囲は、 $0 \sim 200 \text{m}^3/\text{h}$ としており、計測対象である代替格納容器スプレイポンプの事故対処時における必要最大流量は $140 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）の計測範囲は、 $0 \sim 1,300 \text{m}^3/\text{h}$ としており、測定対象である格納容器スプレイポンプの最大流量は $1,290 \text{m}^3/\text{h}$ であるため、計器の計測範囲内での流量測定が可能である。

e. 原子炉格納容器への注水量

原子炉格納容器の注水量を監視するパラメータは、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）、高圧注入流量、低圧注入流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量である。

B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）、高圧注入流量、低圧注入流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量については原子炉容器への注水量を監視するパラメータ同様に重大事故等時において、計測範囲内での流量測定が可能である。

上記より、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは原子炉容器内の温度と水位であり、この場合の原子炉施設の状態を推定するため、手順を以下のとおり整備する。

(a) 手順着手の判断基準

i. 原子炉容器内の温度

重大事故等時に1次冷却材温度（広域－高温側）又は1次冷却材温度（広域－低温側）の値が、計器の計測範囲を超え確認できない場合。

ii. 原子炉容器内の水位

重大事故等時に加圧器水位が低下し、計器の計測範囲を外れ確認できない場合。

(b) パラメータ監視の手順

計器の計測範囲を超えたかどうかの判断及び対応手順は、以下のとおり。

i. 原子炉容器内の温度

- ① 監視が必要な当該パラメータの指示値を読み取る。
- ② 読み取った指示値が正常であるかどうかを、プラント状況等により推定される値との間に大きな差異がないか等により確認する。
- ③ 1次冷却材温度(広域－高温側)又は1次冷却材温度(広域－低温側)の他ループの指示値を確認し、他ループの指示値も同じ傾向か否かを確認する。
- ④ 1次冷却材温度(広域－高温側)又は1次冷却材温度(広域－低温側)について、他ループの指示値も同じ傾向で計測範囲を超えていると判断される場合は、炉心出口温度(多様性拡張設備)で計測する。炉心出口温度(多様性拡張設備)による計測ができない場合は、1次冷却材温度(広域－高温側)又は1次冷却材温度(広域－低温側)の計器に可搬型計測器を接続し、検出器(内部温度素子)の耐熱温度である500℃程度までに相当する抵抗指示を直接読み取る。読み取った抵抗値をあらかじめ用意した換算表等により換算し、パラメータを計測又は推定する。
なお、可搬型計測器による測定においては、1次冷却材温度(広域－高温側)を優先する。

ii. 原子炉容器内の水位

- ① 監視が必要な当該パラメータの指示値を読み取る。
- ② 読み取った指示値が正常であるかどうかを、プラント状況等により推定される値との間に大きな差異がないか等により確認する。
- ③ 加圧器水位の他チャンネル指示値を確認し、他チャンネルの指示値も同じ傾向か否かを確認する。
- ④ 加圧器水位について、他チャンネルの指示値も同じ傾向で計測範囲以下にあると判断される場合は、原子炉容器水位で測定する。

1.15.2.2 計測に必要な電源の喪失

(1) 全交流動力電源喪失及び直流電源喪失

重要な監視パラメータの計器のうち、交流電源から供給される計器については、非常用低圧母線と非常用直流母線に接続された無停電源装置より給電されており、いずれか一方の母線があれば計器へ電源を供給可能である。直流電源から供給される計器については、充電器と蓄電池(非常用)より給電されており、いずれか一方があれば計器へ電源を供給可能である。全交流動力電源喪失等により、計測に必要な計器電源が喪失した場合、代替非常用発電機、後備蓄電池及び可搬型直流電源用発電機等の運転により、計器へ給電する。また、無停電源装置が使えない場合においても、計装用後備変圧器を設けており、継続して電源を供給できる手段があり、信頼性も高く監視機能を失うことはない(第1.15.4図)。

代替電源からの給電ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した第1.15.2表に示す重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計器の温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測する。

ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。

可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。

なお、可搬型計測器により計測可能なパラメータについて第1.15.2表及び第1.15.7表に示す。

a. 全交流動力電源喪失時の代替電源の供給

ディーゼル発電機の故障により非常用高圧母線への交流電源による給電ができない場合は、代替電源(交流)により非常用高圧母線へ給電する。

b. 直流電源喪失時の代替電源の供給

ディーゼル発電機の故障により非常用直流母線への直流電源による給電ができない場合は、直流電源装置により非常用直流母線へ給電する。

全交流動力電源及び直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順につ

いては、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1「代替電源(交流)による給電手順等」及び1.14.2.2「代替電源(直流)による給電手順等」にて整備する。また、代替非常用発電機への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4「代替非常用発電機等への燃料補給の手順等」にて整備する。

c. 可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視

全交流動力電源喪失等により直流電源が喪失した場合において、中央制御室での監視ができなくなった場合の手段として、第1.15.2表に示す特に重要なパラメータ及び第1.15.7表に示す有効な監視パラメータについて、可搬型計測器で測定可能なものを計測し監視する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

直流電源が喪失した場合において、中央制御室でのパラメータ監視ができない場合。

(b) 操作手順

可搬型計測器によるパラメータ計測の概要は以下のとおり。また、タイムチャートを第1.15.5図に示す。

- ① 発電課長(当直)は、手順着手の判断基準に基づき、災害対策要員に可搬型計測器によるパラメータの計測開始を指示する。
- ② 災害対策要員は、可搬型計測器を使用する前に電池容量を確認し、残量が少ない場合は予備乾電池と交換する。可搬型計測器を手順に定められた端子台に接続する。
- ③ 災害対策要員は、可搬型計測器に表示される計測結果を読み取り、換算表を用いて工学値に換算し、災害対策要員は換算結果を記録用紙に記録する。

なお、使用中に乾電池の残量が少なくなった場合は、予備の乾電池と交換する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は災害対策要員1名にて実施し、所要時間は約25分を想定している。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。

(添付資料 1.15.5)

d. 可搬型バッテリー（炉外核計装装置用，放射線監視装置用）による電源の供給

全交流動力電源喪失等により直流電源が喪失した場合において，中央制御室での監視ができない場合に，炉外核計装装置用及び放射線監視装置用の可搬型バッテリーにより電源を供給する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

直流電源喪失により，炉外核計装装置及び放射線監視装置のパラメータが監視できない場合。

(b) 操作手順

可搬型バッテリー（炉外核計装装置用，放射線監視装置用）による電源供給の概要は以下のとおり。また，タイムチャートを第 1.15.6 図，第 1.15.7 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき，発電所対策本部長に可搬型バッテリー（炉外核計装装置用，放射線監視装置用）による電源供給を依頼する。
- ② 発電所対策本部長は，電気工作班員に可搬型バッテリー（炉外核計装装置用，放射線監視装置用）による電源供給を指示する。
- ③ 電気工作班員は，現場で原子炉安全保護盤（炉外核計装信号処理部）又は原子炉安全保護盤（放射線監視設備信号処理部）の電源を「切」とする。
- ④ 電気工作班員は，現場でケーブルを敷設し，可搬型バッテリー（炉外核計装装置用，放射線監視装置用）を原子炉安全保護盤（炉外核計装信号処理部）又は原子炉安全保護盤（放射線監視設備信号処理部）に接続する。
- ⑤ 電気工作班員は，可搬型バッテリー（炉外核計装装置用，放射線監視装置用）による電源供給を開始し，災害対策要員は計測結果を記録用紙に記録する。

(c) 操作の成立性

上記の現場対応は電気工作班員 2 名にて実施し，所要時間は，原子炉安全保護盤（炉外核計装信号処理部）については，約 50 分，原子炉安全保護盤（放射線監視設備信号処理部）については，約 35 分を想定している。

円滑に作業ができるように，移動経路を確保し，可搬型照明，通信設備等を整備する。

（添付資料 1.15.6，添付資料 1.15.7）

1.15.3 重大事故等時のパラメータを記録する手順

パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等)は、データ収集計算機、データ表示端末又は可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、可搬型計測器及び現場操作時のみ監視する現場の指示値で計測されるパラメータの値は記録用紙に記録する。

データ収集計算機、データ表示端末及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア(記録媒体)に保存する。

有効な監視パラメータのうち記録可能なものについては、データ収集計算機又は多様性拡張設備であるプラント計算機により計測結果及び警報等を記録する手順を整備する(第1.15.7表)。

(1) 手順着手の判断基準

重大事故等が発生したとき。

(2) 操作手順

重大事故等が発生し、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ(重大事故時等対処設備)の記録の概要は以下のとおり。

a. データ収集計算機による記録

データ収集計算機は、非常用電源又は代替電源から給電可能で、7日間以上の記録容量を持っている。重大事故等時のパラメータの値を継続して確認できるよう、記録された計測結果を定期的に取り出し保存する手順は以下のとおり。

- ① 災害対策要員は、データ表示端末にてデータ収集計算機及びデータ表示端末に記録された重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を、記録容量を超える前に定期的にメディア(記録媒体)に保存する。
- ② 災害対策要員は、メディア(記録媒体)に保存された重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測結果を印刷し、記録を保存する。

b. 可搬型温度計測装置による記録

- ① 災害対策要員は、可搬型温度計測装置に記録された、格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度の計測結果について、記録容量（7日間以上）を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。
- ② 災害対策要員は、メディアに保存された重要な監視パラメータの計測結果を印刷し、記録を保存する。

c. 現場指示計の記録

運転員は、原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作時に、現場指示計の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）の値を記録用紙へ記録する。

d. 可搬型計測器及び可搬型バッテリーによる電源供給時の記録

災害対策要員は、1.15.2.2(1)c.及びd.で得られた重要な監視パラメータのデータを記録用紙に記録する。

e. プラント計算機の記録

(a) 運転記録

定められたプロセスの計測結果を定時毎に記録し、日毎に帳票印刷する。

(b) 警報記録

プロセス値の異常な状態による中央制御盤の警報発信時、警報の状態を記録し、日毎に帳票印刷する。

また、プラントの過渡変化による重要警報のファーストアウト警報発生時、その発生順序（シーケンス）、トリップ状態、工学的安全施設作動信号及び工学的安全施設動作状況を記録し、事象発生時に帳票印刷する。

(c) 事故時データ収集記録

事象発生前後のプラント状態の推移を把握するため、定められたプロセス値のデータを収集、記録し、事象発生時に手動にて印刷する。

(3) 操作の成立性

データ収集計算機による記録は，データ収集計算機及びデータ表示端末の記録容量（7日以上）を超える前に，緊急時対策所内にて事務局員1名で行う。室内での端末操作であるため，対応が可能である。

可搬型温度計測装置による記録は，記録容量（7日間以上）を超える前に，現場でのデータ採取を運転員1名で行い，記録の作成を電気工作班員1名で行う。記録の作成は，室内での端末操作であるため，対応が可能である。

現場指示計の記録は，記録用紙への記録であり，運転員1名にて対応が可能である。

可搬型計測器の記録は記録用紙への記録であり，災害対策要員1名にて対応が可能である。

可搬型バッテリーによる電源供給時の記録用紙への記録であり，電気工作班員1名にて対応が可能である。

プラント計算機による記録は，中央制御室内での帳票印刷であり，運転班員1名で対応が可能である。

1.15.4 その他の手順項目にて考慮する手順

原子炉格納容器内の水素濃度監視の手順については，「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち，1.9.2.1(2)a.「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット」及び1.9.2.1(2)b.「ガス分析計」にて整備する。

アニュラス内の水素濃度監視の手順については，「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」のうち，1.10.2.1(2)a.「可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットによる水素濃度測定」及び1.10.2.1(2)b.「アニュラス水素濃度計による水素濃度測定」にて整備する。

全交流動力電源及び直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち，1.14.2.1「代替電源（交流）による給電手順等」及び1.14.2.2「代替電源（直流）による給電手順等」にて整備する。また，代替非常用発電機への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち，1.14.2.4「代替非常用発電機等への燃料補給の手順等」にて整備する。

原子炉格納容器内の放射線量率における代替パラメータとして有効なモニタリングステーション及びモニタリングポストなどによる空間

線量率測定については、「1.17 監視測定等に関する手順等」のうち、1.17.2.1(1)「モニタリングポスト及びモニタリングステーションによる放射線量の測定」にて整備する。

第 1.15.1 表 補助的な監視パラメータ (1 / 2)

分類	パラメータ	補助的な監視パラメータの分類理由
電源関係	泊幹線 1 L 電圧, 泊幹線 2 L 電圧	泊幹線 1 L, 2 L の受電状態を監視するパラメータ
	後志幹線 1 L 電圧, 後志幹線 2 L 電圧	後志幹線 1 L, 2 L の受電状態を監視するパラメータ
	甲母線電圧, 乙母線電圧	甲, 乙母線の受電状態を監視するパラメータ
	6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧	常用及び非常用高圧母線の受電状態を監視するパラメータ
	4-A 1, A 2, B 1, B 2, C 1, D 1 母線電圧	常用及び非常用低圧母線の受電状態を監視するパラメータ
	A, B-ディーゼル発電機電圧	ディーゼル発電機の運転状態を監視するパラメータ
	A, B-直流コントロールセンタ母線電圧	直流母線の受電状態を監視するパラメータ
	A, B, C, D-計装用交流分電盤電圧	計装用交流分電盤の受電状態を監視するパラメータ
	代替非常用発電機電圧, 電力, 周波数	代替非常用発電機の運転状態を確認するパラメータ
補機関係	高圧注入ポンプ出口圧力	高圧注入ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	高圧注入ポンプ入口圧力	
	A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量	
	A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量	
	高圧注入ポンプ電流	
	格納容器スプレイポンプ出口圧力	格納容器スプレイポンプの運転状態を確認するパラメータ
	格納容器スプレイポンプ入口圧力	
	格納容器スプレイポンプ電流	
	余熱除去ポンプ出口圧力	余熱除去ポンプの運転状態を確認するパラメータ
	余熱除去ポンプ入口圧力	
	余熱除去ポンプ電流	
	充てんライン圧力	B-充てんポンプの運転状態を確認するパラメータ
	B-充てんポンプ油冷却器及び封水冷却器補機冷却水流量	
	B-充てんポンプ電動機補機冷却水流量	
	代替格納容器スプレイポンプ出口圧力	代替格納容器スプレイポンプの運転状態を確認するパラメータ
タービン動補助給水ポンプ軸受油圧	タービン動補助給水ポンプの補助油ポンプ及び主油ポンプの運転状態を確認するパラメータ	

第 1.15.1 表 補助的な監視パラメータ (2 / 2)

分類	パラメータ	補助的な監視パラメータの分類理由
その他	原子炉補機冷却海水供給母管圧力	原子炉補機冷却海水系の運転状態を確認するパラメータ
	原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度	
	原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量	
	原子炉補機冷却水供給母管流量	原子炉補機冷却水系の運転状態を確認するパラメータ
	サブクール度	原子炉容器内のサブクール度を確認するパラメータ
	原子炉格納容器内水素処理装置温度	原子炉格納容器内水素処理装置の作動状態を確認するパラメータ
	格納容器水素イグナイタ温度	格納容器水素イグナイタの作動状態を確認するパラメータ
	ガス分析計による水素濃度	原子炉格納容器内の水素濃度を手分析により確認するパラメータ
	1次系純水補給ライン流量制御	原子炉補給水制御系の作動状態を確認するパラメータ
	1次系純水補給ライン流量積算制御	
	ほう酸補給ライン流量制御	
	ほう酸補給ライン流量積算制御	
	格納容器サンプル水位	原子炉格納容器内の漏えい状態を確認するパラメータ
	格納容器サンプル水位上昇率	
	凝縮液量測定装置水位	
	制御用空気圧力	制御用空気系の作動状態を確認するパラメータ
	体積制御タンク水位	充てんポンプの水源の状態を確認するパラメータ
	緊急ほう酸注入ライン流量	ほう酸ポンプによる炉心へのほう酸注入状況を確認するパラメータ
	アニュラス内圧力	アニュラス空気浄化ファンの運転状態を確認するパラメータ
	タービン非常遮断油圧	タービン主要弁の作動状態を確認するパラメータ
	CMF 自動作動警報	共通要因故障対策盤の作動状態を確認するパラメータ
	ECCS 作動	ECCS 作動信号の作動状態を確認するパラメータ
	弁表示 (EH)	タービン主要弁の作動状態を確認するパラメータ

第1.15.2表 重要な監視パラメータを計測する重要代替監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する重要な代替計器（重大事故等対処設備）（1/5）

分類	重要な監視パラメータ（注1） 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の 種類	可搬型 計測器	第1.15.3 図No
原子炉容器内の温度	1次冷却材温度（広域-高温側）※1	0~400℃	最大値:約340℃	1次系最高使用温度(343℃)及び炉心損傷の判断基準である350℃を超える温度を監視可能。なお、1次冷却材温度（広域-高温側）で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べやや低めの値を示すものの、炉心損傷を判断する時点（350℃）において大きな温度差は見られないことから、1次冷却材温度（広域-高温側）により炉心損傷を判断することが可能である。	3	S	A 計装用電源	測温抵抗体	可	①
	1次冷却材温度（広域-低温側）※1	0~400℃	最大値:約339℃		3	S	B 計装用電源	測温抵抗体	可	②
	1次冷却材圧力（広域）※1	0~21.0MPa [gage]	最大値:約17.8MPa [gage]	1次系最高使用圧力(17.16MPa [gage])の1.2倍（事故時の判断基準）である20.592MPa [gage]を監視可能。	2	S	C, D 計装用電源	弾性 圧力検出器	可	③
原子炉容器内の圧力	1次冷却材温度（広域-高温側）※2 1次冷却材温度（広域-低温側）※2			原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
	加圧器水位※1	0~100%	最大値:約99% 最小値:0%以下(注2)	原子炉容器上部に位置する加圧器上部胴上端近傍から下部胴下端近傍までの水位を監視可能。通常運転時及び事故時の1次冷却材保有水を制御し、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	A, B 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	④
原子炉容器内の水位	原子炉容器水位※1	0~100%	最大値:100% 最小値:0%	加圧器の下部に位置し、加圧器の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。重大事故等時において、加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視可能であり、事故対応が可能。	1	S _{機能維持}	A, B 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	⑤
	1次冷却材圧力（広域）※2			原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ						
原子炉容器への注水量	1次冷却材温度（広域-高温側）※2 1次冷却材温度（広域-低温側）※2			原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
	高圧注入流量	0~350m ³ /h	280m ³ /h	高圧注入ポンプの流量（280m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	2	S	A, B 計装用電源	差圧式 流量検出器	可	⑥
	低圧注入流量	0~1,100m ³ /h	1,090m ³ /h	余熱除去ポンプの流量（1,090m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	2	S	C, D 計装用電源	差圧式 流量検出器	可	⑦
	B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用） 代替格納容器 スプレイポンプ出口積算流量	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³) 0~200m ³ /h (0~10,000m ³)	-（注3） -（注3）	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの流量（1,290m ³ /h）を監視可能。 重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプの流量（140m ³ /h）を監視可能。	1 1	S _{機能維持} S _{機能維持}	B 直流電源 B 直流電源	差圧式 流量検出器 差圧式 流量検出器	可 可	⑧ ⑨
燃料取替用水ピット水位※2 補助給水ピット水位※2 加圧器水位※2 原子炉容器水位※2			水源を監視するパラメータと同じ							
1次冷却材圧力（広域）※2			原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同じ							
1次冷却材温度（広域-低温側）※2			原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ							
格納容器再循環ポンプ水位（広域）※2			原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ							

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器（重大事故等対処設備）（2 / 5）

分類	重要な監視パラメータ（注1） 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	個数 耐震性	電源	検出器の種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No
原子炉格納 容器への注 水量	B一格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用）			原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ					
	代替格納容器 スプレイポンプ出口積算流量			原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ （計測範囲は、重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器への注水流量（140m ³ /h）を監視可能。）					
	高圧注入流量 低圧注入流量			原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ					
	燃料取替用水ピット水位※2 補助給水ピット水位※2			原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ					
原子炉格納 容器内の温 度	格納容器再循環サンプ水位（広域） ※2			水源を監視するパラメータと同じ					
	格納容器内温度	0～220℃	最大値・約124℃	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ	2	S	C, D 計装用電源	測定抵抗体	⑦
原子炉格納 容器内の圧 力	原子炉格納容器圧力※2 格納容器圧力（AM用）※2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					
	原子炉格納容器圧力※1	0～0.35MPa [gage]	最大値・約0.241MPa [gage]	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（0.283MPa [gage]）を監視可能。	2	S	C, D 計装用電源	弾性 圧力検出器	⑧
	格納容器圧力（AM用）※1	0～1MPa [gage]	－（注3）	重大事故等時において格納容器最高使用圧力の2倍の圧 力（0.566MPa [gage]）を監視可能。	2	S ₃ 機能 維持	B 直流電源	弾性 圧力検出器	⑨
	格納容器内温度※2			原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ					
原子炉格納 容器内の水 位	格納容器再循環サンプ水位（広域） ※1	0～100%	100%	再循環可能水位（70%）を監視可能。重大事故等時にお いても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	C, D 計装用電源	差圧式 水位検出器	⑩
	格納容器再循環サンプ水位（狭域） ※1	0～100%	100%以上	再循環サンプ上端（約100%）を監視可能。狭域水位の 100%は、広域水位の約48%に相当。重大事故等時にお いても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	C, D 計装用電源	差圧式 水位検出器	⑪
	格納容器水位※1	ON-OFF	－（注3）	重大事故等時において、格納容器内への注入量の制限レ ベルに達したことを監視可能。	1	S ₃ 機能 維持	B 計装用電源	電極式 水位検出器	⑫
	原子炉下部キャビティ水位※1 燃料取替用水ピット水位※2 補助給水ピット水位※2	ON-OFF	－（注3）	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに溶融炉 心の冷却に必要な水量があることを監視可能。	1	S ₃ 機能 維持	B 計装用電源	電極式 水位検出器	⑬
	B一格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用）※2 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量※2			水源を監視するパラメータと同じ					

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器 (重大事故等対処設備) (3 / 5)

分類	重要な監視パラメータ (注1) 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	個数 耐震性	電源	検出器の種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No
原子炉格納 容器内の水 素濃度	格納容器内水素濃度	0 ~ 20vol%	— (注3)	重大事故等時において、変動範囲 (0~13vol%) を監視可能	1 (可搬)	B 計装用電源	熱伝導式 検出器	—	⑭
	原子炉格納容器圧力※2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					
原子炉格納 容器内の放 射線量率	格納容器内高レンジ エリアモニタ (低レンジ) ※1	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	10^5mSv/h 以下 (注4)	炉心損傷判断の値である 10^5mSv/h を超える放射線量率を監視可能。格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) と格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の計測範囲はオーバーラップするように設定。	2	C, D 計装用電源	電離箱	(注10)	⑮
	格納容器内高レンジ エリアモニタ (高レンジ) ※1	$10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$			2	C, D 計装用電源	電離箱	(注10)	⑯
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束※1	$0 \sim 120\%$ ($3.3 \times 10^7 \sim 1.2 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約 194 倍 (注5) 設計基準事故 「制御棒飛び出し」	設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。通常運転時の変動範囲 0 ~ 100% に対し、0 ~ 120% を監視可能。	4 ※3	A, B, C, D 計装用電源	γ 線非補償型 電離箱	(注10)	⑰
	中間領域中性子束※1	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{A}$ ($1.3 \times 10^7 \sim 6 \times 10^{10} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。	2	A, B 計装用電源	γ 線補償型 電離箱	(注10)	
	中性子源領域中性子束※1	$1 \sim 10^6 \text{cps}$ ($10^7 \sim 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)		通常運転時の変動範囲 $1 \sim 10^5 \text{cps}$ に対し、 $1 \sim 10^6 \text{cps}$ を監視可能	2	A, B 計装用電源	比例計数管	(注10)	
	1 次冷却材温度 (広域-高温側) ※2 1 次冷却材温度 (広域-低温側) ※2			原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ					
7 ニュートリス内の 水素濃度	ほう酸タンク水位※2 アニュウラ水素濃度 (可搬型) ※1	0 ~ 20vol%	— (注3)	重大事故等時において、変動範囲 (0~1vol%) を監視可能	1 (可搬)	B 計装用電源	熱伝導式 検出器	—	⑳

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器（重大事故等対処設備）（4 / 5）

分類	重要な監視パラメータ（注1） 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No
最終ヒート シンクの確 保	原子炉格納容器圧力※1			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ						
	蒸気発生器水位（狭域）※1	0～100%	最大値：100%以上（注6） 最小値：0%以下（注7）	湿分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器水位（広域）」と相まって、重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。	6	S	A, B 計装用電源	差圧式水位 検出器 （注9）	可	⑮
	蒸気発生器水位（広域）※1	0～100%	最大値：100%以上（注6） 最小値：0%以下（注7）	湿分離器下端から管板付近まで監視可能。重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。（注8）	3	S	A, B, C 計装用電源	差圧式水位 検出器 （注9）	可	
	補助給水流量※1	0～130m ³ /h	50m ³ /h	補助給水流量（50m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	3	S	B, C, D 計装用電源	差圧式流量 検出器	可	⑲
	主蒸気ライン圧力※1	0～8.5MPa [gage]	最大値：約 7.8MPa [gage]	2次系最高使用圧力（7.48MPa [gage]）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	6	S	C, D 計装用電源	弾性 圧力検出器	可	⑳
	原子炉補機冷却水 サージタンク水位	0～100%	100%	変動範囲0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	C, D 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	㉑
	原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（可搬型）※2	0～1.0MPa [gage]	—（注3）	原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標 0.28MPa [gage]を監視可能。	1	— （可搬）	—	ブルドン管型 （弾性変形）	—	㉒
	格納容器再循環ユニット 入口温度／出口温度※1	0～200℃を 計測可能 （汎用温度 計）	—（注2）	格納容器最高使用温度（132℃）及び重大事故時の格納容器最高温度（141℃）を超える温度を監視可能。	3 ※4	— （可搬）	電源内蔵	測温抵抗体	可	㉓
	格納容器圧力（AM用）※2			原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ						
	格納容器内温度※2			原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
	1次冷却材温度（広域-高温側）※2 1次冷却材温度（広域-低温側）※2			原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
	補助給水ピット水位※2			水源を監視するパラメータと同じ						
	1次冷却材圧力（広域）※2			原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ						

第 1.15.2 表 重要な監視パラメータを計測する重要計器及び重要代替監視パラメータを計測する重要代替計器（重大事故等対処設備）（5 / 5）

分類	重要な監視パラメータ（注1） 重要代替監視パラメータ	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	個数	耐震性	電源	検出器の種類	可搬型 計測器	第 1.15.3 図 No
格納容器ハ イパスの監 視	蒸気発生器水位（狭域）※1 蒸気発生器水位（広域）※2 主蒸気ライン圧力※1 補助給水流量※2			最終ヒートシンク確保を監視するパラメータと同じ						
	1 次冷却材圧力（広域）※1			原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同じ						
	1 次冷却材温度（広域-高温側）※2 1 次冷却材温度（広域-低温側）※2			原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同じ						
	加圧器水位※2			原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同じ						
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※2			原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ						
	燃料取替用水ピット水位	0~100%	100%	変動範囲 0~100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	A, B 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	㉔
	ほう酸タンク水位	0~100%	100%	変動範囲 0~100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	A, B 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	㉕
	補助給水ピット水位	0~100%	100%	変動範囲 0~100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2	S	A, B 計装用電源	差圧式 水位検出器	可	㉖
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※2			原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ						
	高圧注入流量※2 低圧注入流量※2 B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用）※2 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量※2			原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同じ						
水源の確保	補助給水流量※2			最終ヒートシンク確保を監視するパラメータと同じ						
	出力領域中性子束※2 中間領域中性子束※2 中性子源領域中性子束※2			未臨界の維持又は監視をするパラメータと同じ						

※1：重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ，※2：重要代替監視パラメータ，※3：上部と下部の中性子束平均値，※4：入口用1個，出口用2個

- (注1) 重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの値については，データ収集計算機及びデータ表示装置又は可搬型温度計測装置によりデータを記録する。なお，原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）は加圧操作時の一時的な監視であり，記録用紙へ記録する。
- (注2) 計測範囲を一時的に超えるが，このときには1次冷却材圧力（広域）と1次冷却材温度によって原子炉の冷却状態を監視する。
- (注3) 重大事故等時に使用するための設備のため，設計基準事故時は値なし。
- (注4) 炉心損傷判断の値は10⁵mSv/hであり，設計基準事故では炉心損傷しないことからこの値を下回る。
- (注5) 120%定格出力を超えるが，かつ出力上昇及び低下は急峻であるため運転監視に影響はない。
- (注6) 計測範囲を一時的に超えるが，100%以上であることで冷却されていることを監視可能。
- (注7) 計測範囲を一時的に超えるのは，破断側の蒸気発生器においてであり，健全側の蒸気発生器の水位は監視可能。
- (注8) 蒸気発生器水位（広域）下端を一時的に下回る重大事故等時の現象があるが，下回っていることで蒸気発生器がドライアウトしている又はその恐れがあることを監視可能。
- (注9) 検出器取付部に基準配管に水を満たした構造（コンデンソータ）があり，蒸気発生器の急激な減圧やドライアウト時に，基準配管の水が蒸発し，高めで不確かな水位を示す可能性がある。
- (注10) 直流電源喪失時は，代替非常用発電機等により電源を供給可能であるが，さらに，専用の可搬型バッテリーにより計器を使用可能。

第 1.15.3 表 重要な監視パラメータを計測する常用計器及び重要代替監視パラメータを計測する常用代替計器（多様性拡張設備）

分類	重要監視パラメータを計測する常用計器 重要代替監視パラメータを計測する常用代替計器	計測範囲	個数	電源
原子炉容器内の水位	加圧器水位 * 2	0~100%	2	C, D 計装用電源
原子炉容器への注水量	加圧器水位 * 1	原子炉容器内の水位を監視する項目と同様		
原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器圧力 * 1	原子炉格納容器内の圧力を監視する項目と同様		
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力 * 2	0~0.35MPa[gage]	2	A, B 計装用電源
原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉格納容器圧力 * 1	原子炉格納容器内の圧力を監視する項目と同様		
最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器圧力 * 2	原子炉格納容器内の圧力を監視する項目と同様		
	主蒸気ライン圧力 * 2	0~8.5MPa[gage]	6	A, B 計装用電源
	蒸気発生器水位（狭域） * 2	0~100%	6	C, D 計装用電源
格納容器バイパスの監視	加圧器水位 * 1	原子炉容器内の水位を監視する項目と同様		
	主蒸気ライン圧力 * 2	最終ヒートシンクの確保を監視する項目と同様		
	蒸気発生器水位（狭域） * 2			

* 1 : 分類のうち、重要代替監視パラメータを計測する常用代替計器としてのみ使用する。

* 2 : 分類のうち、重要な監視パラメータを計測する常用計器及び重要代替監視パラメータを計測する常用代替計器として使用する。

第 1.15.4 表 有効な監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器（多様性拡張設備）（1/3）

分類	有効な監視パラメータ 常用代替監視パラメータ	重要代替計器	計測範囲	個数	電源
原子炉容器内の 温度	炉心出口温度	1次冷却材温度（広域－高温側）	40～1300℃	39	B 直流電源 *3
		1次冷却材温度（広域－低温側）			
原子炉容器内の 圧力	加圧器圧力	1次冷却材圧力（広域）	11.0～ 17.5MPa[gage]	4	A, B, C, D 計装用電源
原子炉容器内の 水位	1次冷却システムループ水位*1	1次冷却材温度（広域－高温側）	T. P. 22.57～ T. P. 23.14m	2	E 計装用電源
		1次冷却材温度（広域－低温側）			
	炉心出口温度*2	—	40～1300℃	39	B 直流電源 *3
	余熱除去ポンプ出口圧力*2	—	0～5.0MPa[gage]	2	E 計装用電源
	サブクール度*2	—	-200～200℃	2	E 計装用電源
原子炉容器内へ の注水量	B－格納容器スプレイ流量*1	燃料取替用水ピット水位	0～1300m ³ /h	1	E 計装用電源
		加圧器水位			
		原子炉容器水位			
		格納容器再循環サンプル水位（広域）			
	充てん流量*1	燃料取替用水ピット水位	0～70m ³ /h	1	E 計装用電源
		加圧器水位			
		原子炉容器水位			
		格納容器再循環サンプル水位（広域）			
	蓄圧タンク圧力*1	1次冷却材圧力（広域）	0～6.0MPa[gage]	6	E 計装用電源
		1次冷却材温度（広域－低温側）			
	蓄圧タンク水位*1	1次冷却材圧力（広域）	0～100%	6	E 計装用電源
		1次冷却材温度（広域－低温側）			
原子炉格納容器 内への注水量	格納容器スプレイ流量*1	燃料取替用水ピット水位	0～1300m ³ /h	2	E 計装用電源
		格納容器再循環サンプル水位（広域）			
	充てん流量*1	燃料取替用水ピット水位	0～70m ³ /h	1	E 計装用電源
		格納容器再循環サンプル水位（広域）			
原子炉格納容器 内の温度	—	—	—	—	—
原子炉格納容器 内の圧力	格納容器圧力（狭域）*2	—	-10～ 30kPa[gage]	1	E 計装用電源
原子炉格納容器 内の水位	—	—	—	—	—
原子炉格納容器 内の水素濃度	ガス分析計による水素濃度*2	—	0～100vol%	1	A1 原子炉 コントロールセンタ
アニュラス内の 水素濃度	アニュラス水素濃度	アニュラス水素濃度（可搬型）	0～20vol%	1	B 計装用電源

*1：分類のうち、有効な監視パラメータとしてのみ使用する。

*2：分類のうち、常用代替監視パラメータとしてのみ使用する。

*3：通常時，E計装用電源より給電する。

第 1.15.4 表 有効な監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器（多様性拡張設備）（2/3）

分類	有効な監視パラメータ 常用代替監視パラメータ	重要代替計器	計測範囲	個数	電源
原子炉格納容器内の放射線量率	モニタリングポスト*2 モニタリングステーション*2	低レンジ 高レンジ	8.7×10 ⁻¹ ～ 1.0×10 ⁴ nGy/h 1.0×10 ³ ～ 1.0×10 ⁸ nGy/h	8	Bタービン コントロールセンタ
	エアロックエリアモニタ	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	1～10 ⁵ μSv/h	1	E 計装用電源
	炉内核計装区域エリアモニタ	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	1～10 ⁵ μSv/h	1	E 計装用電源
	格納容器じんあいモニタ*1	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	10～10 ⁷ cpm	1	E 計装用電源 A1 原子炉 コントロールセンタ
	格納容器ガスモニタ*1	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	10～10 ⁷ cpm	1	E 計装用電源 A1 原子炉 コントロールセンタ
未臨界の維持 又は監視	中間領域起動率	中間領域中性子束	-0.5～5.0DPM	2	E 計装用電源
		中性子源領域中性子束			
	中性子源領域起動率	中性子源領域中性子束	-0.5～5.0DPM	2	E 計装用電源
		中間領域中性子束			
最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)*1	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	0～1.0MPa[gage]	1	—
	C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量*1	格納容器内温度	0～120m ³ /h	2	—
		原子炉格納容器圧力			
	C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度*1	格納容器再循環ユニット入口温度/ 出口温度	0～100℃	2	E 計装用電源
	B-原子炉補機冷却水戻り母管温度*1	格納容器再循環ユニット入口温度/ 出口温度	0～100℃	1	E 計装用電源
	主蒸気流量*1	主蒸気ライン圧力	0～2000t/h	9	E 計装用電源
蒸気発生器水位 (狭域)					
蒸気発生器水位 (広域)					
補助給水流量					
格納容器パイパスの監視	復水器排気ガスモニタ*1	蒸気発生器水位 (狭域)	10～10 ⁷ cpm	1	E 計装用電源 A1 原子炉 コントロールセンタ
		主蒸気ライン圧力			
	蒸気発生器ブローダウン水モニタ*1	蒸気発生器水位 (狭域)	10～10 ⁷ cpm	1	E 計装用電源
		主蒸気ライン圧力			
	高感度型主蒸気管モニタ*1	蒸気発生器水位 (狭域)	1～10 ⁶ cpm	3	E 計装用電源
		主蒸気ライン圧力			
	排気筒ガスモニタ*1	1次冷却材圧力 (広域)	10～10 ⁷ cpm	2	E 計装用電源 A1, B1 原子炉 コントロールセンタ
		加圧器水位			
格納容器再循環サンプル水位 (広域)					
蒸気発生器水位 (狭域)					
		主蒸気ライン圧力			

*1：分類のうち、有効な監視パラメータとしてのみ使用する。
*2：分類のうち、常用代替監視パラメータとしてのみ使用する。

第 1.15.4 表 有効な監視パラメータを計測する常用計器及び常用代替監視パラメータを計測する常用代替計器（多様性拡張設備）（3/3）

分類	有効な監視パラメータ 常用代替監視パラメータ	重要代替計器	計測範囲	個数	電源
格納容器バイパスの監視	排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ) *1	1次冷却材圧力 (広域)	10~10 ⁷ cpm	1	E 計装用電源 B1 原子炉 コントロールセンタ
		加圧器水位			
		格納容器再循環サンプ水位 (広域)			
		蒸気発生器水位 (狭域)			
		主蒸気ライン圧力			
	排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ) *1	1次冷却材圧力 (広域)	10~10 ⁷ cpm	1	E 計装用電源 B1 原子炉 コントロールセンタ
		加圧器水位			
		格納容器再循環サンプ水位 (広域)			
		蒸気発生器水位 (狭域)			
		主蒸気ライン圧力			
	補助建屋サンプタンク水位 *1	1次冷却材圧力 (広域)	0~100%	2	F 計装用電源
		加圧器水位			
		格納容器再循環サンプ水位 (広域)			
		蒸気発生器水位 (狭域)			
		主蒸気ライン圧力			
	余熱除去ポンプ出口圧力	1次冷却材圧力 (広域)	0~5.0MPa[gage]	2	E 計装用電源
		加圧器水位			
		格納容器再循環サンプ水位 (広域)			
		蒸気発生器水位 (狭域)			
主蒸気ライン圧力					
加圧器圧力 *2	—	11.0~ 17.5MPa[gage]	4	A, B, C, D 計装用電源	
加圧器逃がしタンク圧力 *1	1次冷却材圧力 (広域)	0~1.0MPa[gage]	1	E 計装用電源	
	加圧器水位				
加圧器逃がしタンク水位 *1	1次冷却材圧力 (広域)	0~100%	1	E 計装用電源	
	加圧器水位				
加圧器逃がしタンク温度 *1	1次冷却材圧力 (広域)	0~150℃	1	E 計装用電源	
	加圧器水位				
余熱除去冷却器入口温度 *1	1次冷却材圧力 (広域)	0~200℃	2	E 計装用電源	
	加圧器水位				
余熱除去冷却器出口温度 *1	1次冷却材圧力 (広域)	0~200℃	2	E 計装用電源	
	加圧器水位				
格納容器サンプ水位 *2	—	0~100%	2	A, E 計装用電源	
水源の確保	格納容器スプレイ流量 *2	—	0~1300m ³ /h	2	E 計装用電源
	充てん流量 *2	—	0~70m ³ /h	1	E 計装用電源
	緊急ほう酸注入ライン流量 *2	—	0~35m ³ /h	1	E 計装用電源

* 1 : 分類のうち、有効な監視パラメータとしてのみ使用する。

* 2 : 分類のうち、常用代替監視パラメータとしてのみ使用する。

第 1.15.5 表 重大事故等における対応手段と整備する手順

分類	機能喪失の想定	対応手段	対応設備	設備分類 * 6	整備する手順書	手順の分類			
監視機能の喪失	計器の故障	他チャンネル又は他ループによる計測*1	当該パラメータの他チャンネル又は他ループの重要計器	重大事故等 対処設備	a	余熱除去設備の異常時における対応手順等	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書		
			当該パラメータの他チャンネル又は他ループの常用計器	拡張設備 多様性					
		代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	a			全交流動力電源喪失時における対応手順等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
			常用代替計器	拡張設備 多様性					
	計器の計測範囲を超えた場合	代替パラメータによる推定	重要代替計器	重大事故等 対処設備	a	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書		
			常用代替計器	拡張設備 多様性					
可搬型計測器による計測		可搬型計測器	重大事故等 対処設備	a					
計器電源の喪失	全交流動力電源喪失 直流電源喪失	代替電源の供給 (交流)	代替非常用発電機*2	重大事故等 対処設備	a	余熱除去設備の異常時における対応手順 全交流動力電源喪失時における対応手順	故障及び設計基準事象に対処する運転手順書 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書		
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽*3						
			可搬型タンクローリー*3						
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ*3*5						
			可搬型バッテリー (炉外核計装装置用, 放射線監視装置用)					拡張設備 多様性	
		代替電源の供給 (直流)	後備蓄電池*2	重大事故等 対処設備	a			炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			可搬型直流電源用発電機*2						
可搬型直流変換器*2									
可搬型計測器による計測	可搬型計測器	重大事故等*4 対処設備	a						
—	—	記録	データ収集計算機	重大事故等 対処設備	a	緊急時対策所運用手順 事故時重要パラメータ計測手順	重大事故等発生時及び大規模損壊発生時に対処する手順書		
			データ表示端末						
			可搬型温度計測装置 (可搬型温度計からデータを収集する設備)						
			プラント計算機					拡張設備 多様性	

* 1 : 他のチャンネル又は他ループの計器がある場合

* 2 : 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

* 3 : 代替非常用発電機の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順」にて整備する。

* 4 : 全交流動力電源及び非常用直流電源喪失時は、代替電源により電源を供給可能であるが、さらに、可搬型計測器により監視が可能。

* 5 : ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。

* 6 : 重大事故対策において用いる設備の分類

a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1 / 15)

【推定ケース】

- ケース 1 : 同一物理量で推定 (温度, 圧力, 水位, 流量, 放射線量率) する。
- ケース 2 : 水位を注水源若しくは注入先の水位変化又は注水量から推定する。
- ケース 3 : 流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4 : 除熱状態を温度, 圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 5 : 1 次系からの漏えいを水位, 圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 6 : 圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定する。
- ケース 7 : ほう素濃度と炉心の未臨界性により推定する。
- ケース 8 : 装置の動作特性により推定する。
- ケース 9 : あらかじめ評価したパラメータの相関関係 (ケース 6 を除く) により推定する。

なお, 代替パラメータによる推定にあたっては, 代替パラメータの誤差による影響を考慮する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉容器内の温度	1 次冷却材温度 (広域-高温側)	① 1 次冷却材温度 (広域-低温側) ② [炉心出口温度] ※ 1	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> • 1 次冷却材温度 (広域-高温側) の計測が困難となった場合は, 1 次冷却材温度 (広域-低温側) により推定する。この推定方法では, 重大事故等時において約 10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮する。また, 使用可能であれば炉心出口温度 (多様性拡張設備) により, 原子炉容器内の温度を推定する。
	1 次冷却材温度 (広域-低温側)	① 1 次冷却材温度 (広域-高温側) ② [炉心出口温度] ※ 1	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> • 1 次冷却材温度 (広域-低温側) の計測が困難となった場合は, 1 次冷却材温度 (広域-高温側) により推定する。この推定方法では, 重大事故等時において約 10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮する。また, 使用可能であれば炉心出口温度 (多様性拡張設備) により, 原子炉容器内の温度を推定する。
	[炉心出口温度] ※ 1	① 1 次冷却材温度 (広域-高温側) ② 1 次冷却材温度 (広域-低温側)	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> • 炉心出口温度 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は, 1 次冷却材温度 (広域-高温側) 又は 1 次冷却材温度 (広域-低温側) により推定する。推定は, 炉心出口のより直接的なパラメータである 1 次冷却材温度 (広域-高温側) を優先する。1 次冷却材温度 (広域-高温側) と炉心出口温度 (多様性拡張設備) の関係は, 炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点 (350℃) において, 1 次冷却材温度 (広域-高温側) の方がやや低い値を示すものの, 大きな温度差は見られないことから, 1 次冷却材温度 (広域-高温側) により炉心損傷を判断することが可能である。

番号: 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※ 1 耐震性, 耐環境性がないパラメータ, ※ 2 耐震性, 耐環境性がなく, 常用電源のパラメータ
 [] : 有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2 / 15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法	
原子炉容器内の圧力	1 次冷却材圧力 (広域)	① [加圧器圧力] ※ 1	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 1 次冷却材圧力 (広域) の計測が困難となった場合は、原子炉容器内が飽和状態であれば、1 次冷却材温度 (広域-高温側) 又は 1 次冷却材温度 (広域-低温側) により、圧力を推定する。推定は、1 次冷却材温度 (広域-高温側)、1 次冷却材温度 (広域-低温側) の順で優先し使用する。原子炉容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。また、使用可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力 (多様性拡張設備) にて推定する。 加圧器圧力の計測が困難となった場合は、測定範囲が広い 1 次冷却材圧力 (広域) により圧力を推定する。 	
		② 1 次冷却材温度 (広域-高温側)	ケース 6		
		③ 1 次冷却材温度 (広域-低温側)	ケース 6		
原子炉容器内の水位	[加圧器圧力] ※ 1	① 1 次冷却材圧力 (広域)	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉容器水位により、原子炉容器内の水位を推定する。また、サブクール度 (多様性拡張設備)、1 次冷却材圧力 (広域) 及び 1 次冷却材温度 (広域-高温側) により原子炉容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心先端以上で冠水状態であることを確認する。 推定は、原子炉容器内の水位を直接計測している原子炉容器水位を優先するが、加圧器の下部に位置しているため、加圧器水位の測定範囲を考慮する。 	
		① 原子炉容器水位	ケース 1		
	加圧器水位	② [サブクール度] ※ 2	ケース 6	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器水位の計測が困難となった場合は、加圧器水位により、原子炉容器内の水位を推定する。また、サブクール度 (多様性拡張設備)、1 次冷却材圧力 (広域)、炉心出口温度 (多様性拡張設備)、1 次冷却材温度 (広域-高温側) 及び 1 次冷却材温度 (広域-低温側) によりサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心先端以上で冠水状態であることを確認する。 推定は、原子炉容器内の水位を直接計測している加圧器水位を優先するが、原子炉容器水位の測定範囲の上部に位置しているため、原子炉容器水位の測定範囲を考慮する。 	
		② 1 次冷却材温度 (広域-高温側)	ケース 6		
	原子炉容器水位	② 1 次冷却材温度 (広域-低温側)	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器水位の計測が困難となった場合は、加圧器水位により、原子炉容器内の水位を推定する。また、サブクール度 (多様性拡張設備)、1 次冷却材圧力 (広域)、炉心出口温度 (多様性拡張設備)、1 次冷却材温度 (広域-高温側) 及び 1 次冷却材温度 (広域-低温側) によりサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心先端以上で冠水状態であることを確認する。 推定は、原子炉容器内の水位を直接計測している加圧器水位を優先するが、原子炉容器水位の測定範囲の上部に位置しているため、原子炉容器水位の測定範囲を考慮する。 	
		② 1 次冷却材温度 (広域-低温側)	ケース 6		
	[1 次冷却系統ループ水位] ※ 2	① 1 次冷却材温度 (広域-高温側)	ケース 6	<ul style="list-style-type: none"> プラント停止中における RCS ミッドループ運転時において、1 次冷却系統ループ水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1 次冷却材温度 (広域-高温側) 又は 1 次冷却材温度 (広域-低温側) の変化により水位を推定する。また、使用可能であれば及び余熱除去ポンプ出口圧力 (多様性拡張設備) の傾向監視により水位変化を推定する。 	
		① 1 次冷却材温度 (広域-低温側)	ケース 4		
			② [余熱除去ポンプ出口圧力] ※ 2	ケース 4	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※ 1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※ 2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ

[] : 有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3 / 15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉容器への注水量	高圧注入流量	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 3	<ul style="list-style-type: none"> 高圧注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。 LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	低圧注入流量	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 3	<ul style="list-style-type: none"> 低圧注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい注水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。 LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用)	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 3	<ul style="list-style-type: none"> B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい注水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。 LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	[B-1格納容器スプレイ流量] ※2	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 3	<ul style="list-style-type: none"> B-1格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい注水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。 LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	①燃料取替用水ピット水位 ①補助給水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 3	<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。この推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい注水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位を優先して使用する。 燃料取替用水ピット及び補助給水ピットに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。 LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1 耐震性，耐環境性がないパラメータ，※2 耐震性，耐環境性がなく，常用電源のパラメータ
 []：有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4 / 15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉容器への注水量	[充てん流量] ※2	①燃料取替用水ピット水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 3	<ul style="list-style-type: none"> 充てん流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい注水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。 LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。
	[蓄圧タンク圧力] ※2	① 1 次冷却材圧力 (広域) ① 1 次冷却材温度 (広域-低温側)	ケース 4	<ul style="list-style-type: none"> 蓄圧タンク圧力 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び 1 次冷却材温度 (広域-低温側) の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。
	[蓄圧タンク水位] ※2	① 1 次冷却材圧力 (広域) ① 1 次冷却材温度 (広域-低温側)	ケース 4	<ul style="list-style-type: none"> 蓄圧タンク水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1 次冷却材圧力 (広域) 及び 1 次冷却材温度 (広域-低温側) の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性，耐環境性がないパラメータ，※2 耐震性，耐環境性がなく，常用電源のパラメータ

[]：有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5 / 15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	B-1 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用)	① 燃料取替用水ピット水位 ② 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 3	<ul style="list-style-type: none"> B-1 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピットの水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	① 燃料取替用水ピット水位 ① 補助給水ピット水位 ② 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 3	<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位を優先して使用する。燃料取替用水ピットに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。
	高圧注入流量	① 燃料取替用水ピット水位 ② 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 3	<ul style="list-style-type: none"> 高圧注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。
	低圧注入流量	① 燃料取替用水ピット水位 ② 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 3	<ul style="list-style-type: none"> 低圧注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。
	[充てん流量] ※ 2	① 燃料取替用水ピット水位 ② 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 3	<ul style="list-style-type: none"> 充てん流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。
	[格納容器スプレイ流量] ※ 2	① 燃料取替用水ピット水位 ② 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 3	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の傾向監視により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット水位を優先して使用する。
	格納容器内温度	① 原子炉格納容器圧力 ② 格納容器圧力 (AM 用)	ケース 6	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内温度の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力 (AM 用) により、温度を推定する。推定は、より詳細な値を把握できる原子炉格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさを考慮する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※ 1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※ 2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 []：有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力	①格納容器圧力 (AM 用) ① [格納容器圧力 (狭域)] ※2 ②格納容器内温度	ケース 1 ケース 6	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力の計測が困難となった場合は、格納容器圧力 (AM 用) 又は格納容器圧力 (狭域) (多様性拡張設備) により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器圧力 (AM 用) 又は格納容器圧力 (狭域) (多様性拡張設備) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさを生じることがある。
		格納容器圧力 (AM 用)	ケース 1 ケース 6	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力 (AM 用) の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力 (狭域) (多様性拡張設備) により推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力 (狭域) (多様性拡張設備) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさを生じることがある。
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ②原子炉下部キャビティ水位 ②格納容器水位	ケース 1 ケース 2	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器再循環サンプ水位 (狭域)、原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位及び水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、注水積算量である B-1 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用)、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、測定範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができれば格納容器再循環サンプ水位 (狭域) を優先する。
		③燃料取替用水ピット水位 ③補助給水ピット水位 ③ B-1 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) ③代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	ケース 1 ケース 2	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) との相関関係により水位を推定する。
		①格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉下部キャビティ水位の計測が困難となった場合、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 又は水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B-1 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先する。
		①燃料取替用水ピット水位 ①補助給水ピット水位 ① B-1 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) ①代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	ケース 2	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器水位の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B-1 格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 及び代替格納容器内の水位により原子炉格納容器内の水位を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 []：有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第1.15.6表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (7/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	①主要パラメータの予備	ケース1	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型の格納容器内水素濃度が故障した場合は、予備の格納容器内水素濃度により推定する。 格納容器内水素濃度の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの動作時の温度特性により原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であることを確認する。 原子炉格納容器圧力により推定する場合は、あらかじめ評価している格納容器内水素濃度と原子炉格納容器内圧力の相関関係を用いてから、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるかを推定する。 なお、原子炉格納容器圧力により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する場合は、水素発生量を保守的（水素濃度を高め）に評価しているため、大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認に対し、安全側の判断を行う。 使用可能であればガス分析計（多様性拡張設備）により水素濃度を確認し、ガス分析計の結果に基づき水素濃度を推定する。
		②原子炉格納容器圧力	ケース9	
		③〔ガス分析計による水素濃度〕※2	ケース1	
アニュラス内の水素濃度	アニュラス水素濃度（可搬型）	①主要パラメータの予備	ケース1	<ul style="list-style-type: none"> アニュラス水素濃度（可搬型）が故障した場合は、予備のアニュラス水素濃度（可搬型）により推定する。 使用可能であれば、アニュラス水素濃度（可搬型）の準備作業中はアニュラス水素濃度（多様性拡張設備）により水素濃度を推定する。なお、多様性拡張設備であるアニュラス水素濃度は、アニュラス部の温度や放射線の環境条件により指示値に影響があるため、参考値として扱う。
		②〔アニュラス水素濃度〕		
	〔アニュラス水素濃度〕※1	①アニュラス水素濃度（可搬型） ②代替パラメータの予備	ケース1	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 []：有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第1.15.6表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) ① [モニタリングポスト及びモニタリングステーション] ※2	ケース1	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション (多様性拡張設備) の指示の上昇を傾向監視し、急上昇 (バックグラウンド値より数倍から1桁急上昇) により、炉心損傷のおそれが生じているかを推定する。
	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	①格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) ② [エアロックエリアモニタ] ※2 ② [炉内核計装区域エリアモニタ] ※2	ケース1	・格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の計測が困難になった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)、エアロックエリアモニタ (多様性拡張設備) 及び炉内核計装区域エリアモニタ (多様性拡張設備) の指示の上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれがない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の測定範囲より低く、エアロックエリアモニタ (多様性拡張設備) 及び炉内核計装区域エリアモニタ (多様性拡張設備) 測定範囲より高い場合は、その間の放射線量と推定する。
	[格納容器じんあいモニタ] ※2	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	ケース1	・格納容器じんあいモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	[格納容器ガスモニタ] ※2	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	ケース1	・格納容器ガスモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	[エアロックエリアモニタ] ※2	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	ケース1	・エアロックエリアモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。
	[炉内核計装区域エリアモニタ] ※2	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	ケース1	・炉内核計装区域エリアモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1 耐震性，耐環境性がないパラメータ，※2 耐震性，耐環境性がなく，常用電源のパラメータ
 []：有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9 / 15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	出力領域中性子束	① 中間領域中性子束	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束、1 次冷却材温度 (広域-低温側) と 1 次冷却材温度 (広域-高温側) の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。また、1 次冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲であれば、原子炉出力及び 1 次冷却材温度 (広域-高温側) と 1 次冷却材温度 (広域-低温側) の温度差の相関関係から推定する。 ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することでも未臨界状態の維持を推定する。
		② 1 次冷却材温度 (広域-高温側) ② 1 次冷却材温度 (広域-低温側)	ケース 4	
		③ ほう酸タンク水位	ケース 7	
	中間領域中性子束	① 出力領域中性子束 ① 中性子源領域中性子束	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 中間領域中性子束の計測が困難になった場合は、出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の測定範囲下限と中性子源領域中性子束の測定範囲上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。 ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することでも未臨界状態の維持を推定する。
		② ほう酸タンク水位	ケース 7	
	中性子源領域中性子束	① 中間領域中性子束	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 中性子源領域中性子束の計測が困難になった場合は、中間領域中性子束の測定範囲であれば、中間領域中性子束により推定を行う。なお、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。 ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することでも未臨界状態の維持を推定する。
		② ほう酸タンク水位	ケース 7	
	〔中間領域起動率〕※1	① 中間領域中性子束 ② 中性子源領域中性子束 ② 〔中性子源領域起動率〕※1	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 中間領域起動率 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束により起動率を推定する。なお、中性子源領域中性子束の測定範囲の場合、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率 (多様性拡張設備) により推定する。
		① 中性子源領域起動率 ※1 ② 中間領域中性子束 ② 〔中間領域起動率〕※1	ケース 1	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 []：有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	原子炉格納容器圧力	①格納容器圧力 (AM用)	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力の計測が困難となった場合は、格納容器圧力 (AM用) により、圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器圧力 (AM用) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることがある。
		②格納容器内温度	ケース 6	
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	ケース 4	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サージタンク水位の計測が困難な場合は、格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度による傾向監視により、原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系統が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。この場合は、可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) を接続し推定する。
	[原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)] ※ 1	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用) (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) により推定する。この場合は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) を接続し計測する。
	[C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] ※ 2	①格納容器内温度 ①原子炉格納容器圧力	ケース 4	<ul style="list-style-type: none"> C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	①主要パラメータの予備 ②格納容器内温度 ②原子炉格納容器圧力	ケース 4	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の計測が故障した場合は、予備の格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度により計測する。 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の計測が困難となった場合は、格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	[C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度] ※ 2	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	ケース 4	<ul style="list-style-type: none"> C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	[B-原子炉補機冷却水戻り母管温度] ※ 2	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	ケース 4	<ul style="list-style-type: none"> B-原子炉補機冷却水戻り母管温度 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※ 1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※ 2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 [] : 有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	主蒸気ライン圧力	① 1次冷却材温度 (広域-低温側) ② 1次冷却材温度 (広域-高温側)	ケース 6	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態であれば、1次冷却材温度 (広域-低温側) 及び1次冷却材温度 (広域-高温側) により圧力を推定する。推定は、1次冷却材温度 (広域-低温側) と蒸気発生器2次側の器内温度はほぼ等しくなることから、1次冷却材温度 (広域-低温側) を優先する。なお、蒸気発生器2次側が飽和状態になるまで (未飽和状態) は不確かさが生じることを考慮する。
		① 蒸気発生器水位 (狭域)	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器水位 (狭域) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (広域) との相関関係により保有水量を推定する。また、1次冷却材温度 (広域-低温側) , 1次冷却材温度 (広域-高温側) の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位の保有水の有無を推定する。推定は蒸気発生器水位 (広域) を優先する。
	蒸気発生器水位 (広域)	① 蒸気発生器水位 (狭域)	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器水位 (広域) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば蒸気発生器水位 (狭域) にて推定する。また、1次冷却材温度 (広域-低温側) , 1次冷却材温度 (広域-高温側) の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器水位 (広域) を優先する。推定は測定範囲内であれば、蒸気発生器水位 (狭域) を優先する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、1次冷却材温度 (広域-低温側) , 1次冷却材温度 (広域-高温側) 及び1次冷却材圧力 (広域) が上昇傾向となることで推定することができる。
		② 1次冷却材温度 (広域-低温側) ② 1次冷却材温度 (広域-高温側) ② 1次冷却材圧力 (広域)	ケース 4	<ul style="list-style-type: none"> 補助給水流量の計測が困難となった場合は、補助給水ピット水位、蒸気発生器水位 (広域) 及び蒸気発生器水位 (狭域) を傾向監視することにより推定する。推定は水源である補助給水ピット水位を優先する。
	補助給水流量	① 補助給水ピット水位 ② 蒸気発生器水位 (広域) ③ 蒸気発生器水位 (狭域)	ケース 3	<ul style="list-style-type: none"> 補助給水流量の計測が困難となった場合は、補助給水ピット水位、蒸気発生器水位 (広域) 及び蒸気発生器水位 (狭域) を傾向監視することにより推定する。推定は水源である補助給水ピット水位を優先する。
	[主蒸気流量] ※ 2	① 主蒸気ライン圧力 ② 蒸気発生器水位 (狭域) ② 蒸気発生器水位 (広域) ② 補助給水流量	ケース 4	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、主蒸気ライン圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器2次側による除熱状況を監視する。また、蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の変化傾向と補助給水流量を監視することにより主蒸気流量を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※ 1 耐震性，耐環境性がないパラメータ，※ 2 耐震性，耐環境性がなく，常用電源のパラメータ
 []：有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器水位 (狭域)	①蒸気発生器水位 (広域)	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器水位 (狭域) の計測が困難となった場合、蒸気発生器水位 (広域) の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。または、主蒸気ライン圧力の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することも推定することができる。
		②主蒸気ライン圧力 ②補助給水流量	ケース 5	
	主蒸気ライン圧力	①蒸気発生器水位 (広域) ①補助給水流量	ケース 5	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (広域) の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
格納容器バイパスの監視	1 次冷却材圧力 (広域)	① [加圧器圧力] ※ 1	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> 1 次冷却材圧力 (広域) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば、加圧器圧力 (多様性拡張設備) により推定する。また、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定し、蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の上昇がないことでインターフェースシステム LOCA を推定する。原子炉容器内の飽和状態であれば、1 次冷却材温度 (広域-高温側) 又は 1 次冷却材温度 (広域-低温側) により、圧力を推定する。この推定方法では、原子炉容器内の飽和状態にない場合は、不確かさが生じることを考慮する。なお、推定は、測定範囲内であれば、圧力を直接測定している加圧器圧力 (多様性拡張設備) を優先する。
		②蒸気発生器水位 (狭域) ②主蒸気ライン圧力 ②格納容器再循環サンプ水位 (広域)	ケース 5	
		③ 1 次冷却材温度 (広域-高温側) ③ 1 次冷却材温度 (広域-低温側)	ケース 6	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※ 1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※ 2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ
 []：有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器ハイパスの監視	[復水器排気ガスモニタ] ※2	①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	ケース 5	• 復水器排気ガスモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	[蒸気発生器ブローダウン水モニタ] ※2	①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	ケース 5	• 蒸気発生器ブローダウン水モニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	[高感度型主蒸気管モニタ] ※2	①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	ケース 5	• 高感度型主蒸気管モニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	[排気筒ガスモニタ] ※2	①1次冷却材圧力 (広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	ケース 5	• 排気筒ガスモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)] ※2	①1次冷却材圧力 (広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	ケース 5	• 排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ) (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)] ※2	①1次冷却材圧力 (広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	ケース 5	• 排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ) (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[補助建屋サンプタンク水位] ※2	①1次冷却材圧力 (広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	ケース 5	• 補助建屋サンプ水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[余熱除去ポンプ出口圧力] ※2	①1次冷却材圧力 (広域) ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ①蒸気発生器水位 (狭域) ①主蒸気ライン圧力	ケース 5	• 余熱除去ポンプ出口圧力 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイシステム LOCA の傾向監視ができる。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ

[]：有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	[加圧器逃がしタンク圧力] ※2	① 1次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [格納容器サンプ水位]	ケース 5	・加圧器逃がしタンク圧力 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位 (多様性拡張設備) の上昇がないことの確認により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[加圧器逃がしタンク水位] ※2	① 1次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [格納容器サンプ水位]	ケース 5	・加圧器逃がしタンク水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位 (多様性拡張設備) の上昇がないことの確認により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[加圧器逃がしタンク温度] ※2	① 1次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [格納容器サンプ水位]	ケース 5	・加圧器逃がしタンク温度 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位 (多様性拡張設備) の上昇がないことの確認により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[余熱除去冷却器入口温度] ※2	① 1次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [余熱除去ポンプ出口圧力] ※2	ケース 5	・余熱除去冷却器入口温度 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力 (多様性拡張設備) の上昇により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。
	[余熱除去冷却器出口温度] ※2	① 1次冷却材圧力 (広域) ① 加圧器水位 ② [余熱除去ポンプ出口圧力] ※2	ケース 5	・余熱除去冷却器出口温度 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力 (多様性拡張設備) の上昇により、インターフェースシステム LOCA の傾向監視ができる。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1 耐震性，耐環境性がないパラメータ，※2 耐震性，耐環境性がなく，常用電源のパラメータ
 []：有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
水源の確保	燃料取替用水ピット水位	①格納容器再循環サンプ水位 (広域) ②B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(A M用) ② [格納容器スプレイ流量] ※2 ② 高压注入流量 ② 低压注入流量 ② [充てん流量] ※2 ② 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	ケース2	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ピット水位の計測が困難となった場合は、注水先である格納容器再循環サンプ水位 (広域) 又はB-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 等の燃料取替用水ピットを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先するが、燃料取替用水ピット以外からの注水がないことを前提とする。
	補助給水ピット水位	①補助給水流量 ②代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	ケース2	<ul style="list-style-type: none"> 補助給水ピット水位の計測が困難となった場合は、補助給水流量等の補助給水ピットを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定する。この推定方法では、淡水や海水を水源として可搬型大型送水ポンプ車により補給した場合、補助給水ピットへの補給量を考慮する。
	ほう酸タンク水位	① [緊急ほう酸注入ライン流量] ※2 ②出力領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②中性子源領域中性子束	ケース2 ケース7	<ul style="list-style-type: none"> ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、注水量である緊急ほう酸注入ライン流量 (多様性拡張設備) により水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ、※2 耐震性、耐環境性がなく、常用電源のパラメータ

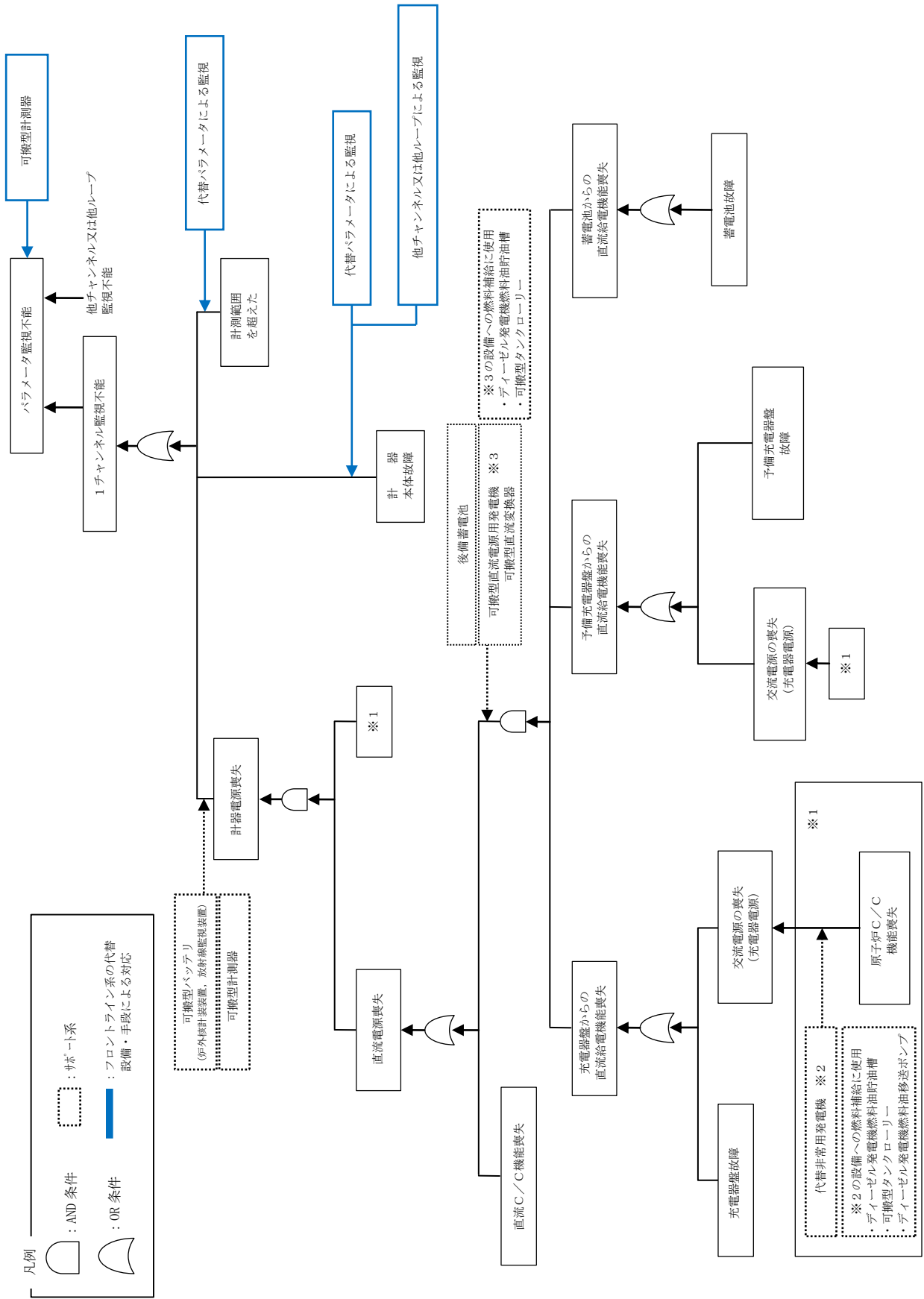
[]：有効な監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.7 表 有効な監視パラメータ（多様性拡張設備）の監視・記録について（1 / 2）

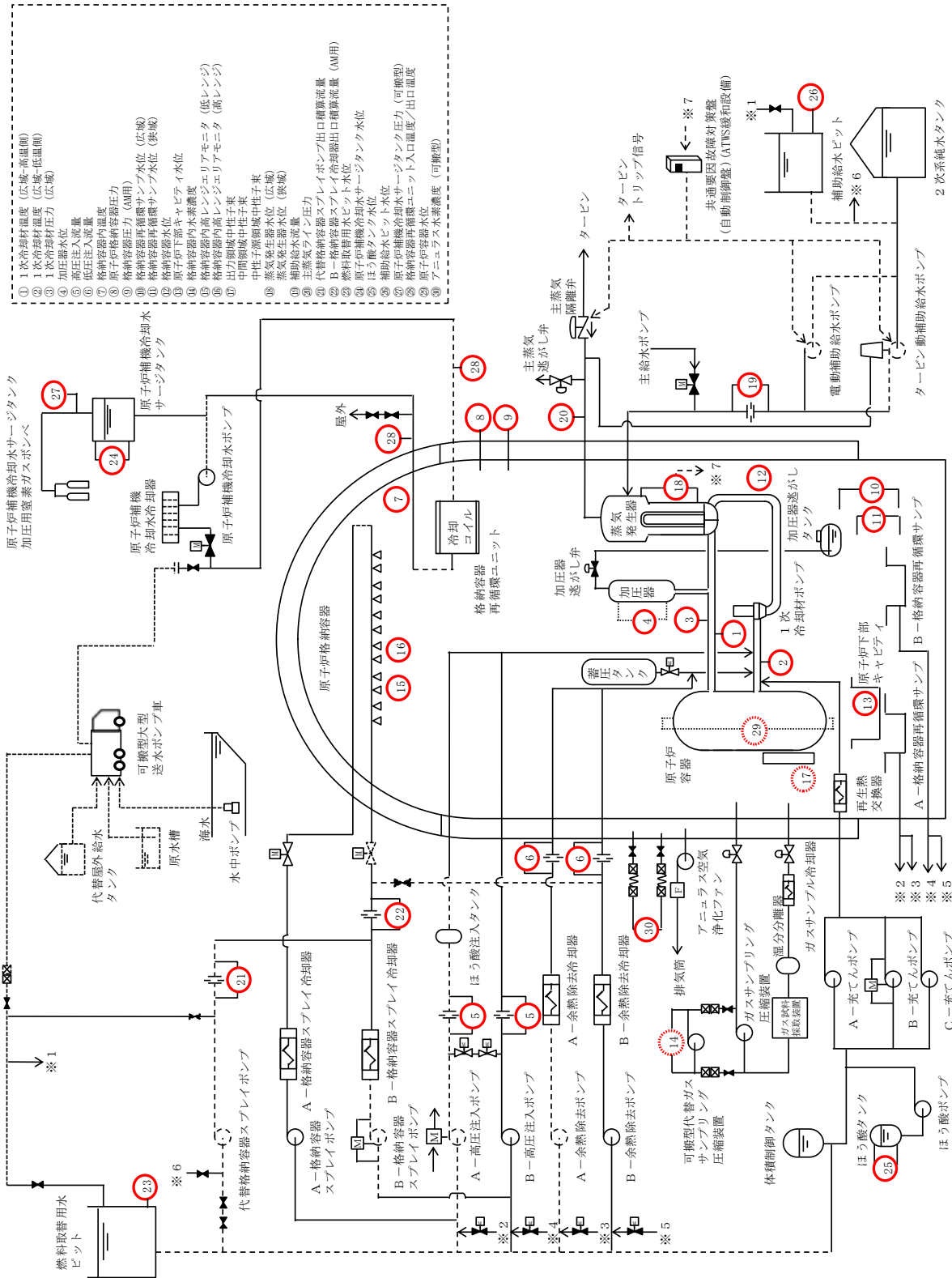
分類	パラメータ	可搬型計測器での対応				記録	
		計測		要否理由	記録先	備考	
		可否	要否				
原子炉容器内の温度	炉心出口温度	可	要	重大事故等対処設備である1次冷却材温度（広域－高温側）及び1次冷却材温度（広域－低温側）の計測範囲を超えた場合に原子炉容器内の温度を推定するために必要。	データ収集 計算機	最大、平均	
原子炉容器内の圧力	加圧器圧力	可	否	重大事故等対処設備である1次冷却材圧力（広域）にて推定可能なため測定は必須としない。	プラント 計算機		
原子炉容器内の水位	1次冷却システムループ水位	可	否	重大事故等対処設備である1次冷却材温度（広域－高温側）及び1次冷却材温度（広域－低温側）により推定可能なため測定は必須としない。	プラント 計算機		
原子炉容器内への注水量	B－格納容器スプレイ流量	可	否	重大事故等対処設備である燃料取替用水ビット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位により推定可能なため、測定は必須としない。	データ収集 計算機		
	充てん流量	可	否	重大事故等対処設備である燃料取替用水ビット水位、加圧器水位及び原子炉容器水位により推定可能なため測定は必須としない。	データ収集 計算機		
	蓄圧タンク圧力	可	否	重大事故等対処設備である1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域－低温側）により推定可能なため、測定は必須としない。	プラント 計算機	警報記録	
	蓄圧タンク水位	可	否	重大事故等対処設備である1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域－低温側）により推定可能なため、測定は必須としない。	プラント 計算機	警報記録	
原子炉格納容器内への注水量	充てん流量	可	否	重大事故等対処設備である燃料取替用水ビット水位、格納容器再循環サンプル水位（広域）により推定可能なため測定は必須としない。	データ収集 計算機		
	格納容器スプレイ流量	可	否	重大事故等対処設備である燃料取替用水ビット水位、格納容器再循環サンプル水位（広域）により推定可能なため、測定は必須としない。	データ収集 計算機		
アニュラス内の水素濃度	アニュラス水素濃度	可	否	重大事故等対処設備であるアニュラス水素濃度（可搬型）にて推定可能なため、測定は必須としない。	データ収集 計算機		
原子炉格納容器内の放射線量率	エアロックエリアモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プラント 計算機		
	炉内核計装区域エリアモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プラント 計算機		
	格納容器じんあいモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プラント 計算機		
	格納容器ガスモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プラント 計算機		
未臨界の維持又は監視	中間領域起動率	否	—	—	—	中間領域中性子束の記録（データ収集計算機）で代替する。	
	中性子源領域起動率	否	—	—	—	中性子源領域中性子束の記録（データ収集計算機）で代替する。	
最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用）	否	—	現場指示計であるため測定対象外。	記録用紙	原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作時の一時的な監視に使用するため、現場にて記録用紙に記録する。	
	C、D－格納容器再循環ユニット補機冷却水流量	否	—	現場指示計であるため測定対象外。	—	格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の記録（データ収集計算機）で代替する。	
	C、D－原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度	可	否	重大事故等対処設備である格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度にて推定可能なため、測定は必須としない。	プラント 計算機		
	B－原子炉補機冷却水戻り母管温度	可	否	重大事故等対処設備である格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度にて推定可能なため、測定は必須としない。	記録用紙	VDU表示を記録用紙に記録する。	
	主蒸気流量	可	否	重大事故等対処設備である主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び補助給水流量にて推定可能なため、測定は必須としない。	プラント 計算機		

第 1.15.7 表 有効な監視パラメータ（多様性拡張設備）の監視・記録について（2 / 2）

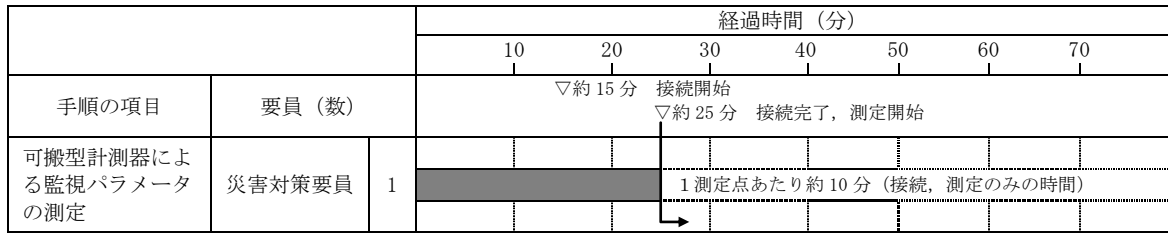
分 類	パラメータ	可搬型計測器での対応			記録	
		計測		要否理由	記録先	備 考
		可否	要否			
格納容器バイパスの監視	復水器排気ガスモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プラント 計算機	
	蒸気発生器ブローダウン水モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プラント 計算機	
	高感度型主蒸気管モニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プラント 計算機	
	排気筒ガスモニタ	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	データ収集 計算機	
	排気筒高レンジガスモニタ（低レンジ）	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	データ収集 計算機	
	排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	データ収集 計算機	
	補助建屋サンプタンク水位	否	—	可搬型計測器での計測対象外。	プラント 計算機	警報記録
	余熱除去ポンプ出口圧力	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力（広域）、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位（広域）、蒸気発生器水位（狭域）及び主蒸気ライン圧力にて推定可能なため、測定は必須としない。	プラント 計算機	警報記録
	加圧器逃がしタンク圧力	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位にてインターフェイスシステム LOCA の傾向監視は可能なため、測定は必須としない。	プラント 計算機	
	加圧器逃がしタンク水位	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位にてインターフェイスシステム LOCA の傾向監視は可能なため、測定は必須としない。	プラント 計算機	
	加圧器逃がしタンク温度	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位にてインターフェイスシステム LOCA の傾向監視は可能なため、測定は必須としない。	プラント 計算機	
	余熱除去冷却器入口温度	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位にてインターフェイスシステム LOCA の傾向監視は可能なため、測定は必須としない。	プラント 計算機	
余熱除去冷却器出口温度	可	否	重大事故等対処設備である 1 次冷却材圧力（広域）及び加圧器水位にてインターフェイスシステム LOCA の傾向監視は可能なため、測定は必須としない。	プラント 計算機		



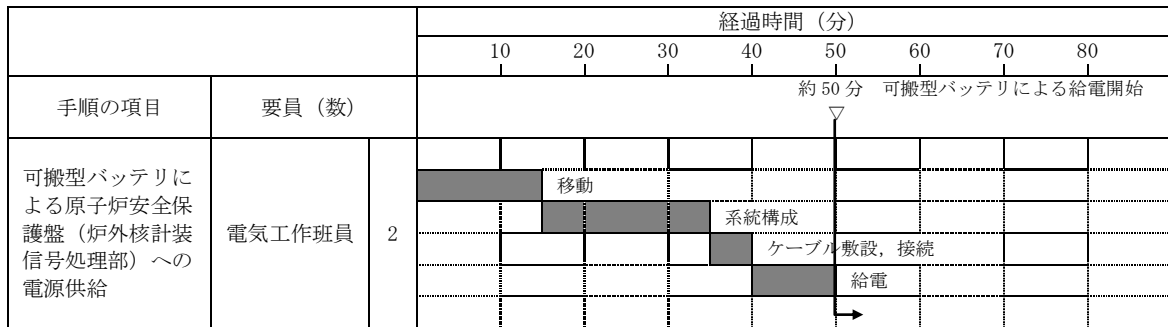
第 1.15.2 図 機能喪失原因対策分析



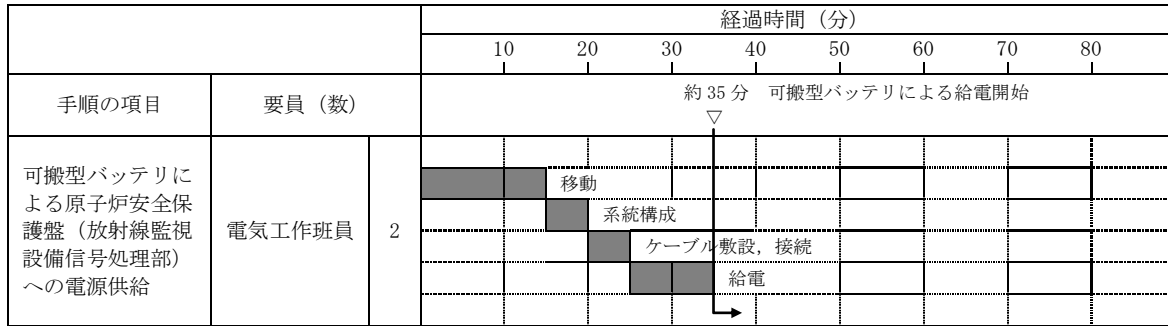
第 1.15.3 図 各計器の概要図



第 1.15.5 図 可搬型計測器による監視パラメータ計測 タイムチャート



第 1.15.6 図 可搬型バッテリーによる原子炉安全保護盤 (炉外核計装信号処理部) への電源供給 タイムチャート



第 1.15.7 図 可搬型バッテリーによる原子炉安全保護盤 (放射線監視設備信号処理部) への電源供給 タイムチャート

抜粋

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAT103 r.0
提出年月日	平成28年7月12日

泊発電所3号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料

平成28年7月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

目 次

1. 重大事故等対策

- 1.0 重大事故等対策における共通事項
- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故等の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

- 2.1 可搬型設備等による対応

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

< 目 次 >

1.3.1 対応手段と設備の選定

(1) 対応手段と設備の選定の考え方

(2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. フロントライン系機能喪失時の対応手段及び設備
- b. サポート系機能喪失時の対応手段及び設備
- c. 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する対応手段及び設備
- d. 蒸気発生器伝熱管破損発生時の対応手段及び設備
- e. インターフェイスシステム L O C A 発生時の対応手段及び設備
- f. 手順等

1.3.2 重大事故等時の手順等

1.3.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等

(1) 1次系のフィードアンドブリード

(2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

- a. 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水
- b. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水
- c. S G 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水
- d. 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水
- e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器

への注水

f. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

(3) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

a. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

b. タービンバイパス弁による蒸気放出

(4) 加圧器補助スプレイ弁による減圧

(5) その他の手順項目にて考慮する手順

(6) 優先順位

1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等

(1) 補助給水ポンプの機能回復

a. タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復

b. 代替非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復

(2) 主蒸気逃がし弁の機能回復

a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復

b. 主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復

c. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた A-1 制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復

(3) 加圧器逃がし弁の機能回復

a. 加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復

b. 加圧器逃がし弁操作用バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復

c. 可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-制御用空気圧縮機（海水冷却）による加圧器逃がし弁の機能回復

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

(5) 優先順位

1.3.3 復旧に係る手順等

1.3.4 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順

1.3.5 蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続の手順

1.3.6 インターフェイスシステムLOCA発生時の手順

審査基準の要求により選定した，主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁は，いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

f. 手順等

上記の a. , b. , c. , d. 及び e. により選定した対応手段に係る手順を整備する。また，事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備を整備する（第 1.3.5 表，第 1.3.6 表）。

これらの手順は，発電課長（当直），運転員及び災害対策要員の対応として蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順等に定める（第 1.3.1 表～第 1.3.4 表）。

1.3.2 重大事故等時の手順等

1.3.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等

(1) 1次系のフィードアンドブリード

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合，加圧器逃がし弁を用いて 1 次冷却系を減圧する手順を整備する。ただし，この手順は 1 次系のフィードアンドブリードであり，燃料取替用水ピット水を高圧注入ポンプにより原子炉へ注水し，原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開操作する。

高圧注入ポンプの機能喪失により運転できない場合において，注入流量が少なく事象を収束できない可能性があるが，崩壊熱が小さい場合においては有効である充てんポンプを運転して燃料取替用水ピット水を原子炉へ注入する手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

補助給水ポンプの故障等により蒸気発生器水位への注水機能の喪失によって蒸気発生器水位が低下し，すべての蒸気発生器が除

熱を期待できない水位（蒸気発生器水位（広域）指示値が 10%未満）になった場合に、原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

b. 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(1)「1次系のフィードアンドブリード」にて整備する。

(2) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

a. 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水

加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、補助給水ピット水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却による 1 次冷却系の減圧のため、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧機能の喪失を 1 次冷却材圧力（広域）等により確認した場合に、すべての補助給水ポンプが運転されておらず補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されていない場合。また、蒸気発生器へ注水する

ために必要な補助給水ピットの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.4(2)「補助給水ポンプの作動状況確認」にて整備する。

b. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できない場合、脱気器タンク水を電動主給水ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合に、外部電源により常用母線が受電され、蒸気発生器へ注水するために必要な脱気器タンク水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2)a.「電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。

c. S G直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプが使用できない場合、補助給水ピット水をS G直接給水用高圧ポンプにより蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

電動主給水ポンプの故障等により，蒸気発生器への注水を主給水ライン流量等にて確認できない場合に，蒸気発生器へ注水するために必要な補助給水ピット水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

操作手順は，「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち，1.2.2.1(2) b.

「S G直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。

d. 代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できず，さらに電動主給水ポンプ及びS G直接給水用高圧ポンプが使用できない場合に，主蒸気ライン圧力が約 1.3MPa [gage]まで低下している場合，可搬型大型送水ポンプ車により代替屋外給水タンクを水源として蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合，蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため，蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

補助給水ポンプの故障等により，補助給水流量等が確認できない場合及び蒸気発生器への注水が喪失した場合に，代替屋外給水タンクの水位が確保され，使用できることを確認した場合。

(b) 操作手順

操作手順は，「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち，1.2.2.1(2) c.

「代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水

補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及びS G直接給水用高圧ポンプが使用できない場合に、主蒸気ライン圧力が約 1.3MPa [gage]まで低下している場合、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽を水源として蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認できない場合及び蒸気発生器への注水が喪失した場合に、代替屋外給水タンクが使用できない場合、又は代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水を開始した場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) d.

「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。

f. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注

水

補助給水ポンプが使用できず、さらに電動主給水ポンプ及びS
G直接給水用高圧ポンプが使用できない場合に、主蒸気ライン圧
力が約 1.3MPa [gage]まで低下している場合、可搬型大型送水ポ
ンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び
不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインによ
り排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

補助給水ポンプの故障等により、補助給水流量等が確認でき
ない場合及び蒸気発生器への注水が喪失した場合に、原水槽が
使用できない場合、又は原水槽を水源とした可搬型大型送水ポ
ンプ車による蒸気発生器への注水を開始した場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発
電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) e .

「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への
注水」にて整備する。

(3) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

蒸気放出経路の故障等による 2 次冷却系の除熱機能喪失の場合は、
タービンバイパス弁の開操作を行う。蒸気放出経路は、多重化及び
多様化していること、主蒸気逃がし弁の現場での開操作も可能であ
ることから、その機能がすべて喪失する可能性は低いが、以下の操
作を実施することを考慮する。

また、主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は蒸気発生

器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。蒸気発生器伝熱管破損の場合は、放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び主蒸気ライン圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。

なお、蒸気発生器伝熱管破損の徴候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。

(添付資料 1.3.4)

a. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出

加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却による 1 次冷却系の減圧が開始されていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開放していなければ中央制御室にて開操作し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却及び 1 次冷却系の減圧を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

加圧器逃がし弁による 1 次冷却系の減圧機能の喪失を 1 次冷却材圧力（広域）等により確認した場合に、補助給水流量等により、蒸気発生器への注水が確保されている場合。

(b) 操作手順

主蒸気逃がし弁の開操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

b. タービンバイパス弁による蒸気放出

主蒸気逃がし弁による蒸気発生器の蒸気放出ができない場合、常用設備であるタービンバイパス弁を中央制御室で開操作し、蒸

気発生器からの蒸気放出を行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

主蒸気逃がし弁による蒸気放出が主蒸気ライン圧力等にて確認できない場合に、外部電源により常用母線が受電され、2次冷却系の設備が運転中であり復水器真空が維持されている場合。

(b) 操作手順

タービンバイパス弁の開操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(4) 加圧器補助スプレイ弁による減圧

加圧器逃がし弁の故障により、1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器補助スプレイ弁を中央制御室で開操作し減圧を行う手順を整備する。

a. 手順着手の判断基準

加圧器逃がし弁の故障等による1次冷却系の減圧機能喪失を1次冷却材圧力（広域）等により確認した場合に、充てんポンプ運転及び燃料取替用水ピット又は体積制御タンクの水位が確保されている場合。

b. 操作手順

加圧器補助スプレイ弁の開操作は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

(5) その他の手順項目にて考慮する手順

補助給水ピット、燃料取替用水ピットの枯渇時の補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」のうち、1.13.2.1「蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等」、1.13.2.2「炉心

注水のための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(6) 優先順位

フロントライン系の機能喪失時に、1次冷却系の減圧機能が喪失している場合の減圧手段の優先順位を以下に示す。

蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた減圧時の蒸気発生器への注水は、重大事故等対処設備である電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプを優先する。電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの優先順位は、駆動用の外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源からの給電時は、燃料消費量の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水機能が喪失した場合は、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ、SG直接給水用高圧ポンプ及び可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水を行う。操作の容易性から電動主給水ポンプを優先し、電動主給水ポンプが使用できなければSG直接給水用高圧ポンプを使用する。

可搬型大型送水ポンプ車は使用準備に時間を要することから、補助給水ポンプによる注水手段を失った場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ蒸気発生器に注水を行う。

可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水のための水源は、準備時間が最も早い代替屋外給水タンクを優先して使用し、そ

れが使用できない場合には原水槽を使用する。原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。すべての淡水源が使用できない場合には海水を用いる。

蒸気発生器2次側による炉心冷却時の蒸気発生器からの蒸気放出は、重大事故等対処設備である主蒸気逃がし弁を使用する。主蒸気逃がし弁が機能喪失した場合は、タービンバイパス弁を使用する。

上記手段のとおり、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、高圧注入ポンプによる原子炉への注水と加圧器逃がし弁を開操作し1次系のフィードアンドブリードを行う。

高圧注入ポンプの機能喪失により運転できない場合には、充てんポンプによる原子炉への注水を行う。

1次系のフィードアンドブリードができない場合は、余熱除去ポンプが運転しており、1次冷却系の減圧により、蓄圧タンクの注水及び余熱除去ポンプの注水による原子炉の冷却が可能であれば加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧を行う。

加圧器逃がし弁機能喪失時は、加圧器補助スプレイ弁を用いて1次冷却系の減圧を行う。

以上の対応手順のフローチャートを第1.3.3図に示す。

1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等

(1) 補助給水ポンプの機能回復

常設直流電源系統喪失時によりタービン動補助給水ポンプを駆動

するために必要なタービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ補助油ポンプ（以下「非常用油ポンプ等」という。）、並びにタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の駆動源が喪失した場合に、タービン動補助給水ポンプの機能を回復するため、現場でタービン動補助給水ポンプへ潤滑油を供給するとともに、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁及びタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を開操作し、タービン動補助給水ポンプを起動する手順を整備する。

全交流動力電源喪失時は、電動補助給水ポンプの機能を回復させるため、代替非常用発電装置により交流電源を確保し、電動補助給水ポンプを起動する手順を整備する。

また、全交流動力電源喪失時でかつ、タービン動補助給水ポンプが機能喪失した場合であって、タービン動補助給水ポンプの機能回復ができないと判断した場合には、フロントライン系機能喪失時の対応手段であるSG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水を行う手順を整備する。タービン動補助給水ポンプの機能回復ができないと判断してからの準備開始となることから、蒸気発生器ドライアウトに間に合わない可能性があるが、高揚程のポンプであり、補助給水ポンプの代替手段として有効である。

a. タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復

非常用油ポンプ等の機能が喪失した場合、現場でタービン動補助給水ポンプ潤滑油供給器を使用し軸受に潤滑油を供給するとともに、現場手動操作によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入

口弁の開操作及び専用工具を使用し現場でタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を開操作することによりタービン動補助給水ポンプを起動し、補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

なお、タービン動補助給水ポンプは、補助給水ピットから2次系純水タンクへの切り替え又は補助給水ピットへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプ出口流量調節弁の開度を調整し、1次冷却材圧力が1次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁吹き止まり圧力まで低下すれば、その状態を保持する。

淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内水の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインにより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源喪失時タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で補助給水ピットの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.2(1) a .

「タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復」にて整備する。

b. 代替非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復

全交流動力電源が喪失した場合、代替非常用発電機により非常用高圧母線を回復させ、電動補助給水ポンプを起動し、補助給水ピット水を蒸気発生器へ注水する手順を整備する。

なお、電動補助給水ポンプは、補助給水ピットから2次系純水タンクへの切り替え又は補助給水ピットへの補給により水源を確保し、再循環運転、余熱除去系統又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる原子炉の炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

淡水又は海水を蒸気発生器へ注水する場合、蒸気発生器器内の塩分濃度及び不純物濃度が上昇するため、蒸気発生器ブローダウンラインより排水を行う。

(a) 手順着手の判断基準

代替非常用発電機により非常用高圧母線が回復し、タービン動補助給水ポンプの起動ができない場合において、蒸気発生器への注水が補助給水流量等にて確認できない場合に、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要で補助給水ピットの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

操作手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.2(1) b.

「代替非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復」に

て整備する。

(2) 主蒸気逃がし弁の機能回復

制御用空気が喪失すれば、主蒸気逃がし弁は駆動源喪失により閉止する構造であるため、中央制御室からの遠隔による開操作ができなくなる。

これらの駆動源が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の機能を回復させ、1次冷却系の減圧を行う手順を整備する。

a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復

主蒸気逃がし弁は、駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、駆動源が喪失した場合、弁が閉止するとともに中央制御室からの遠隔操作が不能となる。この場合に現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系を減圧する手順を整備する。

主蒸気逃がし弁による蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び主蒸気ライン圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。なお、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した際の現場操作時は状況に応じて放射線防護具を着用し、個人線量計を携帯する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時に，1次冷却材喪失事象が同時に発生していない場合又は1次冷却材喪失事象が同時に発生しても1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合において，主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失し，中央制御室からの開操作ができないことを主蒸気ライン圧力等にて確認した場合に，補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている場合。

(b) 操作手順

現場手動開操作による主蒸気逃がし弁の機能回復手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.3.4図に，タイムチャートを第1.3.5図に示す。

- ① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき，運転員及び災害対策要員に蒸気発生器2次側による炉心冷却操作を指示する。
- ② 運転員は，中央制御室で補助給水流量により，タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が実施できていることを確認する。
- ③ 発電課長（当直）は，主蒸気隔離を実施した時点から継続して蒸気発生器伝熱管破損がないことを蒸気発生器水位及び主蒸気ライン圧力により確認する。
- ④ 運転員及び災害対策要員は，現場で主蒸気逃がし弁の手動により開操作し，蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始する。
- ⑤ 運転員は，中央制御室で主蒸気ライン圧力の低下により蒸気が放出できていることを確認するとともに，1次冷却

材圧力及び1次冷却材温度より原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。また、必要により、現場にて手動による主蒸気逃がし弁の開度調整を実施する。

- ⑥ 運転員は、中央制御室で蒸気発生器水位を監視し、水位調整が必要となれば現場の運転員と連絡を密にし、現場にて補助給水ポンプ出口流量調節弁を手動で操作することで開度を調整し蒸気発生器水位を調整する。

なお、常設直流電源系統が健全であれば、中央制御室にて補助給水ポンプ出口流量調節弁を操作し蒸気発生器水位を調整する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名及び災害対策要員2名により作業を実施し、所要時間は約20分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。主蒸気管室は蒸気の流れにより騒音が発生するが、運転員は通話装置を用いることで、中央制御室との連絡は可能である。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.3.5)

b. 主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベによる主蒸気逃がし弁の機能回復

制御用空気が喪失した場合、主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベにより駆動源を確保し、主蒸気逃がし弁を操作する手順を整備する。

この手順は、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室から遠隔操作を可能とすることで、運転員の負担軽減を図る。また、蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気、主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合でも対応可能である。

なお、中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく、これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。

(a) 手順着手の判断基準

制御用空気が回復しない状態が継続する場合に、主蒸気逃がし弁（現場手動操作）の開操作後、中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合。

(b) 操作手順

主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベによる主蒸気逃がし弁開操作手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.3.6 図に、タイムチャートを第 1.3.7 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベによる主蒸気逃がし弁の開操作を指示する。
- ② 運転員は、現場で主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベより、主蒸気逃がし弁へ空気を供給できるように系統構成を行う。
- ③ 運転員は、現場で制御用空気配管の接続口に主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベを接続し、減圧弁により配管を充気させるとともに、必要設定圧力^{※2}に調整する。
- ④ 運転員は、中央制御室で主蒸気逃がし弁の開度調整操作

により 1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材温度を調整し，原子炉が冷却状態にあることを継続して確認する。

※2 空気ポンベの設定圧力は，主蒸気逃がし弁の動作に必要な設計圧力 0.59MPa[gage]に余裕を見た圧力としている。

(c) 操作の成立性

上記の対応は，中央制御室にて運転員 1 名，現場は運転員 1 名により作業を実施し，所要時間は約 35 分と想定する。

円滑に作業ができるように，移動経路を確保し，可搬型照明，通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.3.6)

c. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた A-制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復

全交流動力電源が喪失した場合，可搬型大型送水ポンプ車を用いて A-制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し，主蒸気逃がし弁の機能を回復する手順を整備する。

この手順は，主蒸気逃がし弁（現場手動操作）に対して中央制御室からの遠隔操作を可能とすることで，運転員の負担軽減を図る。

なお，中央制御室からの遠隔操作による主蒸気逃がし弁の開度調整は必須ではなく，これらの対応に期待しなくても炉心の著しい損傷を防止できる。

(a) 手順着手の判断基準

制御用空気が回復しない状態が継続した場合に、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合。

(b) 操作手順

可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-制御用空気圧縮機の補機冷却水(海水)通水により制御用空気系統を回復する手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.2(2)c. 「可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-制御用空気圧縮機(海水冷却)による主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。

A-制御用空気圧縮機は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

主蒸気逃がし弁の開度調整は、1.3.2.2(2)b.(b)④と同様。

(3) 加圧器逃がし弁の機能回復

制御用空気が喪失すれば、加圧器逃がし弁は駆動源喪失により閉止する構造であるため中央制御室遠隔からの遠隔による開操作が不能となる。

これらの駆動源が喪失した場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させ、1次冷却系の減圧を行う手順を整備する。

a. 加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復

加圧器逃がし弁は、駆動源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であり、全交流動力電源喪失により制御用空気圧縮機が停止し、制御用空気が喪失した場合は開操作が不能となる。加圧器逃がし弁の機能回復(駆動用空気回復)として、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベを空気配管に接続し、中央制御室からの操

作による1次冷却系を減圧する手順を整備する。

加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベは、想定される重大事故等が発生した場合の格納容器内圧力においても加圧器逃がし弁が確実に作動する容量及び圧力^{※3}のポンベを配備している。

なお、加圧器逃がし弁1回の動作に必要な窒素量は、ポンベ容量に対し少量であり、事故時の操作回数も少ないことから、事象収束まで必要な量を十分に確保する。

※3 窒素ポンベの設定圧力は、加圧器逃がし弁全開時の設計圧力 0.485MPa [gage]及び有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器圧力 0.283MPa [gage]を考慮し、余裕を見て 0.77MPa [gage]としている。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失時において、1次冷却材圧力（広域）等により加圧器逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合。

(b) 操作手順

加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.3.8図に、タイムチャートを第1.3.9図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベによる加圧器逃がし弁への窒素供給の準備作業と系統構成を指示する。
- ② 運転員及び災害対策要員は、現場で加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベの使用準備を行い、窒素を供給す

るための系統構成を行う。

③ 運転員及び災害対策要員は、現場及び中央制御室で他の系統と連絡する弁の閉止を確認後、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベより窒素を供給し、加圧器逃がし弁の空気供給配管に充気する。充気が完了すれば、加圧器逃がし弁へ窒素を供給する。

④ 発電課長（当直）は、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベによる窒素供給が完了し、加圧器逃がし弁による減圧が可能となったことを確認する。

加圧器逃がし弁の開操作は、1.3.4「炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順」にて整備する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名及び災害対策要員1名により作業を実施し、所要時間は約35分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.3.7)

b. 加圧器逃がし弁操作用バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復

加圧器逃がし弁は、駆動電源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であるため、常設直流電源が喪失した場合は、電磁弁が作動せず開操作が不能となる。そのため、加圧器逃がし弁機能回復（直

流電源回復)として、加圧器逃がし弁操作用バッテリーにより直流電源を供給し、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する手順を整備する。

加圧器逃がし弁操作用バッテリーは、想定される重大事故等が発生した場合の格納容器内圧力においても加圧器逃がし弁が確実に作動する電源容量^{※4}のバッテリーを配備している。なお、加圧器逃がし弁用電磁弁消費電力は、バッテリー容量に対し少量であり、事象収束まで必要な量を十分に確保する。

※4 有効性評価における加圧器逃がし弁開放時間5時間の間、給電できる容量194Whを考慮し、余裕を見て780Whの容量のバッテリーとしている。

(a) 手順着手の判断基準

常設直流電源喪失時において、1次冷却材圧力(広域)等により加圧器逃がし弁を中央制御室から開操作する必要がある場合。

(b) 操作手順

加圧器逃がし弁操作用バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復手順の概要は以下のとおり。概略系統を第1.3.10図に、タイムチャートを第1.3.11図に示す。

- ① 発電課長(当直)は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に加圧器逃がし弁操作用バッテリーによる電源供給の準備作業及び系統構成を指示する。
- ② 運転員は、現場で加圧器逃がし弁の常設直流電源を隔離する。
- ③ 災害対策要員は、現場で加圧器逃がし弁操作用バッテリー

をソレノイド分電盤に接続する。

④ 災害対策要員は、加圧器逃がし弁操作用バッテリーによる電源供給を開始する。

⑤ 発電課長（当直）は、加圧器逃がし弁操作用バッテリーによる電源供給が完了し、1次冷却系の減圧が可能となったことを確認する。

加圧器逃がし弁の開操作は、1.3.4「炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順」にて整備する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員1名、現場は運転員1名及び災害対策要員2名により作業を実施し、所要時間は約50分と想定する。

円滑に操作ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.3.8)

c. 可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-制御用空気圧縮機（海水冷却）による加圧器逃がし弁の機能回復

加圧器逃がし弁は、駆動電源喪失時に閉止する構造の空気作動弁であり、全交流動力電源喪失により制御用空気圧縮機が停止し、制御用空気が喪失した場合は開操作ができなくなる。そのため、全交流動力電源が喪失した場合に、可搬型大型送水ポンプ車を用いてA-制御用空気圧縮機へ補機冷却水（海水）を通水して制御用空気系を回復し、中央制御室からの操作による1次冷却系を減

圧する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源が喪失した場合において、長期的に制御用空気圧縮機の起動が必要と判断し、補機冷却水（海水）が供給されている場合で、かつ加圧器逃がし弁を中央制御室から開操作する必要がある場合。

(b) 操作手順

可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-制御用空気圧縮機の補機冷却水(海水)通水により制御用空気系統を回復する手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち、1.5.2.2(2) c. 「可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-制御用空気圧縮機（海水冷却）による主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。

A-制御用空気圧縮機は、中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する。

加圧器逃がし弁の開操作は、1.3.4「炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順」にて整備する。

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

補助給水ピットへの補給手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」のうち、1.13.2.1「蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための代替手段及び補助給水ピットへの供給に係る手順等」にて整備する。

代替非常用発電機の代替電源に関する手順、又は常設直流電源系統喪失時の代替電源確保等に関する手順は、「1.14 電源の確保に

関する手順等」のうち，1.14.2.1(1)「代替非常用発電機による代替電源（交流）からの給電」，1.14.2.2(3)「可搬型直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源（直流）からの給電」にて整備する。また，代替非常用発電機の燃料補給の手順は，1.14.2.4「代替非常用発電機等への燃料補給の手順等」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は，「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち，1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

(5) 優先順位

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧の状態において，サポート系機能喪失時に，原子炉の冷却機能が喪失した場合の冷却手段として，以上の手段を用いて炉心の著しい損傷を防止する。これらの冷却手段の優先順位を以下に示す。

全交流動力電源が喪失すると電動補助給水ポンプが起動できなくなる。さらに，常設直流電源系統が喪失すればタービン動補助給水ポンプが起動できなくなるため，重大事故等対処設備であるタービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）にてタービン動補助給水ポンプ起動操作を行う。

代替非常用発電機からの給電により非常用母線が復旧すれば，電動補助給水ポンプの運転が可能となるが，代替非常用発電機の燃料消費量削減の観点から，タービン動補助給水ポンプを使用できる間は，電動補助給水ポンプは起動せず後備の設備として待機させる。タービン動補助給水ポンプが運転できない場合又は低温停止に移行させる場合は，電動補助給水ポンプにより蒸気発生器2次側へ注水

を行う。

また、全交流動力電源喪失時でかつ、タービン動補助給水ポンプが機能喪失した場合であって、タービン動補助給水ポンプの機能回復ができないと判断した場合には、フロントライン系機能喪失時の対応手段であるSG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。

補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合において、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、タービン動補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。

主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱は、現場での手動による主蒸気逃がし弁開操作により行う。また、その後制御用空気が回復しない状態が継続する場合において、主蒸気逃がし弁を中央制御室から遠隔で操作する必要がある場合は、主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベによる主蒸気逃がし弁の開操作を行う。なお、長期的に中央制御室からの遠隔操作が必要でかつ、可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-制御用空気圧縮機（海水冷却）が運転可能となった場合は、制御用空気系統を回復し主蒸気逃がし弁の開操作を行う。

なお、全交流動力電源が喪失し、補助給水による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合にも対応するため、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁の開操作準備を行う。

加圧器逃がし弁の機能回復として、制御用空気が回復しない状態

が継続した場合は現場で重大事故等対処設備である加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベによる窒素供給作業を行う。

なお、長期的に中央制御室からの遠隔操作が必要でかつ可搬型大型送水ポンプ車を用いたA-制御用空気圧縮機（海水冷却）が運転可能となった場合は、制御用空気系統を回復し加圧器逃がし弁の開操作を行う。

また、常設直流電源が喪失している場合は、現場で重大事故等対処設備である加圧器逃がし弁操作用バッテリーにより給電操作を行う。

上記の作業については、機能喪失に至る要因が異なり、それぞれの機能回復のための作業を同時には実施しないと想定しており相互の対応操作間に影響はない。

なお、制御用空気及び直流電源の両方が喪失した場合においては、代替空気にて駆動用空気を回復した後、電磁弁を動作させるため加圧器逃がし弁操作用バッテリーにより直流電源を回復する。

タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系からの除熱による減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作は、対応する要員及び操作する系統が異なるため、相互の対応操作間に影響はない。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.3.12 図に示す。

1.3.3 復旧に係る手順等

常設直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁操作用バッテリーにより加圧器逃がし弁へ給電することで中央制御室からの遠隔操作が可能である。その手順は 1.3.2.2(3) b. (b)と同様。

常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順等は、「1.14 電

源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.2「代替電源（直流）による給電手順等」にて整備する。

1.3.4 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順

炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。

(添付資料 1.3.9)

(1) 手順着手の判断基準

炉心損傷時、1次冷却材圧力（広域）が2.0MPa[gage]以上の場合。

(2) 操作手順

炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順は以下のとおり。対応手順のフローチャートを第1.3.13図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、炉心出口温度及び格納容器内高レンジモニタ（高レンジ）の指示値により、炉心が損傷したことを確認する。
- ② 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧を指示する。
- ③ 運転員は、中央制御室で1次冷却材圧力(広域)を確認し、2.0MPa [gage]以上である場合、加圧器逃がし弁を開操作し1次冷却系の減圧を開始する。
- ④ 運転員は、中央制御室で1次冷却材圧力(広域)が2.0MPa [gage]未満まで減圧したことを確認する。

(3) 操作の成立性

上記の対応は，中央制御室にて運転員 1 名で実施する。

操作については，中央制御室で通常の運転操作にて対応する。

1.3.5 蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続の手順

蒸気発生器伝熱管破損発生時は，原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し，1次冷却材の格納容器外への漏えいが生じる。したがって，漏えい量を抑制するための早期の1次冷却系の減温，減圧を行う必要がある。

破損側蒸気発生器を1次冷却材圧力（広域），主蒸気ライン圧力，蒸気発生器水位，高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し，破損側蒸気発生器を隔離する。

破損側蒸気発生器の隔離完了後，主蒸気逃がし弁による冷却，減圧操作及び加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系と破損側蒸気発生器2次側の圧力を均圧することで，1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。

全交流動力電源喪失発生時においては，高感度型主蒸気管モニタ等による監視が不能となるが，破損側蒸気発生器は1次冷却材圧力，主蒸気ライン圧力及び蒸気発生器水位の指示値により判断する。

また，破損側蒸気発生器の隔離ができない場合においても，健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による原子炉の冷却及び1次冷却系の減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。

(1) 手順着手の判断基準

1次冷却材圧力の低下，破損側の蒸気発生器水位及び主蒸気ライン

圧力の上昇等により蒸気発生器伝熱管破損発生と判断した場合。また、破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側主蒸気ライン圧力の低下が継続していることにより破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合。

(2) 操作手順

蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の減圧が継続した場合の手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.3.14 図に、対応手順のフローチャートを第 1.3.15 図に示す。

(添付資料 1.3.10, 1.3.11)

- ① 発電課長（当直）は、原子炉の自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号の作動による高圧注入系、低圧注入系及び電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。
- ② 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、蒸気発生器伝熱管破損発生の判断及び破損側蒸気発生器を判定し、運転員に破損側蒸気発生器の隔離を指示する。
- ③ 運転員は、中央制御室で破損側蒸気発生器への補助給水停止、主蒸気隔離弁の閉止及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気主蒸気ライン元弁の閉止等を行い、破損側蒸気発生器を隔離する。主蒸気隔離弁閉止後、運転員は現場で主蒸気隔離弁の増し締め操作を実施する。
- ④ 発電課長（当直）は、破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損側主蒸気ライン圧力を確認する。破損側主蒸気ライン圧力の低下が継続していることにより、破損側蒸気発生器の隔離失敗と判断し、運転員に健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開操作による 1 次冷却系の減温、減圧開始を指示する。

- ⑤ 運転員は、中央制御室で健全側主蒸気逃がし弁を全開とし蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を開始する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室及び現場で 1 次系純水タンク、ほう酸タンク及び 2 次系純水タンク等を水源として、燃料取替用水ピットへの補給を開始する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、非常用炉心冷却設備停止条件を早期に確立し、1 次冷却系からの漏えい量を抑制するため、運転員に 1 次冷却系の減圧を指示する。
- ⑧ 運転員は、中央制御室で加圧器逃がし弁を開操作し、1 次冷却系の減圧を開始する。
- ⑨ 運転員は、中央制御室で破損側蒸気発生器 2 次側への漏えい量抑制のため、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。
- ⑩ 発電課長（当直）は、非常用炉心冷却設備停止条件を確認し、運転員に高圧注入ポンプによる原子炉への注水から充てんポンプによる原子炉への注水に切り替えるよう指示する。
- ⑪ 運転員は、中央制御室で高圧注入ポンプによる原子炉への注水から充てんポンプによる原子炉への注水に切り替えを行う。
- ⑫ 発電課長（当直）は、余熱除去系の運転条件を満足していることを確認し、長期対策も含めて余熱除去系による冷却を行う。

(3) 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 2 名、現場は運転員 2 名により作業を実施する。円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

1.3.6 インターフェイスシステム L O C A 発生時の手順

インターフェイスシステム L O C A 発生時は、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失し、1次冷却材の格納容器外への漏えいが生じる。したがって、漏えい量を抑制するため早期の1次冷却系の減温、減圧及び保有水量を確保するための原子炉への注水が必要となる。

格納容器外への1次冷却材の漏えいを停止するため、破損箇所を早期に発見し隔離する。

隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の漏えい量を抑制する。

低温停止に移行する場合、健全側余熱除去系により原子炉の冷却を行う。

化学体積制御系統から1次冷却材が格納容器外へ漏えいした場合においてもインターフェイスシステム L O C A と同様の徴候を示すが、対応手順は設計基準事故の対象として整備している。

(添付資料 1.3.12)

(1) 手順着手の判断基準

1次冷却材圧力、加圧器水位の低下、余熱除去ポンプ出口圧力上昇等により余熱除去系への漏えいによるインターフェイスシステム L O C A の発生を判断した場合。

(2) 操作手順

格納容器外で1次冷却材の漏えいが生じた場合の手順の概要は以下のとおり。タイムチャートを第 1.3.16 図に、対応手順のフローチャートを第 1.3.17 図に示す。

(添付資料 1.3.13, 1.3.14)

- ① 発電課長（当直）は、原子炉の自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号の作動による高圧注入系、低圧注入系及び電動補助給水ポンプ等の自動作動を確認する。
- ② 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、格納容器外で余熱除去系の漏えいによるインターフェイスシステム L O C A の発生を判断し、運転員に破損箇所の隔離等を指示する。
- ③ 運転員は、中央制御室で余熱除去ポンプを全台停止する。また、中央制御室及び現場で燃料取替用水ピット水の流出を抑制するために、燃料取替用水ピットと余熱除去系の隔離を行う。1次冷却系の保有水量低下を抑制するために、1次冷却系と余熱除去系の隔離を行う。
- ④ 運転員は、中央制御室及び現場で1次系純水タンク、ほう酸タンク及び2次系純水タンク等を水源として、燃料取替用水ピットへの補給を行う。
- ⑤ 発電課長（当直）は、余熱除去系統の破損箇所の隔離ができない場合、運転員に主蒸気逃がし弁開による1次冷却系の減温、減圧を指示する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室で主蒸気逃がし弁を開操作し、1次冷却材圧力及び1次冷却材温度により、1次冷却系が減温、減圧できていることを確認する。
- ⑦ 発電課長（当直）は、非常用炉心冷却設備停止条件を早期に確立すること及び1次冷却系から漏えい量を抑制するため、運転員に加圧器逃がし弁開による1次冷却系の減圧を指示する。
- ⑧ 運転員は、中央制御室で加圧器逃がし弁を開操作し、1次冷却材圧力により1次冷却系が減圧できていることを確認する。

- ⑨ 運転員は、中央制御室で1次冷却材圧力（広域）が約0.6MPa[gage]に下がった場合又は非常用炉心冷却設備停止条件が満足していることを確認した場合は、蓄圧タンク出口弁を閉止する。
- ⑩ 運転員は、中央制御室で非常用炉心冷却設備停止条件を満足していることを確認し、高圧注入ポンプによる原子炉への注水を充てんポンプによる原子炉への注水に切り替える。
- ⑪ 運転員は、中央制御室で1次冷却材圧力が余熱除去系配管の最高使用圧力以下となれば、現場で破損側余熱除去系の弁を閉止することにより隔離を行い、余熱除去系からの漏えいを停止する。
- ⑫ 運転員は、中央制御室で1次冷却材温度177℃未満、1次冷却材圧力2.7MPa[gage]以下を確認し、健全側余熱除去系による原子炉の冷却を行う。

(3) 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員2名、現場は運転員2名により作業を実施する。

インターフェイスシステムLOCA発生時において、現場での隔離操作は、アクセスルート及び操作場所の環境性等を考慮して、遠隔駆動機構である余熱除去ポンプ入口弁駆動用空気ボンベを用いて行う。

余熱除去ポンプ入口弁駆動用空気ボンベ出口弁操作の専用工具は速やかに操作できるように操作場所近傍に配備する。

余熱除去ポンプ入口弁駆動用空気ボンベ、余熱除去ポンプ入口弁遠隔操作場所及び操作場所への通路部は、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器からの溢水、並びに溢水によって悪化した雰囲気温度の影響を受けなく、また放射線の影響が少ない場

所である。

また、インターフェイスシステムLOCA発生時は格納容器内外のパラメータ等によりインターフェイスシステムLOCAと判断するが、余熱除去系は原子炉建屋及び原子炉補助建屋内において各部屋が分離されているため、漏水検知器及び火災報知器により、漏えい場所を特定するための参考情報の入手並びに原子炉建屋及び原子炉補助建屋の状況を確認することが可能である。

(添付資料 1.3.15, 1.3.16, 1.3.17, 1.3.18)

第 1.3.5 表 重大事故等対処に係る監視計器

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等

監視計器一覧（1 / 12）

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器
1.3.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等		
(1) 1次系のフィードアンドブリード	判断 基準	最終ヒートシンク の確保
		水源の確保
	操作	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 補助給水流量 ・ 燃料取替用水ピット水位 「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(1)「1次系のフィードアンドブリード」にて整備する。

監視計器一覧（2 / 12）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目		監視計器
1.3.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等 (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）			
a. 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準	最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 補助給水流量
		原子炉圧力容器内の圧力	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材圧力（広域）
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水ピット水位
	操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.4(2)「補助給水ポンプの起動状況確認」にて整備する。	
b. 電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準	電源	<ul style="list-style-type: none"> ・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 甲母線電圧, 乙母線電圧
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 6-C 1, C 2, D 母線電圧
	最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 補助給水流量 	
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) a. 「電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。		
c. SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水	判断基準	最終ヒートシンクの確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域）
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（狭域）
			<ul style="list-style-type: none"> ・ 主給水ライン流量 ・ 蒸気発生器水張り流量
	水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 補助給水ピット水位 	
操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) b. 「SG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水」にて整備する。		

監視計器一覧（3 / 12）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目		監視計器
1.3.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等 (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）			
d. 代替屋外給水タンクを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断 基準	最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 補助給水流量
	操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) c. 「代替屋外給水タンクを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。	
e. 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断 基準	原子炉圧力容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域）
	操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) d. 「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。	
f. 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 蒸気発生器への注水	判断 基準	原子炉圧力容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> ・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域）
	操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」のうち、1.2.2.1(2) e. 「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による蒸気発生器への注水」にて整備する。	

監視計器一覧（4 / 12）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目		監視計器
1.3.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等 (3) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）			
a. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出	判断基準	原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 補助給水流量
	操作	—	—
b. タービンバイパスによる蒸気放出	判断基準	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧
			・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧
			・ 甲母線電圧, 乙母線電圧
			・ 6-C 1, C 2, D 母線電圧
	最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力 ・ 蒸気発生器水位（広域） ・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 復水器真空（広域）	
操作	—	—	
1.3.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等			
(4) 加圧器補助スプレイによる減圧	判断基準	原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉圧力容器内 への注水量	・ 充てん流量
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位 ・ 体積制御タンク水位
	操作	—	—

監視計器一覧（5 / 12）

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器	
1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (1) 補助給水ポンプの機能回復			
a. タービン動補助給水ポンプ (現場手動操作) 及び タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気 入口弁 (現場手動操作) による タービン動補助給水ポンプの機能回復	判断 基準	電源	・ A, B-直流コントロールセンタ母線 電圧
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)
			・ 蒸気発生器水位 (狭域)
		水源の確保	・ 補助給水流量
	操作	「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を 冷却するための手順等」のうち, 1.2.2.2(1) a. 「タービン 動補助給水ポンプ (現場手動操作) 及びタービン動補助給水 ポンプ駆動蒸気入口弁 (現場手動操作) によるタービン補助給 水ポンプの機能回復」にて整備する。	
b. 代替非常用発電機による 電動補助給水ポンプの機能回復	判断 基準	電源	・ 6-A, B 母線電圧
			・ 代替非常用発電機電圧, 電力, 周波数
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位 (広域)
			・ 蒸気発生器水位 (狭域)
	水源の確保	・ 補助給水流量	
操作	—	—	

監視計器一覧（6 / 12）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (2) 主蒸気逃がし弁の機能回復			
a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作） による主蒸気逃がし弁の機能回復	判断基準	原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉格納容器内の 温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
			・ 格納容器圧力（AM用）
		原子炉格納容器内の 水位	・ 格納容器再循環サンプル水位（狭域）
		最終ヒートシンクの 確保	・ 主蒸気ライン圧力
			・ 蒸気発生器水位（広域）
			・ 蒸気発生器水位（狭域）
		電源	・ 補助給水流量
	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧		
	・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧		
	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		
	補機監視機能	・ 6-A, B, C 1, C 2, D母線電圧	
	・ 制御用空気圧力		
	操作	原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
			・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		最終ヒートシンクの 確保	・ 主蒸気ライン圧力
・ 蒸気発生器水位（広域）			
・ 蒸気発生器水位（狭域）			
格納容器バイパス の監視		・ 補助給水流量	
		・ 復水器排気ガスモニタ	
		・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ	
	・ 主蒸気ライン圧力		
・ 蒸気発生器水位（狭域）			

監視計器一覧（7 / 12）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (2) 主蒸気逃がし弁の機能回復			
b. 主蒸気逃がし弁操作用可搬型 空気ポンベによる 主蒸気逃がし弁の機能回復	判断 基準	最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力
			・ 蒸気発生器水位（広域）
			・ 蒸気発生器水位（狭域）
			・ 補助給水流量
	補機監視機能	・ 制御用空気圧力	
	操作	原子炉圧力容器内 の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
		・ 1次冷却材温度（広域－低温側）	
		原子炉圧力容器内 の圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
最終ヒートシンク の確保		・ 主蒸気ライン圧力	
		・ 蒸気発生器水位（広域）	
	・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 補助給水流量		
c. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた A-制御用空気圧縮機（海水冷却） による主蒸気逃がし弁の機能回復	判断 基準	補機監視機能	・ 制御用空気圧力
		最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力
			・ 蒸気発生器水位（広域）
			・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 補助給水流量
	操作	A-制御用空気圧縮機の補機冷却水（海水）通水により制御用 空気系統を回復する手順は、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を 輸送するための手順等」のうち、1.5.2.2(2)c.「可搬型大型 送水ポンプ車を用いたA-制御用空気圧縮機（海水冷却）に よる主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。 主蒸気逃がし弁の開度調整は、1.3.2.2(2)b.(b)④と同様。	

監視計器一覧（8 / 12）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器										
1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (3) 加圧器逃がし弁の機能回復												
a. 加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 432 995 477">電源</td> <td data-bbox="995 432 1447 477">・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 477 995 521"></td> <td data-bbox="995 477 1447 521">・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 521 995 566"></td> <td data-bbox="995 521 1447 566">・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 566 995 611"></td> <td data-bbox="995 566 1447 611">・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 611 995 674">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="995 611 1447 674">・ 1 次冷却材圧力 (広域)</td> </tr> </table>	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧		・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧		・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧	原子炉圧力容器内の圧力	・ 1 次冷却材圧力 (広域)
	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧										
	・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧											
	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧											
	・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧											
原子炉圧力容器内の圧力	・ 1 次冷却材圧力 (広域)											
操作	加圧器逃がし弁の開操作は 1.3.4 「炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順」にて整備する。											
b. 加圧器逃がし弁操作用バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 779 995 846">電源</td> <td data-bbox="995 779 1447 846">・ A, B-直流コントロールセンタ母線電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 846 995 913">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td data-bbox="995 846 1447 913">・ 1 次冷却材圧力 (広域)</td> </tr> </table>	電源	・ A, B-直流コントロールセンタ母線電圧	原子炉圧力容器内の圧力	・ 1 次冷却材圧力 (広域)						
	電源	・ A, B-直流コントロールセンタ母線電圧										
原子炉圧力容器内の圧力	・ 1 次冷却材圧力 (広域)											
操作	加圧器逃がし弁の開操作は, 1.3.4 「炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順」にて整備する。											
c. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた A-制御用空気圧縮機 (海水冷却) による加圧器逃がし弁の機能回復	判断基準	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="783 1021 995 1066">電源</td> <td data-bbox="995 1021 1447 1066">・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1066 995 1111"></td> <td data-bbox="995 1066 1447 1111">・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1111 995 1155"></td> <td data-bbox="995 1111 1447 1155">・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1155 995 1200"></td> <td data-bbox="995 1155 1447 1200">・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</td> </tr> <tr> <td data-bbox="783 1200 995 1234">補機冷却</td> <td data-bbox="995 1200 1447 1234">・ A-制御用空気圧縮機補機冷却水流量</td> </tr> </table>	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧		・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧		・ 甲母線電圧, 乙母線電圧		・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧	補機冷却	・ A-制御用空気圧縮機補機冷却水流量
	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧										
	・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧											
	・ 甲母線電圧, 乙母線電圧											
	・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧											
補機冷却	・ A-制御用空気圧縮機補機冷却水流量											
操作	<p>A-制御用空気圧縮機の補機冷却水 (海水) 通水により制御用空気系統を回復する手順は, 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」のうち, 1.5.2.2(2)c. 「可搬型大型送水ポンプ車を用いた A-制御用空気圧縮機 (海水冷却) による主蒸気逃がし弁の機能回復」にて整備する。</p> <p>加圧器逃がし弁の開操作は, 1.3.4 「炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順」にて整備する。</p>											

監視計器一覧（9 / 12）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.3.4 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順			
—	判断 基準	原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ （高レンジ）
	操作	原子炉压力容器内の 温度	・ 炉心出口温度
		原子炉压力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉格納容器内の 放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ （高レンジ）

監視計器一覧（10／12）

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器	
1.3.5 蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続の手順			
—	判断基準	信号	・ E C C S 作動
		最終ヒートシンク の確保	・ 蒸気発生器水位（狭域）
			・ 蒸気発生器水位（広域）
			・ 主蒸気ライン圧力
			・ 主蒸気流量
		原子炉圧力容器内 の水位	・ 加圧器水位
		格納容器バイパス の監視	・ 1次冷却材圧力（広域）
			・ 復水器排気ガスモニタ
			・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ
			・ 高感度型主蒸気管モニタ
	・ 蒸気発生器水位（狭域）		
	・ 主蒸気ライン圧力		
	操作	最終ヒートシンク の確保	・ 主蒸気ライン圧力
			・ 補助給水流量
			・ 蒸気発生器水位（狭域）
			・ 蒸気発生器水位（広域）
		原子炉圧力容器内 の温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
			・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		原子炉圧力容器内 の圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		原子炉圧力容器内 の水位	・ 加圧器水位
原子炉圧力容器内 への注水量		・ 高圧注入流量	
		・ 充てん流量	
水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位		
	・ ほう酸タンク水位		
	・ 1次系純水タンク水位		
	・ 2次系純水タンク水位		
	・ ろ過水タンク水位		

監視計器一覧（11 / 12）

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器	
1.3.6 インターフェイスシステムLOCA発生時の手順			
—	判断基準	信号	
		・ E C C S 作動	
		原子炉圧力容器内の 水位	
		・ 加圧器水位	
		格納容器バイパス の監視	・ 1次冷却材圧力（広域）
			・ 補助建屋サンプタンク水位
			・ 排気筒ガスモニタ
			・ 排気筒高レンジガスモニタ（低レンジ）
			・ 排気筒高レンジガスモニタ（高レンジ）
			・ 復水器排気ガスモニタ
			・ 蒸気発生器ブローダウン水モニタ
			・ 高感度型主蒸気管モニタ
			・ 蒸気発生器水位（狭域）
			・ 主蒸気ライン圧力
			・ 余熱除去ポンプ出口圧力
・ 余熱除去冷却器入口温度			
・ 余熱除去冷却器出口温度			
・ 加圧器逃がしタンク水位			
・ 加圧器逃がしタンク圧力			
・ 加圧器逃がしタンク温度			

監視計器一覧（12 / 12）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.3.6 インターフェイスシステムLOCA発生時の手順			
—	操作	原子炉圧力容器内の 水位	・ 加圧器水位
		原子炉圧力容器内の 温度	・ 1次冷却材温度（広域－高温側） ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
		原子炉圧力容器内の 圧力	・ 1次冷却材圧力（広域）
		最終ヒートシンク の確保	・ 補助給水流量
			・ 蒸気発生器水位（広域）
			・ 蒸気発生器水位（狭域） ・ 主蒸気ライン圧力
		原子炉圧力容器内の 注水量	・ 高圧注入流量 ・ 充てん流量
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
			・ ほう酸タンク水位
			・ 1次系純水タンク水位
・ 2次系純水タンク水位 ・ ろ過水タンク水位			

抜粋

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAT201 r.0
提出年月日	平成28年7月12日

泊発電所3号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料

平成28年7月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

目 次

1. 重大事故等対策

- 1.0 重大事故等対策における共通事項
- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故等の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

- 2.1 可搬型設備等による対応

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

<目 次>

2.1 可搬型設備等による対応

2.1.1 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に係る基本的な考え方

2.1.1.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

2.1.1.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

2.1.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

2.1.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

2.1.2.1 大規模損壊発生時の手順書の整備

2.1.2.2 大規模損壊の発生に備えた体制の整備

2.1.2.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

2.1.3 まとめ

- 添付資料2.1.1 大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の抽出プロセスについて
- 添付資料2.1.2 PRAの結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった事故シーケンス等への対応について
- 添付資料2.1.3 大規模損壊発生時の対応
- 添付資料2.1.4 大規模損壊発生時に使用する対応手順書及び設備一覧
- 添付資料2.1.5 大規模損壊発生時における格納容器水素イグナイタの起動判断について
- 添付資料2.1.6 使用済燃料ピットからの大規模な漏えい発生時の対応について
- 添付資料2.1.7 放水砲の設置場所及び使用方法等について
- 添付資料2.1.8 大規模損壊発生時において中央制御室におけるプラント監視及び制御機能の一部に期待できる場合の対応について
- 添付資料2.1.9 外部事象に対する設備の防護判断と対応操作の適用性について
- 添付資料2.1.10 米国ガイド (NEI-06-12 及び NEI-12-06) で参考とした事項について
- 添付資料2.1.11 大規模損壊発生時に必要な可搬型重大事故等対処設備等の配備及び防護の状況について
- 添付資料2.1.12 大規模損壊の発生に備えて配備する資機材について
- 添付資料2.1.13 設計基準対象施設に係る要求事項に対する大規模損壊での対応状況
- 添付資料2.1.14 大規模損壊発生時における放射線防護に係る対応について
- 添付資料2.1.15 緊急時における対応要員の確保の考え方について
- 添付資料2.1.16 原子力災害と一般災害の複合災害発生時における対応の考え方について

補足説明資料

1. 対策の具体的内容（共通事項）
2. 大規模な自然災害の想定 of 具体的内容
3. テロの想定脅威の具体的内容

非公開資料

(4) 大規模損壊発生時に確認するプラントパラメータリスト (初動対応フローにおいて確認するパラメータ)

① 中央制御室
② 安全系計装盤室等
③ 現場盤、現場計器

※1は可搬型計測器による確認
※2は専用可搬型蓄電池を接続して確認
※3は可搬型計測器による確認

※4は最優先採取パラメータ

パラメータ区分	プラント状態確認パラメータ項目		代替パラメータ項目		パラメータ確認手段			個別戦略での戦略成功判断パラメータ (番号は戦略No.を示す)						
	①	②	③	①	②	③	【2】	【3】	【4】	【5】	【6】	【7】	【8】	【9】
環境モニタ確認パラメータ	モニタリングポスト	○	○	○	モニタリングステーション	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	CV圧力	○	○	○	CV圧力 (AM)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	CV圧力 (AM)	○	○	○	CV内温度	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	CV内温度	○	○	○	CV圧力	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	加圧器水位	○	○	○	CV内温度	○	○	○	○	○	○	○	○	○
	RCS圧力	○	○	○	CV圧力 (AM)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	原子炉容器水位	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	RCS高温側温度 (広域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	RCS圧力	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	加圧器圧力	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	RCS高温側温度 (広域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	RCS低温側温度 (広域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
使用済燃料ピット確認パラメータ		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心状態の確認パラメータ		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
原子炉停止確認パラメータ		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
		○	○	○	CV再循環サンプ水位 (狭域)	○	○	○	○	○	○	○	○	○

【2】放射線計測器による測定
【3】放射線計測器による測定
【4】放射線計測器による測定
【5】電源確保のための戦略
【6】炉心注水のための戦略
【7】SGによる原子炉冷却のための戦略
【8】使用済燃料冷却のための戦略
【9】水素爆発抑制のための戦略

③ 現場盤, 現場計器 ※2は可搬型計測器による確認

① 中央制御室
② 安全系計装盤等 ※1は可搬型計測器による確認

パラメータ区分	プラント状態確認 パラメータ項目	パラメータ確認手段			代替パラメータ項目	パラメータ確認手段			パラメータ確認不能な場 合の間接的な 確認手段	個別戦略での戦略成功判断/パラメータ (番号は戦略No.を示す)									
		①	②	③		①	②	③		【2】	【3】	【4】	【5】	【6】	【7】	【8】	【9】		
個別戦略判断 パラメータ	SG水位(狭域)	○	○※1	○※2	SG水位(広域)	○	○※1	○※2											
		○	○※1	○※2	RCS高温側温度(広域)	○	○※1	○※2	-					○					
	SG水位(広域)	○	○※1	○※2	RCS低温側温度(広域)	○	○※1	○※2											
		○	○※1	○※2	補助給水流量	○	○※1	○※2											
	補助給水流量	○	○※1	○※2	AFWP(T)水位	○	○※1	○※2											
		○	○※1	○※2	SG水位(狭域)	○	○※1	○※2											
	AFWP(T)水位	○	○※1	○※2	RCS高温側温度(広域)	○	○※1	○※2											
		○	○※1	○※2	RCS低温側温度(広域)	○	○※1	○※2	-						○				
	原子炉容器水位	○	○※1	○※2	補助給水流量	○	○※1	○※2											
		○	○※1	○※2	AFWP(T)水位	○	○※1	○※2											
	個別戦略判断 パラメータ	CV/水素濃度計測装置	○	○※1	○※2	SG水位(広域)	○	○※1	○※2										
			○	○※1	○※2	SG水位(狭域)	○	○※1	○※2										
		原子炉容器水位	○	○※1	○※2	M/D-AFWP入口圧力	○	○※1	○※2										
			○	○※1	○※2	T/D-AFWP入口圧力	○	○※1	○※2										
原子炉容器水位		○	○※1	○※2	CV再循環サブ水位(広域)	○	○※1	○※2											
		○	○※1	○※2	CV再循環サブ水位(狭域)	○	○※1	○※2											
原子炉容器水位		○	○※1	○※2	高圧注入流量	○	○※1	○※2											
		○	○※1	○※2	余熱除去流量	○	○※1	○※2											
原子炉容器水位		○	○※1	○※2	格納容器スプレイ流量	○	○※1	○※2											
		○	○※1	○※2	SIP,RHRP,CSP入口圧力	○	○※1	○※2											
原子炉容器水位		○	○※1	○※2	PAR作動温度	○	○※1	○※2											
		○	○※1	○※2	イグナイタ作動温度	○	○※1	○※2											
原子炉容器水位		○	○※1	○※2	可搬型アニュラス水素濃度	○	○※1	○※2											
		○	○※1	○※2	加圧器水位	○	○※1	○※2											
原子炉容器水位	○	○※1	○※2	RCS圧力	○	○※1	○※2												
	○	○※1	○※2	RCS高温側温度(広域)	○	○※1	○※2												

【2】放射性物質放出低減のための戦略
 【3】格納容器破損緩和(損傷炉心冠水)のための戦略
 【4】格納容器過圧破損緩和のための戦略
 【5】電源確保のための戦略
 【6】炉心注水のための戦略
 【7】SGによる原子炉冷却のための戦略
 【8】使用済燃料冷却のための戦略
 【9】水素爆発抑制のための戦略

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SA-20(43 条)Rev. 0(v. 0)
提出年月日	平成 28 年7月12日

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合性について (重大事故等対処設備)

共通要因故障防止にかかる設計方針は、
43-5～10 ページに 赤枠囲み にて示している。

平成 2 8 年 7 月
北海道電力株式会社

本資料においては、泊発電所 3 号炉の「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、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）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第 38 条～第 43 条(第 42 条除く)に対する、泊発電所 3 号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第 44 条～第 62 条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。

< 目次 >

1. 基本的な設計方針

1.1 耐震性・耐津波性

1.1.1 発電用原子炉施設の位置【38 条】

1.1.2 耐震設計の基本方針【39 条】

1.1.3 津波による損傷の防止【40 条】

1.2 火災による損傷の防止【41 条】

1.3 重大事故等対処設備

1.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等

【43 条 1 - 五，43 条 2 - 二，三，43 条 3 - 三，五，七】

1.3.2 容量等【43 条 2 - 一，43 条 3 - 一】

1.3.3 環境条件等【43 条 1 - 一，六，43 条 3 - 四】

1.3.4 操作性及び試験・検査性【43 条 1 - 二，三，四，43 条 3 - 二，六】

2. 個別機能の設計方針

2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44 条】

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45 条】

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46 条】

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47 条】

2.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48 条】

2.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49 条】

2.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50 条】

2.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備【51 条】

2.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52 条】

2.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53 条】

2.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54 条】

2.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55 条】

2.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備【56 条】

2.14 電源設備【57 条】

- 2.15 計装設備【58 条】
- 2.16 原子炉制御室【59 条】
- 2.17 監視測定設備【60 条】
- 2.18 緊急時対策所【61 条】
- 2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62 条】
- 2.20 1 次冷却設備
- 2.21 原子炉格納施設
- 2.22 燃料貯蔵設備
- 2.23 非常用取水設備

表 重大事故等対処設備仕様

1.3 重大事故等対処設備

原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心、使用済燃料ピット内の燃料体等及び運転停止中における原子炉の燃料体の著しい損傷を防止するために、また、重大事故が発生した場合においても、原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な放出を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

重大事故等対処設備については、種別として常設のものと可搬型のものがあるが、以下のとおり分類する。

(1) 重大事故等対処設備のうち常設のもの（常設重大事故等対処設備）

a. 常設重大事故防止設備

重大事故防止設備のうち常設のもの。「1.1.2.1 地震による損傷の防止に係る基準適合性 I. 設備分類」の(1)常設重大事故防止設備に同じ。

a-1. 常設耐震重要重大事故防止設備

a. であって耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの。「1.1.2.1 地震による損傷の防止に係る基準適合性 I. 設備分類」の(1)a. 常設耐震重要重大事故防止設備に同じ。

a-2. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備

a. であってa-1. 以外のもの。「1.1.2.1 地震による損傷の防止に係る基準適合性 I. 設備分類」の(1)b. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備に同じ。

b. 常設重大事故緩和設備

重大事故緩和設備のうち常設のもの。「1.1.2.1 地震による損傷の防止に係る基準適合性 I. 設備分類」の(2)常設重大事故緩和設備に同じ。

c. 常設重大事故等対処設備（防止・緩和以外）

常設重大事故等対処設備のうちa. b. 以外の常設設備で、防止又は緩和の機能がないもの。

(2) 重大事故等対処設備のうち可搬型のもの

a. 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち持ち運びが可能な設備。

補足説明資料 共－1「重大事故等対処設備の設備分類等」に、重

大事故等対処設備の種別，設備分類，重大事故等クラスを示す。

常設耐震重要重大事故防止設備，常設重大事故防止設備及び可搬型重大事故等対処設備のうち防止機能を持つものについては，重大事故等対処設備が代替する機能を有する設計基準事故対処設備とその耐震重要度分類を併せて示す。

1.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等

【43条1-五，43条2-二，三，43条3-三，五，七】

【設置許可基準規則】

(重大事故等対処設備)

第四十三条 重大事故等対処設備は，次に掲げるものでなければならない

五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては，当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管，弁，ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は，前項に定めるもののほか，次に掲げるものでなければならない。

二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし，二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であつて，同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は，この限りでない。

三 常設重大事故防止設備は，共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては，第一項に定めるもののほか，次に掲げるものでなければならない。

三 常設設備と接続するものにあつては，共通要因によって接続することができなくなることを防止するため，可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けるものであること。

五 地震，津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

七 重大事故防止設備のうち可搬型のもものは，共通要因によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じたものであること。

(解釈)

- 1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。
- 3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。
- 4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。
- 6 第3項第3号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けること。
- 7 第3項第5号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から100m以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。

(1) 多様性，位置的分散

共通要因としては，環境条件，自然現象，発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の安全性を損なう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「外部人為事象」という。），溢水，火災及びサポート系を考慮する。

自然現象については，地震，津波，洪水，風（台風），竜巻，凍結，降水，積雪，落雷，地滑り，火山の影響，生物学的事象，森林火災及び高潮を考慮する。

地震，津波以外の自然現象の組合せについては，風（台風），積雪及び降灰による荷重の組合せを考慮する。地震，津波を含む自然現象の組合せについては，それぞれ「1.1.2 耐震設計の基本方針」及び「1.1.3 津波による損傷の防止」にて考慮する。

外部人為事象については，飛来物（航空機落下等），ダムの崩壊，爆発，近隣工場等の火災（石油コンビナート施設等の火災，発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災，航空機墜落による火災，発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響），有毒ガス，船舶の衝突，電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては，可搬型重大事故等対処設備による対策を講じることとする。

建屋及び地中の配管トレンチについては，地震，津波，火災及び外部からの衝撃による損傷を防止できる設計とする。

重大事故緩和設備についても，可能な限り多様性を考慮する。

a. 常設重大事故等対処設備（第四十三条 第2項 第三号）

常設重大事故防止設備は，設計基準事故対処設備及び使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能を有する設備（以下「設計基準事故対処設備等」という。）の機能と，共通要因によって同時にその機能を損なうおそれがないよう，可能な限り多様性，独立性，位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。ただし，常設重大事故防止設備のうち，計装設備について，重要代替監視パラメータ（当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器を除く。）による推定は，重要な監視パラメータと異なる物理量（水位，注水量等）又は測定原理とする等，重要な監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替監視パラメータは重要な監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

環境条件に対しては，想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重及びその他の使用条件において，常設重大事故防止設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.3.3 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重，凍結，降水，積雪，火山の影響並びに電磁的障害に対

して常設重大事故防止設備は、環境条件にて考慮し機能を損なうことのない設計とする。

地震に対して常設重大事故防止設備は、「1.1.1 発電用原子炉施設の位置」に基づく地盤に設置する。地震、津波及び火災に対して常設重大事故防止設備は、「1.1.2 耐震設計の基本方針」、「1.1.3 津波による損傷の防止」及び「1.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とする。地震、津波、溢水及び火災に対して常設重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備等の機能と同時にその機能を損なうおそれがないように、可能な限り設計基準事故対処設備等と位置的分散を図るとともに、溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない設計とする。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）及び有毒ガスに対して、常設重大事故防止設備は、外部からの衝撃による損傷防止が図られた建屋内に設置するか、設計基準事故対処設備等の機能と同時にその機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等を防護するとともに、設計基準事故対処設備等と位置的分散を図り屋外に設置する。落雷に対して代替非常用発電機は、避雷設備又は接地設備により防護する設計とする。生物学的事象のうち、ネズミ等の小動物に対して屋外の常設重大事故防止設備は、侵入防止対策により機能を損なうおそれのない設計とする。クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の常設重大事故防止設備は、多重性をもつ設計とする。

高潮に対して常設重大事故防止設備（非常用取水設備は除く）は、高潮の影響を受けない敷地高さに設置する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、地滑り及び洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下等）については、防護設計の可否を判断する基準を超えない等の理由により、ダムの崩壊、爆発及び石油コンビナート施設の火災については立地的要因により、船舶の衝突については敷地近傍に船舶航路がないこと等により、設計上考慮する必要はない。

常設重大事故緩和設備についても、可能な限り上記を考慮して多様性、位置的分散を図る設計とする。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。また、常設重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等と可能な限り異なる水源を持つ設計とする。

b. 可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第五号及び第七号）

重大事故防止設備のうち可搬型のもの（以下、「可搬型重大事故防止

設備」という。)は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備の機能と、共通要因によって同時にその機能を損なうおそれがないよう、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じる設計とする。

また、可搬型重大事故等対処設備は、地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備等及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、可搬型重大事故等対処設備がその機能を確実に発揮できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.3.3 環境条件等」に記載する。風(台風)及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪、火山の影響並びに電磁的障害に対して可搬型重大事故等対処設備は、環境条件にて考慮し機能を損なうことのない設計とする。

地震に対して可搬型重大事故等対処設備は、「1.1.1 発電用原子炉施設の位置」に基づき設置された建屋内に保管するか、又は屋外において共通要因によりすべての設備が同時に機能を喪失しないよう転倒しないことを確認するか若しくは必要により固縛等の処置をする。屋外の可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要な容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備以外のものは、必要な容量等を賄うことができる設備の1セットについて、地震により生ずる敷地下斜面の滑り、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響により必要な機能を喪失しない位置に保管する。

地震及び津波に対して可搬型重大事故等対処設備は、「1.1.2 耐震設計の基本方針」及び「1.1.3 津波による損傷の防止」にて考慮された設計とする。火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、「1.2 火災による損傷の防止」に基づく火災防護を行う。地震、津波、溢水及び火災に対して可搬型重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備等又は常設重大事故等対処設備の機能と同時にその機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散し、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない設計とする。

風(台風)、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の火災(発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響)及び有毒ガスに対して可搬型重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に保管するか、設計基準事故対処設備等

又は常設重大事故等対処設備の機能と同時にその機能を損なうおそれがないように、設計基準事故対処設備等を防護するとともに、設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して屋外に保管する。生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外に保管する場合は、開口部の閉止により機能を損なうおそれのない設計とする。クラゲ等の海生生物に対して可搬型重大事故等対処設備の取水ラインが閉塞する場合には、予備の可搬型重大事故等対処設備によって取水を継続し、閉塞箇所の清掃を行うことで対応できるよう、クラゲ等の海生生物から影響を受けるおそれのある屋外の可搬型重大事故等対処設備は、予備を有する設計とする。

高潮に対して可搬型重大事故等対処設備は、高潮の影響を受けない敷地高さに保管する。

飛来物（航空機落下等）及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対して、屋内の可搬型重大事故等対処設備は、可能な限り設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に分散して保管する。屋外の可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要な容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備以外のものは、必要な容量等を賄うことができる設備の1セットについて、設計基準事故対処設備等及び常設重大事故等対処設備が設置されている原子炉建屋、原子炉補助建屋又はディーゼル発電機建屋から100mの離隔距離を確保するとともに、少なくとも1セットは、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の常設重大事故等対処設備からも100mの離隔距離を確保した上で複数箇所に分散して保管する。また、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する循環水ポンプ建屋内の設計基準事故対処設備から100mの離隔距離を確保した上で複数箇所に分散して保管する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、地滑り及び洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊、爆発及び石油コンビナート施設等の火災については、立地的要因により、船舶の衝突については敷地近傍に船舶航路がないこと等により設計上考慮する必要はない。

サポート系に対しては、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水を考慮し、可搬型重大事故防止設備は設計基準事故対処設備等又は常設重大事故防止設備と異なる駆動源又は冷却源を用いる設計とするか、駆動源又は冷却源が同じ場合は別の手段が可能な設計とする。

c. 可搬型重大事故等対処設備と常設重大事故等対処設備の接続口

(第四十三条 第3項 第三号)

可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する設備と、常設設備との接続口は、共通要因によって、接続することができなくなることを防止するため、建屋の異なる面の隣接しない位置に適切な離隔距離をもって複数箇所設置するか、建屋内の異なる区画に複数箇所設置し異なる建屋面から接続できる設計とする。

環境条件に対しては、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能を確実に発揮できる設計とするとともに、屋内又は建屋面において異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置するか、建屋内の異なる区画に複数箇所設置し異なる建屋面から接続できる設計とする。重大事故等時の環境条件における健全性については「1.3.3 環境条件等」に記載する。風（台風）及び竜巻のうち風荷重、凍結、降水、積雪並びに火山の影響に対しては、環境条件にて考慮し機能を損なうことのない設計とする。

地震に対しては、屋内又は建屋面に設置する場合は、「1.1.1 発電用原子炉施設の位置」に基づく地盤上の建屋において、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置するか、建屋内の異なる区画に複数箇所設置し異なる建屋面から接続できる設計とする。屋外側に設置する場合は、地震により生ずる敷地下斜面の滑り、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に設置する。

地震、津波及び火災に対しては、「1.1.2 耐震設計の基本方針」、「1.1.3 津波による損傷の防止」及び「1.2 火災による損傷の防止」に基づく設計とするとともに、屋内又は建屋面において異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置するか、建屋内の異なる区画に複数箇所設置し異なる建屋面から接続できる設計とする。溢水に対しては、想定される溢水水位に対して機能を喪失しない設計とする。

風（台風）、竜巻、落雷、生物学的事象、森林火災、近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対しては、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置するか、建屋内の異なる区画に複数箇所設置し異なる建屋面から接続できる設計とする。生物学的事象のうちネズミ等の小動物に対して屋外側に設置する場合は、開口部の閉止により機能を損なうおそれのない設計とする。

高潮に対して接続口は、高潮の影響を受けない位置に設置する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、地滑り及び洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、飛来物（航空機落下等）については防護設計の要否判断の基準を超えな

い等の理由により、ダムの崩壊、爆発及び石油コンビナート施設の火災については、立地的要因により、船舶の衝突については敷地近傍に船舶航路がないこと等により設計上考慮する必要はない。

電磁的障害に対して接続口は、計測制御回路がないことから影響を受けない。

また、複数の機能で一つの接続口を同時に使用しない設計とする。

(2) 悪影響防止 (第四十三条 第1項 第五号)

重大事故等対処設備は原子炉施設(他号炉を含む。)内の他の設備(設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備)に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

他の設備への悪影響としては、他設備への系統的な影響(電氣的な影響を含む。)、同一設備の機能的な影響、地震、火災、溢水、風(台風)及び竜巻による影響、タービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する。

他設備への系統的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、弁等の操作によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすること、重大事故等発生前(通常時)の分離された状態から接続により重大事故等対処設備としての系統構成をすること、他の設備から独立して単独で使用可能なこと、又は設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。特に放射性物質又は海水を含む系統と、含まない系統を接続する場合は、多重の隔離弁を設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

同一設備の機能的な影響に対しては、重大事故等対処設備は、要求される機能が複数ある場合は、原則、同時に複数の機能で使用しない設計とする。ただし、可搬型重大事故等対処設備のうち、複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量を合わせた容量とし、兼用できる設計とする。容量の設定根拠については「1.3.2 容量等」に記載する。

地震による影響に対しては、重大事故等対処設備は、地震により他設備に悪影響を及ぼさないように、また、地震による火災源及び溢水源とならないように、耐震設計を行うとともに、可搬型重大事故等対処設備は、転倒しないことを確認するか又は固縛等による固定が可能な設計とする。

耐震設計については「1.1.2 耐震設計の基本方針」に示す。

地震起因以外の火災による影響に対しては、重大事故等対処設備は、火災発生防止、感知及び消火による火災防護を行う。

火災防護については「1.2 火災による損傷の防止」に示す。

地震起因以外の溢水による影響に対しては、想定する重大事故等対処設備の破損等により生じる溢水により、他設備に悪影響を及ぼさない設計とする。放水砲による建屋への放水により、放水砲の使用を想定する重大事故時において必要となる他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

風（台風）及び竜巻による影響については、重大事故等対処設備は、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に設置又は保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とするか、又は風荷重による浮上がり及び横滑りを考慮し、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛の措置をとり、屋外に設置又は保管することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。屋外の可搬型重大事故等対処設備は、他の設備との離隔距離及び保管場所の位置関係を考慮し、必要により固縛の措置をとる設計とし、固縛により当該重大事故等対処設備の操作性等に悪影響を与えないよう設計する。

内部発生飛散物による影響に対しては、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発並びに重量機器の落下を考慮し、これらにより重大事故等対処設備が悪影響を及ぼさない設計とする。

(3) 共用の禁止（第四十三条 第2項 第二号）

常設重大事故等対処設備の各機器については、2以上の原子炉施設において共用しない設計とする。

1.3.2 容量等【43条2-一，43条3-一】

【設置許可基準規則】

(重大事故等対処設備)

第四十三条

2 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては，当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管，弁，ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）は，前項に定めるもののほか，次に掲げるものでなければならない。

一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては，第一項に定めるもののほか，次に掲げるものでなければならない。

一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え，十分に余裕のある容量を有するものであること。

(解釈)

1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは，本規程第37条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては，計画された対策が想定するもの。），想定する格納容器破損モード，使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。

5 第3項第1号について，可搬型重大事故等対処設備の容量は，次によること。

(a) 可搬型重大事故等対処設備のうち，可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）にあつては，必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上を持つこと。

これに加え，故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを工場等全体で確保すること。

(b) 可搬型重大事故等対処設備のうち，可搬型直流電源設備等であつて負荷に直接接続するものにあつては，1負荷当たり1セットに，工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つこと。

(c) 「必要な容量」とは，当該原子炉において想定する重大事故等において，炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。

(1) 常設重大事故等対処設備（第四十三条 第2項 第一号）

常設重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、重大事故等時に必要な目的を果たすために、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、伝熱容量、弁放出流量、発電機容量及び蓄電池容量並びに計装設備の計測範囲及び作動信号の設定値とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するものについては、設計基準事故対処設備の容量等の仕様が、系統の目的に応じて必要となる容量等の仕様に対して十分であることを確認した上で、設計基準事故対処設備の容量等の仕様と同仕様の設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備の系統及び機器を使用するもので、重大事故等時に設計基準事故対処設備の容量等を補う必要があるものについては、その後の事故対応手段と合わせて、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

常設重大事故等対処設備のうち設計基準事故対処設備以外の系統及び機器を使用するものについては、常設重大事故等対処設備単独で、系統の目的に応じて必要となる容量等を有する設計とする。

(2) 可搬型重大事故等対処設備（第四十三条 第3項 第一号）

可搬型重大事故等対処設備は、想定される重大事故等の収束において、想定する事象及びその事象の進展を考慮し、事故対応手段としての系統設計を行う。重大事故等の収束は、これらの系統の組み合わせにより達成する。

「容量等」とは、ポンプ流量、タンク容量、発電機容量、蓄電池容量及びポンベ容量並びに計装設備の計測範囲とする。

可搬型重大事故等対処設備は、系統の目的に応じて1セットに必要な容量等を有する設計とする。これを1セット以上保有するとともにバックアップを保有することにより、必要な容量等に加え、十分に余裕のある容量等を有する設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち複数の機能を兼用することで、設置の効率化、被ばく低減を図れるものは、同時に要求される可能性がある複数の機能に必要な容量等を合わせた容量等とし、兼用できる設計とする。

可搬型重大事故等対処設備のうち原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備を2セット以上持つことに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを発電所全体で確保する。また、可搬型重大事故等対処設備のうち、負荷に直接接続する可搬型バッテリー及び可搬型ポンベ等は、1負荷当たり1セットに、発電所全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量等を確保する。

1.3.3 環境条件等【43条1 - 一，六，43条3 - 四】

【設置許可基準規則】

(重大事故等対処設備)

第四十三条

重大事故等対処設備は，次に掲げるものでなければならない。

- 一 想定される重大事故等が発生した場合における温度，放射線，荷重その他の使用条件において，重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
- 六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。
- 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては，第一項に定めるもののほか，次に掲げるものでなければならない。
 - 四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け，及び常設設備と接続することができるよう，放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定，設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。

(解釈)

- 1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは，本規程第37条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては，計画された対策が想定するもの。），想定する格納容器破損モード，使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。

(1) 環境条件（第四十三条 第1項 第一号）

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるように、その設置(使用)・保管場所に応じた耐環境性を有する設計とするとともに、操作が可能な設計とする。

重大事故等発生時の環境条件については、重大事故等時における温度（環境温度、使用温度）、放射線、荷重に加えて、その他の使用条件として環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時に海水を通水する系統への影響、電磁的障害及び周辺機器等からの悪影響を考慮する。荷重としては重大事故等が発生した場合における機械的荷重に加えて、環境圧力、温度及び自然現象（地震、風（台風）、竜巻、積雪、降灰）による荷重を考慮する。

地震以外の自然現象の組合せについては、風（台風）、積雪及び降灰による荷重の組合せを考慮する。地震を含む自然現象の組合せについては、「1.1.2 耐震設計の基本方針」にて考慮する。

これらの環境条件のうち、重大事故等時における環境温度、環境圧力、湿度による影響、屋外の天候による影響、重大事故等時の放射線による影響及び荷重に対しては、重大事故等対処設備を設置(使用)・保管する場所に依りて、以下の設備分類ごとに、必要な機能を有効に発揮できる設計とする。

原子炉格納容器内の重大事故等対処設備は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とする。

中央制御室内、原子炉建屋内、原子炉補助建屋内、ディーゼル発電機建屋内、燃料取扱棟内、循環水ポンプ建屋内及び緊急時対策所内（空調上屋含む）の重大事故等対処設備は、重大事故等時におけるそれぞれの場所の環境条件を考慮した設計とする。また、地震による荷重を考慮して、機能を損なうことのない設計とするとともに、可搬型重大事故等対処設備については、必要により当該設備の落下防止、転倒防止、固縛による固定の措置をとる。このうち、インターフェイスシステムLOCA時、蒸気発生器伝熱管破損時に破損蒸気発生器の隔離に失敗する事故時又は使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用する設備については、これらの環境条件を考慮した設計とするか、これらの環境影響を受けない区画等に設置する。特に、使用済燃料ピット監視カメラは、使用済燃料ピットに係る重大事故等時に使用するため、その環境影響を考慮して、空気を供給し冷却すること

で耐環境性向上を図る設計とする。操作は中央制御室，異なる区画（フロア）若しくは離れた場所から又は設置場所で可能な設計とする。

屋外の重大事故等対処設備は，重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。また，地震による荷重を考慮して，機能を損なうことのない設計とするとともに，可搬型重大事故等対処設備については，必要により当該設備の落下防止，転倒防止，固縛による固定の措置をとる。風（台風），竜巻による荷重を考慮して，当該重大事故等対処設備と同じ機能を有する重大事故等対処設備と位置的分散を図り複数箇所に保管するとともに，必要により悪影響防止のための固縛を行うことで重大事故等の対処に必要な機能を同時に損なうことのない設計とする。なお，当該可搬型重大事故等対処設備と同じ機能を有する重大事故等対処設備がない場合には，バックアップ保有分も含めて位置的分散を図る設計とする。（1.3.1（2）悪影響防止）積雪及び降灰による荷重を考慮して，機能を損なうことのない設計とする。

海水を通水する系統への影響に対しては，常時海水を通水する，海に設置する又は海で使用する重大事故等対処設備は耐腐食性材料を使用する。ただし，常時海水を通水するコンクリート構造物については，腐食を考慮した設計とする。重大事故等時に海水を通水する可能性のある重大事故等対処設備は，海水影響を考慮した設計とする。また，海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

電磁的障害に対しては，重大事故等対処設備は，重大事故等が発生した場合においても電磁波によりその機能を損なうことのない設計とする。

重大事故等対処設備は，事故対応の多様性拡張のために設置・配備している設備を含む周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない設計とする。周辺機器等からの悪影響としては，地震，火災及び溢水による波及的影響を考慮する。地震に対しては，常設重大事故等対処設備は，「1.1.2 耐震設計の基本方針」に基づき設計するとともに，設計基準事故対処設備等と可能な限り位置的分散を図り，可搬型重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備等の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図る設計とする。位置的分散については，「1.3.1 多重性，位置的分散」に示す。溢水に対しては，重大事故等対処設備が溢水によりその機能を喪失しないように，想定される溢水水位に対して機能を喪失しない設計とする。

地震による荷重を含む耐震設計については，「1.1.2 耐震設計の基本方針」に，火災防護については，「1.2 火災による損傷の防止」に示す。

(2) 重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第1項 第六号）

重大事故等対処設備の設置場所は，想定される重大事故等が発生した場合においても操作及び復旧作業に支障がないように，遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定し，設置場所で操作可能，若しくは放射線の影響を受けない異なる区画（フロア），離れた場所から遠隔で操作可能又は中央制御室遮へい区域内である中央制御室から操作可能な設計とする。

(3) 可搬型重大事故等対処設備の設置場所（第四十三条 第3項 第四号）

可搬型重大事故等対処設備の設置場所は，想定される重大事故等が発生した場合においても設置，及び常設設備との接続に支障がないように，遮蔽の設置や線源からの離隔距離により放射線量が高くなるおそれの少ない場所を選定することにより，当該設備の設置，及び常設設備との接続が可能な設計とする。

1.3.4 操作性及び試験・検査性【43条1-二,三,四, 43条3-二,六】

【設置許可基準規則】

(重大事故等対処設備)

第四十三条

重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

- 二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。
 - 三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。
 - 四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。
- 3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。
- 二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。
 - 六 想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものであること。

(解釈)

- 1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。
- 2 第1項第3号の適用に当たっては、第12条第4項の解釈に準ずるものとする。

(1) 操作性の確保

a. 操作性の確実性 (第四十三条 第1項 第二号)

重大事故等対処設備は、想定される重大事故等が発生した場合においても操作を確実なものとするため、重大事故等時の環境条件に対し、操作が可能な設計とする。(「1.3.3 環境条件等」) 操作するすべての設備に対し、十分な操作空間を確保するとともに、確実な操作ができるよう、必要に応じて操作台を近傍に配置できる設計とする。また、防護具、照明等は重大事故等発生時に迅速に使用できる場所に配備する。

現場操作において工具を必要とする場合、一般的に用いられる工具又は専用の工具を用いて、確実に作業ができる設計とする。専用工具は、作業場所の近傍又は保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路の近傍に保管できる設計とする。可搬型重大事故等対処設備は運搬・設置が確実に行えるように、人力又は車両による運搬、移動ができるとともに、設置場所にて固縛等により操作に必要な固定ができる設計とする。

現場の操作スイッチは、操作性及び人間工学的観点から考慮した設計とする。また、電源操作が必要な設備は、感電防止のため電源の充電露出部への近接防止を考慮した設計とする。現場で操作を行う弁は、手動操作又は専用工具による操作が可能な設計とする。現場での接続作業は、ボルト・ネジ接続、ボルト締めフランジ又はより簡便な接続規格等、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。重大事故等に対処するために急速な手動操作を必要とする機器は、要求時間内に達成できるように中央制御室設置の制御盤での操作が可能な設計とする。制御盤の操作器は運転員の操作性及び人間工学的観点から考慮した設計とする。

b. 系統の切替性 (第四十三条 第1項 第四号)

重大事故等対処設備のうち、本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあっては通常時に使用する系統から速やかに切替操作可能なように、系統に必要な弁等を設ける設計とする。

c. 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性

(第四十三条 第3項 第二号)

可搬型重大事故等対処設備を常設設備と接続するものについては、容易かつ確実に接続できるように、ケーブルは種別によって規格の統一を考慮した端子のボルト・ネジによる接続等を、水及び空気の配管は配管径や内部流体の圧力によって、大口径配管又は高圧環境においてはフランジを、小口径配管かつ低圧環境においてはより簡便な接続規格等を用いる設計とする。油配管、計装設備及び通信設備とその電源及び付属配管並びに緊急時対策所の各設備は、各々専用の接続方法を用いる。同一のポンプ等を同容量にて使用する系統では同口径の接続とする等、複数の系統での規格の統一も考慮する。

- d. 発電所内の屋外道路及び屋内通路の確保（第四十三条 第3項 第六号）
想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の設計とする。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋外及び屋内アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災及び高潮を考慮し、外部人為事象に対して飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災（石油コンビナート施設等の火災、発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、地滑り及び洪水については、立地的要因により設計上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊、爆発及び石油コンビナート施設等の火災については、立地的要因により、船舶の衝突については敷地近傍に船舶航路がないこと等により設計上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては道路・通路面が直接影響を受けることはないことから、屋外及び屋内アクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートに対する地震による影響（周辺構築物の倒壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊及び道路面の滑り）、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響）を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ1台（予備1台）及びバックホウ1台（予備1台）を保管、使用する。また、降水及び地震による屋外タンクからの溢水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する設計とする。

津波の影響については、防潮堤の内側若しくは基準津波による遡上高さ以上の位置に早期に復旧可能なアクセスルートを確保する設計とする。想定を上回る万一のガレキ発生に対してはホイールローダ及びバックホウにより速やかに撤去することにより対処する。また、高潮に対しては通行への影響を受けない敷地高さにアクセスルートを確保する。

自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンク

の火災，航空機墜落による火災，発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響），有毒ガスに対しては，迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する設計とする。落雷に対しては道路面が直接影響を受けることはないため，生物学的事象に対しては容易に排除可能なことからアクセスルートへの影響はない。

屋外アクセスルートは，基準地震動による地震力に対して，運搬，移動に支障をきたさない地盤に設定することで通行性を確保する設計とする。基準地震動による周辺斜面の崩壊や道路面の滑りによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で，ホイールローダ及びバックホウによる崩壊箇所の復旧を行うことで通行性を確保できる設計とする。不等沈下や地下構造物の損壊に伴い段差が発生した場合には，複数のアクセスルートによる迂回やホイールローダ及びバックホウによる段差発生箇所の復旧を行うことで通行性を確保できる設計とする。

屋外アクセスルートは，考慮すべき自然現象のうち，凍結及び積雪に対しては，車両へスタッドレスタイヤ等を配備することにより通行性を確保できる設計とする。また，地震による薬品タンクからの溢水に対する薬品防護具の運用については『「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料（以下「技術的能力説明資料」という。） 1.0 重大事故等対策における共通事項』に示す。

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊発生時のアクセスルートの確保及び消火活動については，「技術的能力説明資料2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応」に示す。

屋外アクセスルートの地震発生時における，火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止及びボンベ口金の通常閉運用）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する変圧器及び補助ボイラ燃料タンクの防油堤の設置）については，「火災防護計画」に定める。

屋内アクセスルートは，津波，その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物，凍結，降水，積雪，落雷，降灰，生物学的事象，森林火災及び高潮）及び外部人為事象（飛来物（航空機落下等），近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災，航空機墜落による火災，発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）及び有毒ガス）に対して，外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する設計とする。

屋内アクセスルートにおいては，溢水等に対して，アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具を着用する。また，地震時に資機材の転倒，散乱により通行が阻害されないように火災の発生防止対策や，通行性確保対策として，撤去できない資機材は設置しないこととするとともに，撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛，転倒防止により

支障をきたさない措置を講じる。屋外及び屋内アクセスルートにおいては、停電時及び夜間等の確実な運搬や移動のため可搬型照明装置を配備する。これらの運用については、「技術的能力説明資料1.0 重大事故等対策における共通事項」及び「1.2 火災による損傷の防止」に示す。

(2) 試験・検査性 (第四十三条 第1項 第三号)

重大事故等対処設備は、健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所保守点検、試験又は検査（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」に準じた検査を含む。）を実施できるように、分解点検等ができる構造とする。また、接近性を考慮した配置、必要な空間等を備える設計、構造上接近又は検査が困難である箇所を極力少なくする設計とする。

試験及び検査は、使用前検査、施設定期検査、定期安全管理検査、溶接安全管理検査の法定検査に加え、保全プログラムに基づく点検を実施できる設計とする。

機能・性能の確認においては、所要の系統機能を確認する設備について、原則として系統試験及び漏えい確認が可能な設計とする。系統試験においては、試験及び検査ができるテストライン等の設備を設置又は必要に応じて準備することにより、可搬型重大事故等対処設備のみで系統構成するものは独立した試験系統、常設重大事故等対処設備を含む設備にて系統構成するものは他設備から独立した試験系統にて確認できることで、試験範囲外の系統に悪影響を与えない設計とする。

原子炉の運転中に待機状態にある重大事故等対処設備は、運転中の試験又は検査によって原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合を除き、運転中に定期的に試験又は検査ができる設計とする。また、多様性又は多重性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験又は検査ができる設計とする。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）は、運転中に重大事故等対処設備としての機能を停止した上で試験ができる設計とする。とともに、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しない設計とする。

代替電源設備は、電気系統の重要な部分として適切な定期的試験及び検査が可能な設計とする。

構造・強度の確認又は内部構成部品の確認が必要な設備については、原則として分解・開放（非破壊検査を含む。）が可能な設計とし、機能・性能確認、各部の経年劣化対策及び日常点検を考慮することにより、分解・開放が不要なものについては外観の確認が可能な設計とする。

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SA-20 (46 条) Rev. 0 (v. 0)
提出年月日	平成 28 年 7 月 12 日

泊発電所 3 号炉

設置許可基準規則等への適合性について (重大事故等対処設備)

共通要因故障防止にかかる具体的な設計方針は、
46-8~9ページに 赤枠囲み にて示している。

平成 28 年 7 月
北海道電力株式会社

本資料においては、泊発電所 3 号炉の「実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、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）への適合方針を説明する。

1. 基本的な設計方針において、設置許可基準規則第 38 条～第 43 条(第 42 条除く)に対する、泊発電所 3 号炉の基本的な設計方針を示す。

2. において、設備要求に係る条文である設置許可基準規則第 44 条～第 62 条に適合するための個別機能又は設備について、1. 基本的な設計方針に適合させるための方針を含めて、設計方針を示す。

< 目次 >

1. 基本的な設計方針

1.1 耐震性・耐津波性

1.1.1 発電用原子炉施設の位置【38 条】

1.1.2 耐震設計の基本方針【39 条】

1.1.3 津波による損傷の防止【40 条】

1.2 火災による損傷の防止【41 条】

1.3 重大事故等対処設備

1.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等

【43 条 1 - 五、43 条 2 - 二、三、43 条 3 - 三、五、七】

1.3.2 容量等【43 条 2 - 一、43 条 3 - 一】

1.3.3 環境条件等【43 条 1 - 一、六、43 条 3 - 四】

1.3.4 操作性及び試験・検査性【43 条 1 - 二、三、四、43 条 3 - 二、六】

2. 個別機能の設計方針

2.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備【44 条】

2.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【45 条】

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46 条】

2.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備【47 条】

2.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備【48 条】

2.6 原子炉格納容器内の冷却等のための設備【49 条】

2.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備【50 条】

2.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備【51 条】

2.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備【52 条】

2.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備【53 条】

2.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備【54 条】

2.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備【55 条】

2.13 重大事故等の収束に必要な水の供給設備【56 条】

2.14 電源設備【57 条】

- 2.15 計装設備【58 条】
- 2.16 原子炉制御室【59 条】
- 2.17 監視測定設備【60 条】
- 2.18 緊急時対策所【61 条】
- 2.19 通信連絡を行うために必要な設備【62 条】
- 2.20 1次冷却設備
- 2.21 原子炉格納施設
- 2.22 燃料貯蔵設備
- 2.23 非常用取水設備

表 重大事故等対処設備仕様

2.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備【46条】

【設置許可基準規則】

(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

第四十六条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であつて、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備を設けなければならない。

(解釈)

1 第46条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。

(1) ロジックの追加

a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること(BWRの場合)。

(2) 可搬型重大事故防止設備

a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁(逃がし安全弁(BWRの場合)又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁(PWRの場合))を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。

b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。

c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。

2.3.1 適合方針

概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

(1) フロントライン系機能喪失時に用いる設備

設備の目的

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、1次冷却系統の減圧のための設備及び1次冷却系統の減圧と併せて炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次系のフィードアンドブリード）を設ける。また、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧のための設備として以下の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）を設ける。

(i) 1次系のフィードアンドブリード

(46-1) 機能喪失・使用機器

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット又は主蒸気逃がし弁の故障等により蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次系のフィードアンドブリード）として、1次冷却設備の加圧器逃がし弁、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピット、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。

加圧器逃がし弁は、開操作することにより1次冷却系統を減圧できる設計とする。また、燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へほう酸水を注水し、格納容器再循環サンプ水位が再循環切替可能水位に到達後、格納容器再循環サンプを水源とした高圧注入ポンプは、再循環により炉心へほう酸水の注水を継続することで1次冷却系統をフィードアンドブリードできる設計とする。余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、フィードアンドブリード後に原子炉を低温停止状態とできる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・加圧器逃がし弁
- ・高圧注入ポンプ
- ・燃料取替用水ピット
- ・余熱除去ポンプ
- ・余熱除去冷却器
- ・格納容器再循環サンプ
- ・格納容器再循環サンプスクリーン

その他設備

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンク並びに1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの電源として使用するディーゼル発電機

を重大事故等対処設備として使用する。

(45-DB1) その他 設備	その他，非常用炉心冷却設備のうち蓄圧注入系の蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁を重大事故等対処設備として使用する。 (ii) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却
-----------------------	---

(46-2) 機能 喪失 ・ 使用 機器	<u>加圧器逃がし弁の故障により 1 次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として，給水設備のうち補助給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット，主蒸気設備の主蒸気逃がし弁，1 次冷却設備の蒸気発生器を使用する。</u> <u>補助給水ピットを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは，蒸気発生器へ注水し，主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器 2 次側による炉心冷却により 1 次冷却系統を減圧できる設計とする。</u> 具体的な設備は，以下のとおりとする。 <ul style="list-style-type: none">・ 電動補助給水ポンプ・ タービン動補助給水ポンプ・ 補助給水ピット・ 主蒸気逃がし弁・ 蒸気発生器
-------------------------------------	--

その他 設備	主蒸気設備を構成する主蒸気管は，設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから，流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他，電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の電源として使用するディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。
-----------	--

(2) サポート系機能喪失時に用いる設備

(i) 補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁のサポート系機能回復

設備の
目的

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備を含めた設備として以下の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）を設ける。

a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（タービン動補助給水ポンプの機能回復）

(46-3-1)
)
(46-4)
機能
喪失
・
使用
機器

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水設備のタービン動補助給水ポンプ及び補助給水ピット、主蒸気設備の主蒸気逃がし弁、1次冷却設備の蒸気発生器並びにタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁を使用する。

補助給水ピットを水源としたタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水するため、現場での人力による専用工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作、専用の注油器を用いてタービン動補助給水ポンプ軸受への潤滑油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とする。

主蒸気逃がし弁については、現場において可搬型コンプレッサー又は窒素ポンベ等の接続と同等以上の作業の迅速性を有するとともに、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有する手動操作ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁
- ・補助給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・主蒸気逃がし弁

主蒸気設備を構成する主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（電動補助給水ポンプの機能回復）

(46-3-2)
)
(46-4)
機能
喪失
・
使用
機器

全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水設備の電動補助給水ポンプ及び補助給水ピット、主蒸気設備の主蒸気逃がし弁及び1次冷却設備の蒸気発

生器を使用する。また、代替電源として、代替非常用発電機を使用する。

補助給水ピットを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水するため、代替非常用発電機より給電することで機能を回復し、蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とする。主蒸気逃がし弁については、現場において可搬型コンプレッサー又は窒素ポンプ等の接続と同等以上の作業の迅速性を有するとともに、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有する手動操作ができる設計とする。代替非常用発電機の燃料は、ディーゼル発電機燃料油貯油槽、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・補助給水ピット
- ・蒸気発生器
- ・主蒸気逃がし弁
- ・代替非常用発電機(2.14 電源設備【57条】)
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽(2.14 電源設備【57条】)
- ・ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ(2.14 電源設備【57条】)
- ・可搬型タンクローリー (2.14 電源設備【57条】)

その他
設備

主蒸気設備を構成する主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

(ii) 加圧器逃がし弁のサポート系機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、全交流動力電源又は常設直流電源系統が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として、以下の可搬型重大事故防止設備(加圧器逃がし弁の機能回復)を設ける。

(46-5)
機能
喪失
・
使用
機器

全交流動力電源又は常設直流電源系統が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備(加圧器逃がし弁の機能回復)として、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンプ及び加圧器逃がし弁操作用バッテリーを使用する。

加圧器逃がし弁操作用バッテリーは、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、かつ、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンプは、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却システムを減圧できる設計とする。

系統構成

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンプ
- ・加圧器逃がし弁操作用バッテリー

その他、1次冷却設備の加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として使用する。

(3) 炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱の防止に用いる設備

設備の
目的

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧）を設ける。

(46-6)
使用
機器

重大事故等対処設備（加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧）として、1次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・加圧器逃がし弁

(4) 蒸気発生器伝熱管破損発生時に用いる設備

設備の
目的

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、蒸気発生器伝熱管破損発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）を設ける。

(46-7-1)
使用
機器

重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、主蒸気設備の主蒸気逃がし弁及び1次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし弁
- ・加圧器逃がし弁

(5) インターフェイスシステムLOCA発生時に用いる設備

設備の
目的

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、インターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）を設ける。

(46-7-2)
使用
機器

重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、主蒸気設備の主蒸気逃がし弁及び1次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし弁
- ・加圧器逃がし弁

(46-8)
使用
機器

その他、インターフェイスシステムLOCA時において、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、遠隔駆動機構を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・余熱除去ポンプ入口弁

ディーゼル発電機，流路として使用する1次冷却設備並びに非常用炉心冷却設備の蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁は，設計基準事故対処設備であるとともに，重大事故等時においても使用するため，多様性，位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから，多様性，位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

ディーゼル発電機，代替非常用発電機，ディーゼル発電機燃料油貯油槽，ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーについては「2.14 電源設備【57条】」に記載する。

流路として使用する1次冷却設備の蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，原子炉容器，加圧器，1次冷却材管及び加圧器サージ管については，「2.20 1次冷却設備」に記載する。

2.3.1.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.3.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

高圧注入ポンプ，加圧器逃がし弁，余熱除去ポンプ，余熱除去冷却器，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用した1次系のフィードアンドブリードは，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧に対して多様性を持つ設計とする。また，燃料取替用水ピット又は格納容器再循環サンプを水源とすることで，補助給水ピットを水源とする蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧に対して異なる水源を持つ設計とする。

加圧器逃がし弁，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは原子炉格納容器内並びに高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は原子炉補助建屋内に設置し，原子炉建屋内のタービン動補助給水ポンプ，電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁と異なる建屋に設置並びに原子炉格納容器内の蒸気発生器と別の区画に設置することで，位置的分散を図る設計とする。水源とする燃料取替用水ピットは原子炉建屋内の補助給水ピットと異なる区画に設置することで，位置的分散を図る設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット，蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧は，加圧器逃がし弁を使用した1次冷却系統の減圧に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁及び補助給水ピットは原子炉建屋内に設置し，蒸気発生器は原子炉格納容器内の加圧器逃がし弁と別の区画に設置することで，原子炉格納容器内の加圧器逃がし弁と位置的分散を図る設計とする。

タービン動補助給水ポンプの機能回復においてタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は，専用の工具を用いて手動で操作できる設計とし，軸受油は専用の注油器を用いて手動で潤滑油を供給できる設計とする。タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は，ハンドルを設けることで手動操作を可能とし，常設直流電源を用いた弁操作に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプの機能回復において電動補助給水ポンプは，設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性，位置的分散については「2.14 電源設備【57条】」に記載する。

主蒸気逃がし弁の機能回復において主蒸気逃がし弁は，ハンドルを設けることで手動操作を可能とし，空気作動に対して多様性を持つ設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復において加圧器逃がし弁は、電磁弁の電源を加圧器逃がし弁操作用バッテリーから給電し、駆動用空気を加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベから供給することで、制御用空気及び安全系蓄電池からの直流電源を用いた弁操作に対して加圧器逃がし弁操作用バッテリー及び加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベを用いた弁操作が多様性を持つ設計とする。

加圧器逃がし弁操作用バッテリー及び加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベは、通常時接続せず原子炉補助建屋内の安全系蓄電池及び原子炉建屋内の制御用空気圧縮機と異なる区画に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

2.3.1.2 悪影響防止

基本方針については、「1.3 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

1次系のフィードアンドブリードに使用する加圧器逃がし弁，高圧注入ポンプ，燃料取替用水ピット，ほう酸注入タンク，余熱除去ポンプ，余熱除去冷却器，格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン，その他，重大事故等時に使用する蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁，蒸気発生器，主蒸気管，補助給水ピット及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タービン動補助給水ポンプは，タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作等によって，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復に使用する加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ及び加圧器逃がし弁操作用バッテリーは，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ及び加圧器逃がし弁操作用バッテリーは，固縛によって固定をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

インターフェイスシステムLOCA時において，余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は，弁操作等によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

2.3.2 容量等

基本方針については、「1.3.2 容量等」に示す。

蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合における1次系のフィードアンドブリードとして使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の1次系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、炉心崩壊熱により加圧された1次冷却系統を減圧するために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止するために使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の1次系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、炉心溶融時に1次冷却系統を減圧させるために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器伝熱管破損発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するため、又はインターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の1次系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、蒸気発生器伝熱管破損発生時の1次冷却材の漏えい量を抑制するために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合における1次系のフィードアンドブリードとして使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットは、設計基準事故時にほう酸水を1次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量及びピット容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却することで減圧させるために必要な注水流量及びピット容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能として使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器2次側による1次系の冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加圧された1次冷却系統を冷却することで減圧させるために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能として使用する補助給水ピットは、蒸気発生器への注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

非常用炉心冷却設備のうち蓄圧注入系として使用する蓄圧タンクは、設計基準事故時の蓄圧注入系の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の保持圧力及び保有水が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却することで減圧させるために必要な保持圧力及び保有水に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

1次系のフィードアンドブリード継続により1次系の圧力が低下し余熱除去設備が使用可能となれば、余熱除去系による冷却を開始する。余熱除去系として使用する余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、設計基準事故時の余熱除去系による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の余熱除去流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却することで減圧させるために必要な余熱除去流量及び伝熱容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

再循環運転が使用可能となれば、非常用炉心冷却設備による高圧再循環運転に移行する。再循環運転として使用する高圧注入ポンプは、設計基準事故時の再循環運転による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却することで減圧させるために必要な注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスボンベは、供給先の加圧器逃がし弁が空気作動式であるため、重大事故等時に想定される原子炉格納容器圧力と弁全開に必要な圧力の和を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数及びブリークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有したものを1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計2個を保管する設計とする。

加圧器逃がし弁操作用バッテリーは、加圧器逃がし弁2台の作動時間を考慮した容量を有するものを1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個の合計2個を分散して保管する設計とする。

設備仕様については、第5.5.1表及び第5.5.2表に示す。

2.3.3 環境条件等

基本方針については、「1.3.3 環境条件等」に示す。

余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。余熱除去ポンプの操作は中央制御室から可能な設計とする。

加圧器逃がし弁操作用バッテリーは、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベは、原子炉建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

高圧注入ポンプ及びほう酸注入タンクは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。燃料取替用水ピット、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁、補助給水ピット及び主蒸気管は、重大事故等時における原子炉建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗した時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない原子炉補助建屋内又は原子炉建屋内の区画に設置する。

高圧注入ポンプ及び電動補助給水ポンプの操作は中央制御室から可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所で可能な設計とする。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合の手動操作も含めて、重大事故等時における原子炉建屋の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗した時に使用する設備であるため、インターフェイスシステムLOCA時の環境影響を受けない原子炉建屋の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗した時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。余熱除去ポンプ入口弁の操作は、設置場所と異なる区画から遠隔駆動機構を用いて操作できる設計とする。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁で

ある加圧器逃がし弁は，制御用空気が喪失した場合に使用する加圧器逃がし弁操作作用可搬型窒素ガスポンベの容量の設定も含めて，重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

蒸気発生器，蓄圧タンク，蓄圧タンク出口弁，格納容器再循環サンプ，格納容器再循環サンプスクリーン及び主蒸気管は，重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。蓄圧タンク出口弁の操作は中央制御室から可能な設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは，再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注入を行った場合の影響を考慮し，閉塞しない設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット及び蒸気発生器は，代替水源として海水を通水する可能性があるため，海水影響を考慮した設計とする。

2.3.4 操作性及び試験・検査性について

基本方針については、「1.3.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

(1) 操作性の確保

加圧器逃がし弁，高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットを使用した1次系のフィードアンドブリードを行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。加圧器逃がし弁及び高圧注入ポンプは，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。また，主蒸気逃がし弁は現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け，常設の踏み台を用いて，現場で人力により確実に操作できる設計とする。

タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。また，現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け，現場で人力により確実に操作できる設計とする。また，タービン動補助給水ポンプは，現場で専用の注油器を用いて手動で潤滑油を供給し，専用の工具を用いて人力で蒸気加減弁を操作することにより起動が可能な設計とする。専用工具は，作業場所近傍に保管できる設計とする。

蓄圧タンク出口弁は，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

高圧注入ポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した高圧再循環運転並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去系統による炉心冷却を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。余熱除去ポンプは，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスボンベを使用した加圧器逃がし弁への代替空気供給を行う系統は，重大事故等が発生した場合でも，通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスボンベの出口配管と制御用空気配管の接続は，簡便な接続規格による接続とし，確実に接続できる設計とする。加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスボンベの取付継手は，他の窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク加圧用，格納容器空気サンプルライン隔離弁操作及びアニュラス全量排気弁操作)と同一形状とし，一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに，必要により窒素ボンベの交換が可能な設計とする。

加圧器逃がし弁操作用バッテリーは、重大事故等が発生した場合でも、加圧器逃がし弁への給電を通常時の系統から加圧器逃がし弁操作用バッテリーによる電源供給へ電源操作等により速やかに切り替えられる設計とする。また、車輪の設置により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にて固縛等により固定ができる設計とする。接続はボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベ及び加圧器逃がし弁操作用バッテリーは、屋内のアクセスルートを通行してアクセスできる設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。余熱除去ポンプ入口弁は、現場で遠隔駆動機構を用いて確実に操作できる設計とする。

(2) 試験・検査

1次冷却系統の減圧に使用する系統(加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁)，1次系のフィードアンドブリードに使用する系統(高圧注入ポンプ，加圧器逃がし弁，燃料取替用水ピット，ほう酸注入タンク，余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器)，蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する系統(電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁，蒸気発生器，補助給水ピット及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁)並びにその他，重大事故等時に使用する系統(蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁)は，他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

加圧器逃がし弁，主蒸気逃がし弁，高圧注入ポンプ，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁，蓄圧タンク出口弁及び余熱除去ポンプは，分解が可能な設計とする。

燃料取替用水ピット及び補助給水ピットは，内部の確認が可能なように，アクセスドアを設ける設計とする。

ほう酸注入タンク，蒸気発生器，蓄圧タンク及び余熱除去冷却器は，内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。

補助給水ピットは，有効水量が確認できる設計とする。

燃料取替用水ピット，蓄圧タンク及びほう酸注入タンクは，ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。

蒸気発生器は，伝熱管の非破壊検査が可能なように，試験装置を設置できる設計とする。

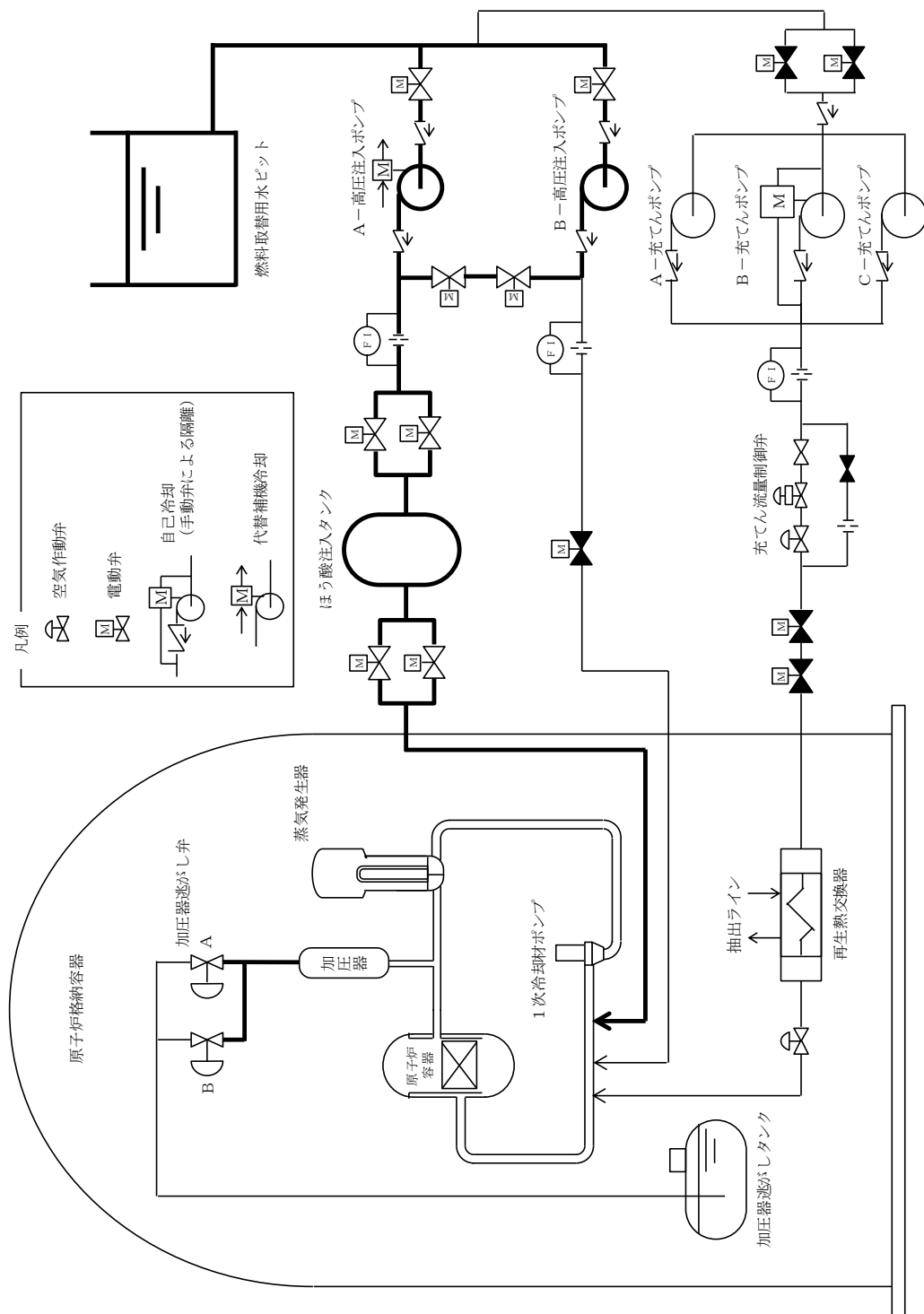
余熱除去冷却器は，非破壊検査が可能な設計とする。

1次系のフィードアンドブリードに使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは，外観の確認が可能な設計とする。

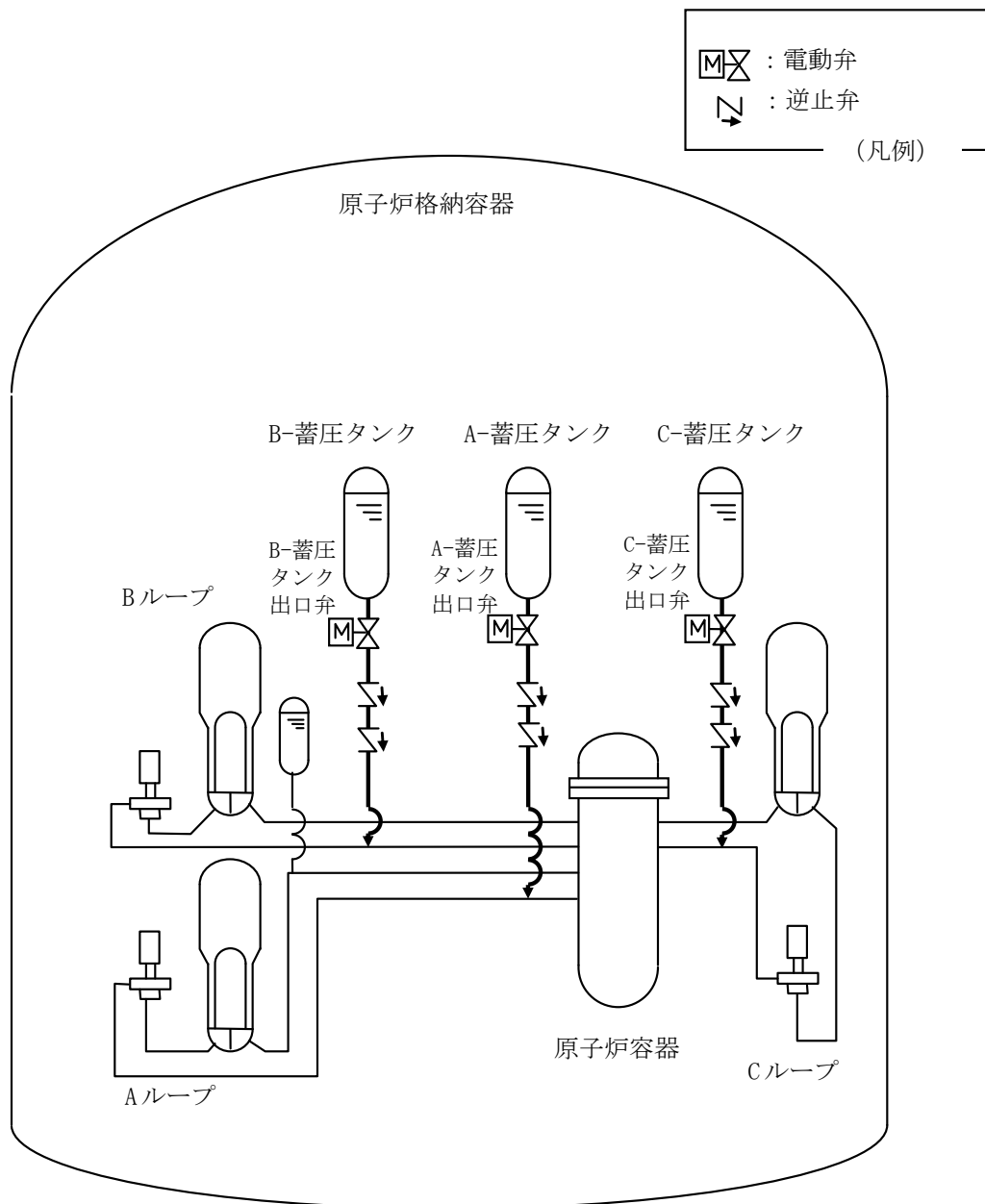
加圧器逃がし弁の機能回復に使用する加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベは，加圧器逃がし弁駆動用空気供給配管への窒素供給により，弁の開閉試験を行うことで機能・性能及び漏えいの確認ができる設計とする。加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベは規定圧力及び外観の確認が可能な設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復に使用する加圧器逃がし弁操作用バッテリーは，電磁弁への電源供給により弁の開閉を行うことで機能・性能の確認ができる設計とする。また，電圧測定が可能な設計とする。

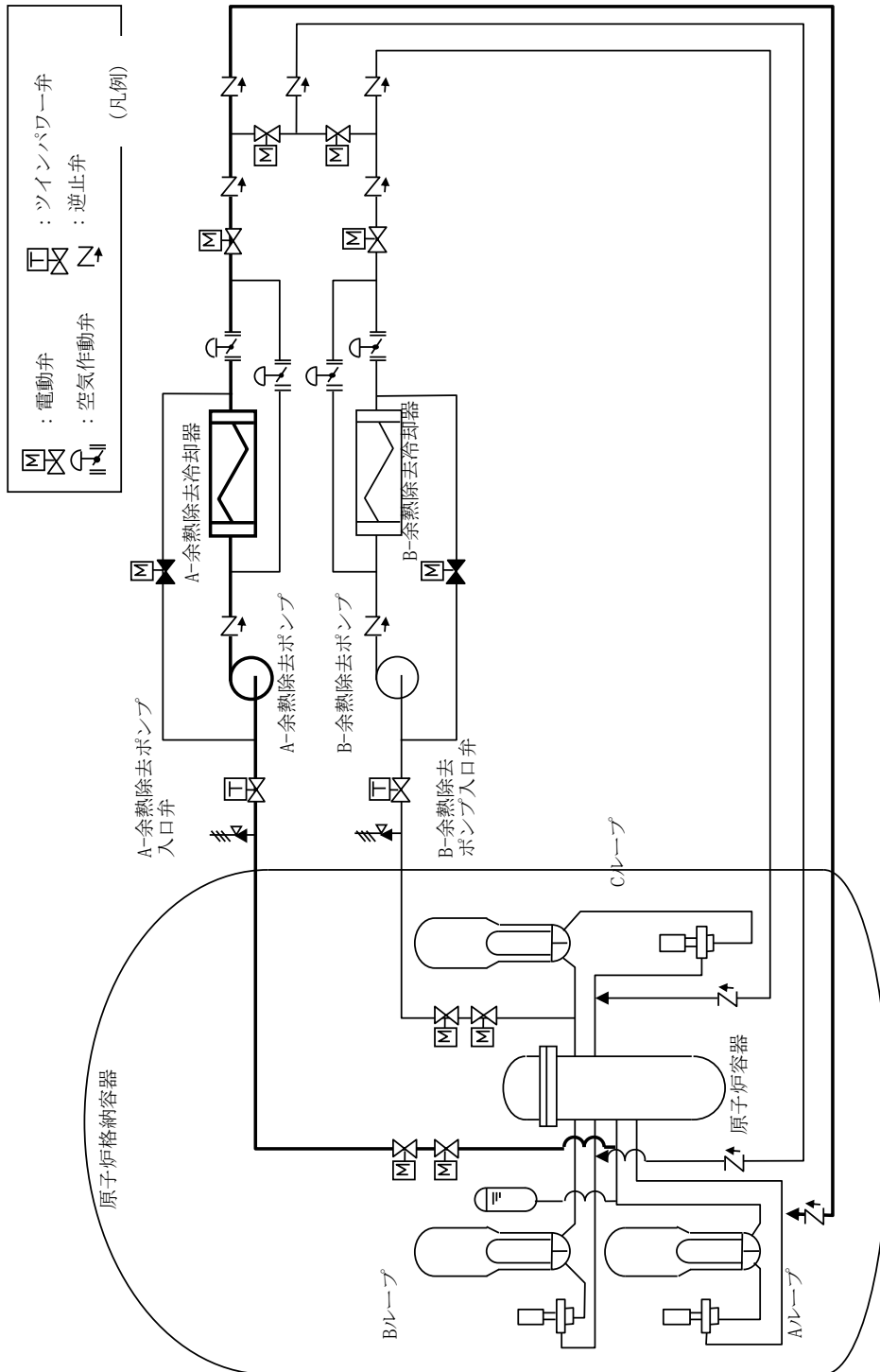
インターフェイスシステムLOCA時において，余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は，遠隔駆動機構による開閉確認ができる設計とする。また，分解が可能な設計とする。



第 5.5.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
概略系統図 (1) 1次系のフィードアンドブリード

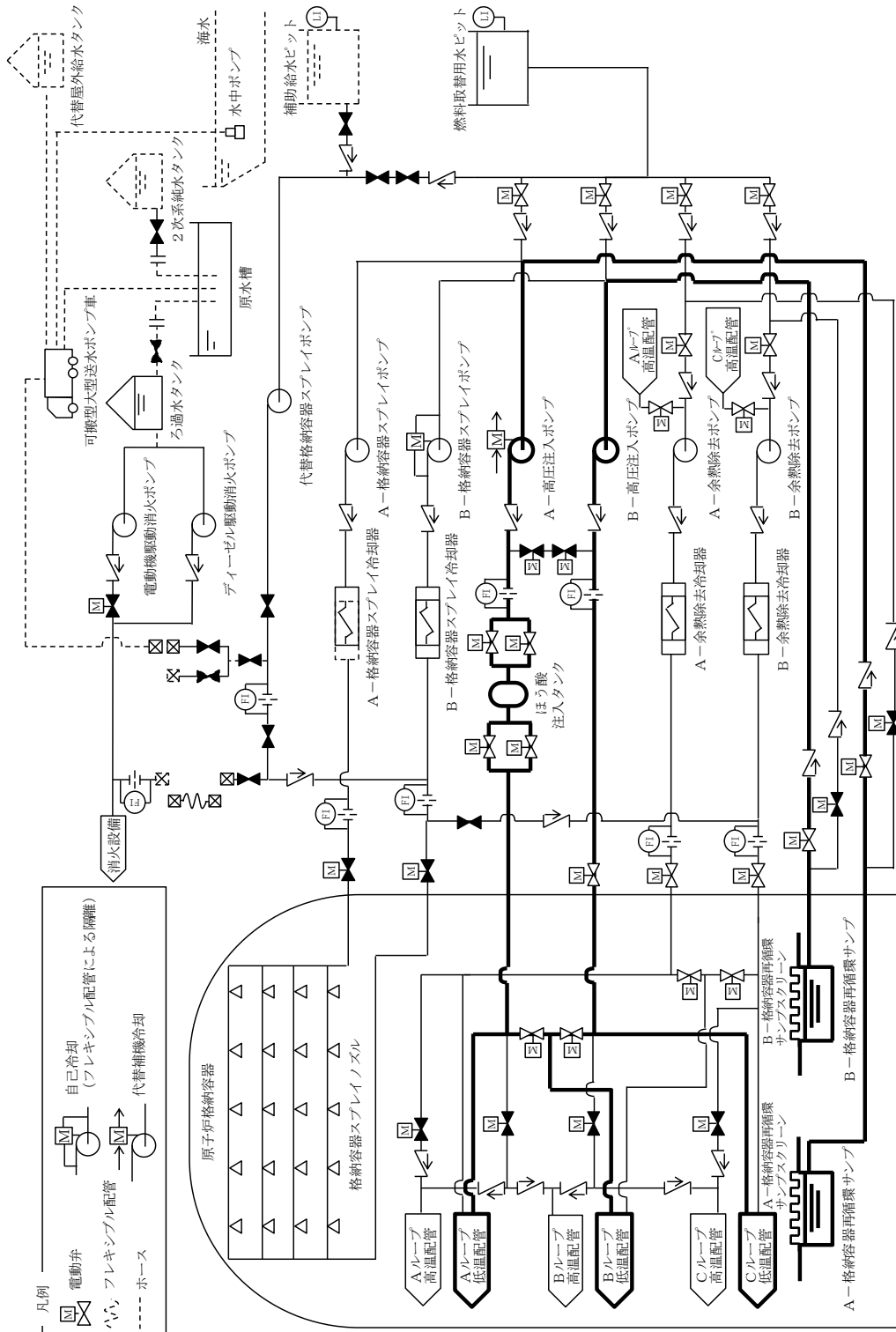


第 5.5.3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
概略系統図 (3) 蓄圧注入系



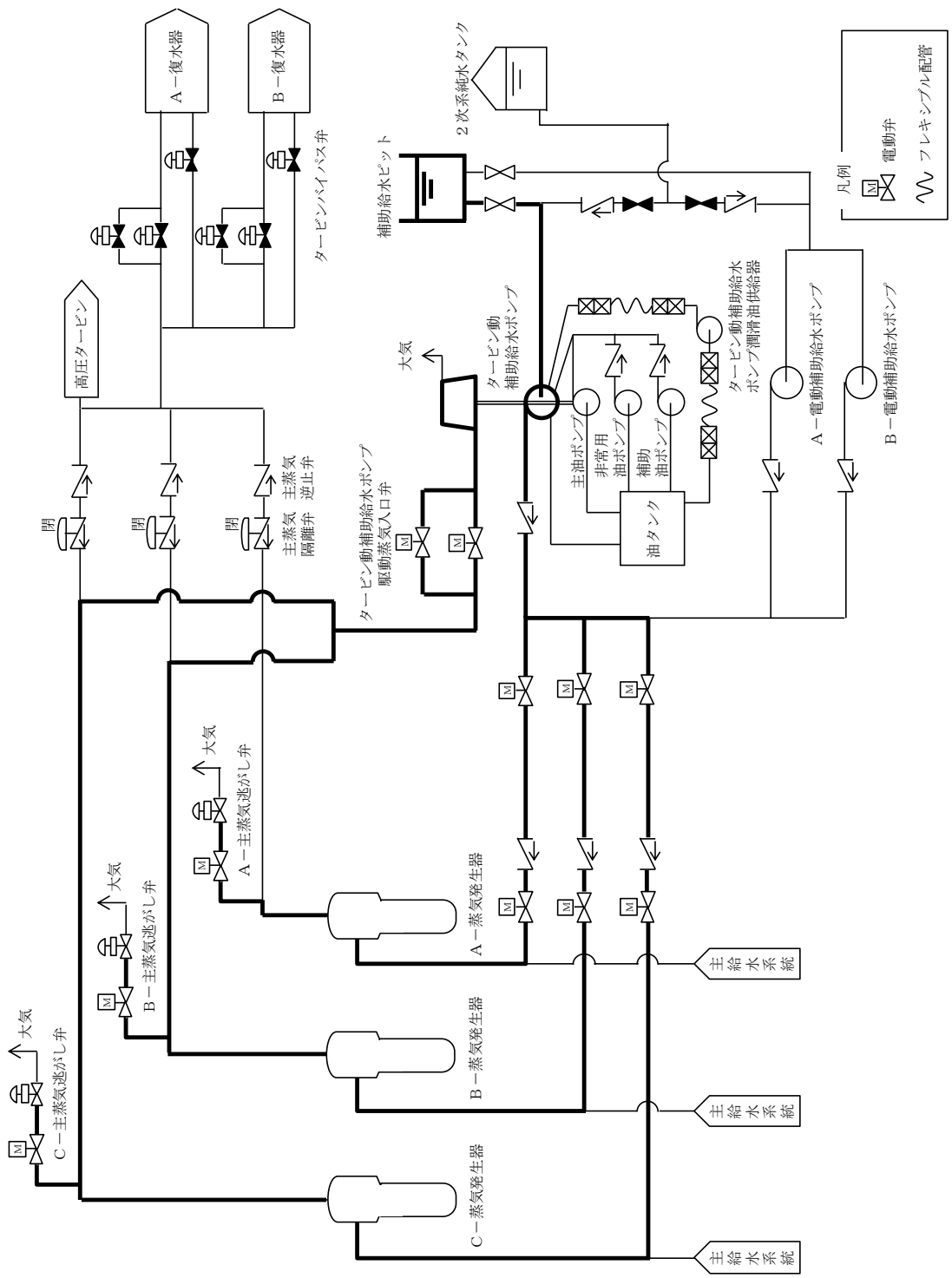
第 5.5.4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

概略系統図 (4) 余熱除去系



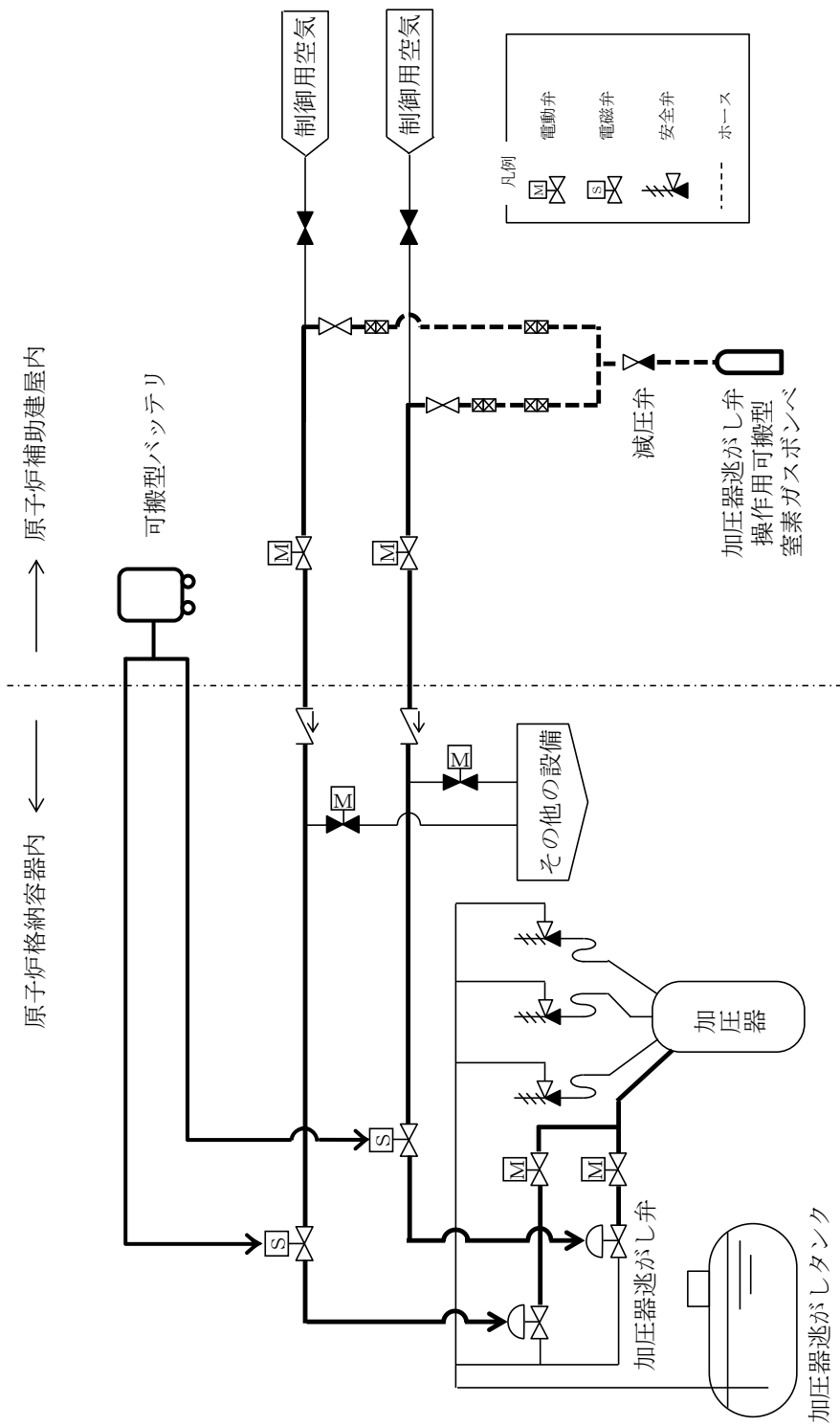
第 5.5.5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

概略系統図 (5) 高圧再循環



第 5.5.6 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

概略系統図 (6) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却
(タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の機能回復)



第 5.5.7 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
概略系統図 (7) 加圧器逃がし弁の機能回復

第 1.3.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(フロントライン系機能喪失時) (1 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類*7	整備する手順書	手順の分類
フロントライン系機能喪失時	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は補助給水ビット*1又は主蒸気逃がし弁	1次系のフィードアンドブリード*2	加圧器逃がし弁	重大事故等対処設備	a, b	
			高圧注入ポンプ*3			
	格納容器再循環サンプ					
格納容器再循環サンプスクリーン						
余熱除去ポンプ*3*4						
余熱除去冷却器*4						
燃料取替用水ビット						
			充てんポンプ*3	拡張設備		
			燃料取替用水ビット			
	電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ又は補助給水ビット*1	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ	多様性拡張設備		蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順等
			脱気器タンク			
			SG直接給水用高圧ポンプ*2*3			
			補助給水ビット			
			可搬型大型送水ポンプ車*2 代替屋外給水タンク			
			可搬型大型送水ポンプ車*2 原水槽*6 2次系純水タンク*6 ろ過水タンク*6			
			可搬型大型送水ポンプ車*2*5			
	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービンバイパス弁	多様性拡張設備		炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書

*1：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
 *2：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
 *3：ディーゼル発電機等により給電する。
 *4：1次系のフィードアンドブリード停止後の余熱除去運転による炉心冷却操作に使用する。
 *5：可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。
 *6：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。
 *7：重大事故対策において用いる設備の分類
 a：当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b：37条に適合する重大事故等対処設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.3.1 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(フロントライン系機能喪失時) (2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類*5	整備する手順書	手順の分類	
フロントライン系機能喪失時	加圧器逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ * 2	重大事故等 対処設備	蒸気発生器伝熱管破損時の 対応手順等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運 転手順書	
			タービン動補助給水ポンプ				a, b
			補助給水ビット				
			蒸気発生器				
			電動主給水ポンプ	多様性 拡張設備			
			脱気器タンク				
			S G 直接給水用高圧ポンプ * 1 * 2				
			補助給水ビット				
			可搬型大型送水ポンプ車 * 1 代替屋外給水タンク				
			可搬型大型送水ポンプ車 * 1 原水槽 * 4 2次系純水タンク * 4 ろ過水タンク * 4				
		可搬型大型送水ポンプ車 * 1 * 3					
		炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁	重大事故等 対処設備	a, b		
タービンバイパス弁	多様性 拡張設備						
加圧器補助 スプレー	加圧器補助スプレー弁	多様性 拡張設備					

* 1 : 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

* 2 : ディーゼル発電機等により給電する。

* 3 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を蒸気発生器へ注水する。

* 4 : 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

* 5 : 重大事故対策において用いる設備の分類

a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.3.2 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(サポート系機能喪失時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類*6	整備する手順書	手順の分類		
サポート系機能喪失時	タービン動補助給水ポンプ 直流電源	補助給水ポンプの回復	タービン動補助給水ポンプ (現場手動操作) * 1	重大事故等 対処設備	全交流動力電源喪失時における対応手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書		
			タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁 (現場手動操作) * 1					
	電動補助給水ポンプ 全交流動力電源	補助給水ポンプの回復	代替非常用発電機 * 2	重大事故等 対処設備				
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 3					
			可搬型タンクローリー * 3 ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 3 * 5					
	主蒸気逃がし弁 全交流動力電源 (制御用空気) 又は 直流電源	主蒸気逃がし弁の回復	主蒸気逃がし弁 (現場手動操作)	重大事故等 対処設備				
			主蒸気逃がし弁操作 可搬型空気ポンプ 可搬型大型送水ポンプ車 * 4 A-制御用空気圧縮機 (海水冷却)				多様性 拡張設備	
			加圧器逃がし弁 全交流動力電源 (制御用空気) 又は 直流電源	加圧器逃がし弁の回復				加圧器逃がし弁操作 可搬型窒素ガスポンプ 加圧器逃がし弁操作用バッテリー
							可搬型大型送水ポンプ車 * 4 A-制御用空気圧縮機 (海水冷却)	多様性 拡張設備

- * 1 : 手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
- * 2 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- * 3 : 代替非常用発電機の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- * 4 : 手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。
- * 5 : ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。
- * 6 : 重大事故対策において用いる設備の分類
a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.3.3 表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		設備分類*	整備する手順書	手順の分類
格納容器 高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱防止	—	1 加圧器逃がし弁の減圧	加圧器逃がし弁	重大事故等対処設備	a, b	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

* : 重大事故対策において用いる設備の分類

a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

第 1.3.4 表 : 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順
(蒸気発生器伝熱管破損, インターフェイスシステムLOCA発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		設備分類*	整備する手順書	手順の分類
蒸気発生器 伝熱管破損	—	1 次冷却材系統の減圧	主蒸気逃がし弁	重大事故等対処設備	a, b	蒸気発生器伝熱管破損時の対応手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書
	加圧器逃がし弁						
インターフェイスシステムLOCA	—	1 次冷却材系統の減圧	主蒸気逃がし弁	重大事故等対処設備	a, b	インターフェイスシステムLOCA時の対応手順	
	加圧器逃がし弁						

* : 重大事故対策において用いる設備の分類

a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備 b : 37条に適合する重大事故等対処設備 c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備

共－４－１　S A設備　基準適合性一覧表

共通要因故障防止にかかる具体的な設計方針の例示として、
第46条　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
のみ抜粋し、示している。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備				
第43条	第1項	第1号	環境条件における健全性 環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線 荷重 海水 電磁波 他設備からの影響	
		第2号	操作性	
		第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	
	第1項	第4号	切り替え性	
		第5号	悪影響防止	系統設計 配置設計 その他(飛散物)
			第6号	設置場所
	第1号		常設SAの容量	
	第2項	第2号	共用の禁止	
		第3号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災
				サポート系要因

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

46		46	46	46	46	46			
第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		加圧器逃がし弁	類型化区分	エビデンス	高圧注入ポンプ	類型化区分	エビデンス		
第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉格納容器	A	[配置図]配-14	C/V以外の屋内-IS LOCA時及びSGTR時に使用(原子炉補助建屋)	B a B c	[配置図]配-1	
		荷重	(有効に機能を發揮する)	-	-	(有効に機能を發揮する)	-	-	
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	-	対象外(海水を通水しない)	/	-	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	-	(機能が損なわれない)	-	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	
	第2号	操作性	【1次系F&B、1次系減圧(炉心溶融時のCV破損防止、SGTR、IS-LOCA)】 中央制御室操作 (中央制御室の制御盤での操作が可能)	B	[技術的能力]添付資料1.3.7.8	【1次系F&B】 中央制御室操作 (中央制御室の制御盤での操作が可能)	B	-	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	弁 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (分解が可能)	B	[試験・検査説明資料]試-原-15~20	ポンプ (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (分解が可能)	A	[試験・検査説明資料]試-原-83~87	
	第4号	切り替え性	【1次系F&B、1次系減圧(炉心溶融時のCV破損防止、SGTR、IS-LOCA)】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-3,境-6	【1次系F&B】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-3	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【1次系のF&B】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-3,境-6	【1次系のF&B】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-3
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-	
その他(飛散物)		対象外	/	-	対象外	/	-		
第6号	設置場所	中央制御室操作 (操作は中央制御室から可能)	B	-	中央制御室操作 (操作は中央制御室から可能)	B	-		
第1項	第1号	常設SAの容量	【1次系F&B、1次系減圧(炉心溶融時のCV破損防止、SGTR、IS-LOCA)】 DB設備の容量等が十分 (DB設備と同仕様で設計)	A	-	【1次系F&B】 DB設備の容量等が十分 (DB設備と同仕様で設計)	A	-	
	第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-	(共用しない)	-	-	
第2項	第3号	共通要因故障防止	【1次系のF&B、1次系減圧(炉心溶融時のCV破損防止、SGTR、IS-LOCA)】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内(S/G2次側による冷却を用いた1次冷却系統の減圧に多様性) (タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器と位置的分散) 【1次冷却系統の減圧(加圧器逃がし弁の機能回復)】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし	A a	[配置図]配-14	【1次系のF&B】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内(S/G2次側による炉心冷却と多様性) (タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器と位置的分散)	A a	[配置図]配-1	
		サポート要因	対象(サポート系あり) 異なる駆動源 (制御用空気及び安全系蓄電池からの直流電源を用いた弁操作に対し加圧器逃がし弁操作用ベッパリ及び加圧器逃がし弁操作用可搬型要素が"ベッパリ"を用いた弁操作が多様性)	C	[技術的能力]添付資料1.3.7.8	対象外(サポート系なし)	/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文的適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

46		46	46	46	46	46			
第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		燃料取替用水ピット	類型化区分	エビデンス	余熱除去ポンプ	類型化区分	エビデンス		
第1項	第1号	環境条件における健全性	C/V以外の屋内-IS LOCA時及びISGTR時使用(原子炉建屋)	B a B c	[配置図]配-10	C/V以外の屋内-その他(原子炉補助建屋)	B d	[配置図]配-1	
		荷重	(有効に機能を發揮する)	-	-	(有効に機能を發揮する)	-	-	
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	-	対象外(海水を通水しない)	/	-	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	-	(機能が損なわれない)	-	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	
	第2号	操作性	対象外(操作不要)	/	-	【1次系F&B】 中央制御室操作 (中央制御室の制御盤での操作が可能)	B	-	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	ピット (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (内部の確認が可能-アクセスドア設置) (ほう素濃度及び有効水量の確認が可能)	C	[試験・検査説明資料]試-原-80~82	ポンプ (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (分解が可能)	A	[試験・検査説明資料]試-原-71~75	
	第4号	切り替え性	【1次系F&B】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-3	【1次系F&B】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-3	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【1次系のF&B】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-3	【1次系のF&B】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-3
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
			その他(飛散物)	対象外	/	-	対象外	/	-
	第6号	設置場所	対象外(操作不要)	/	-	中央制御室操作 (操作は中央制御室から可能)	B	-	
第1項	第1号	常設SAの容量	【1次系F&B】 DB設備の容量等が十分 (DB設備と同仕様で設計)	A	[容量設定根拠]容-2	【1次系F&B】 DB設備の容量等が十分 (DB設備と同仕様で設計)	A	-	
	第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-	(共用しない)	-	-	
	第2項	第3号	共通要因故障防止	【1次系のF&B】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内(S/G2次側による炉心冷却と異なる水源) (補助給水ピットと位置的分散)	A a	[配置図]配-10	【1次系のF&B】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内(S/G2次側による炉心冷却と多様性) (タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器と位置的分散)	A a	[配置図]配-1
サポート系要因			対象外(サポート系なし)	/	-	対象外(サポート系なし)	/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

46		46	46	46	46	46			
第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		余熱除去冷却器	類型化区分	エビデンス	格納容器再循環サブ	類型化区分	エビデンス		
第1項	第1号	環境条件における健全性	C/V以外の屋内-その他 (原子炉補助建屋)	B d	[配置図]配-2	原子炉格納容器	A	[配置図]配-4	
		荷重	(有効に機能を發揮する)	-	-	(有効に機能を發揮する)	-	-	
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	-	海水又は淡水 (海水注水を行った場合の影響を考慮)	II	-	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	-	(機能が損なわれない)	-	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	
	第2号	操作性	対象外 (操作不要)	/	-	対象外 (操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	熱交換器 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (内部の確認が可能-マンホール設置) (非破壊検査が可能)	D	[試験・検査説明資料]試-原-76,77	その他 (外観の確認が可能)	N	[試験・検査説明資料]試-原-110~112	
	第4号	切り替え性	【1次系F&B】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-3	【1次系F&B】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-3	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【1次系のF&B】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-3	【1次系のF&B】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-3
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
その他(飛散物)			対象外	/	-	対象外	/	-	
第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	/	-	対象外 (操作不要)	/	-		
第1項	第1号	常設SAの容量	【1次系F&B】 DB設備の容量等が十分 (DB設備と同仕様で設計)	A	-	対象外 (容量等として設定すべき項目ではない)	/	-	
	第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-	(共用しない)	-	-	
第2項	第3号	共通要因故障防止	【1次系のF&B】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内 (S/G2次側による炉心冷却と多様性) (タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器と位置的分散)	A a	[配置図]配-2	【1次系のF&B】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内 (S/G2次側による炉心冷却と多様性) (S/G2次側による炉心冷却と異なる水源) (補助給水ビットと位置的分散)	A a	[配置図]配-4	
		サポート系要因	対象外(サポート系なし)	/	-	対象外(サポート系なし)	/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

46		46	46	46	46	46			
第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		格納容器再循環サンプスクリーン	類型化区分	エビデンス	ほう酸注入タンク	類型化区分	エビデンス		
第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉格納容器	A	[配置図]配-4	C/V以外の屋内-IS LOCA時及びVSGTR時に使用(原子炉補助建屋)	B a B c	[配置図]配-8	
		荷重	(有効に機能を發揮する)	-	-	(有効に機能を發揮する)	-	-	
		海水	海水又は淡水(海水注水を行った場合の影響を考慮)	II	-	対象外(海水を通水しない)	/	-	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	-	(機能が損なわれない)	-	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	
	第2号	操作性	対象外(操作不要)	/	-	対象外(操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	その他(外観の確認が可能)	N	[試験・検査説明資料]試-原-110~112	流路(機能・性能及び漏えいの確認が可能)(内部の確認が可能-マンホール設置)(ほう酸濃度及び有効水量の確認が可能)	F	[試験・検査説明資料]試-原-88, 89	
	第4号	切り替え性	【1次系F&B】DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用(DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-3	【1次系F&B】DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用(DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-3	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【1次系のF&B】DBと同系統構成(設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-3	【1次系のF&B】DBと同系統構成(設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-3
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
その他(飛散物)			対象外	/	-	対象外	/	-	
第6号	設置場所	対象外(操作不要)	/	-	対象外(操作不要)	/	-		
第1項	第1号	常設SAの容量	対象外(容量等として設定すべき項目ではない)	/	-	対象外(流路)	/	-	
	第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-	(共用しない)	-	-	
	第2項	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【1次系のF&B】防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内(S/G2次側による炉心冷却と多様性)(補助給水ヒットと位置的分散)	A a	[配置図]配-4	【1次系のF&B】防止設備/共通要因の考慮対象設備なし	/	-
サポート系要因			対象外(サポート系なし)	/	-	対象外(サポート系なし)	/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

46		46	46	46	46	46			
第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		蓄圧タンク	類型化区分	エビデンス	蓄圧タンク出口弁	類型化区分	エビデンス		
第1項	環境条件における健全性	原子炉格納容器	A	[配置図]配-10	原子炉格納容器	A	[配置図]配-10		
		(有効に機能を發揮する)	-	-	(有効に機能を發揮する)	-	-		
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	-	対象外(海水を通水しない)	/	-	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	-	(機能が損なわれない)	-	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	
	第2号	操作性	対象外(操作不要)	/	-	【その他】 中央制御室操作 (中央制御室の制御盤での操作が可能)	B	-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	容器 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (内部の確認が可能-マンホール設置)	C	[試験・検査説明資料]試-原-90~93	弁 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (分解が可能)	B	[試験・検査説明資料]試-原-94~97	
	第4号	切り替え性	【その他】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-3	【その他】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-3	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【その他】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-3	【その他】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-3
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
その他(飛散物)			対象外	/	-	対象外	/	-	
第6号	設置場所	対象外(操作不要)	/	-	中央制御室操作 (操作は中央制御室から可能)	B	-		
第1項	第1号	常設SAの容量	【その他】 DB設備の容量等が十分 (DB設備と同仕様で設計)	A	-	対象外(流路)	/	-	
	第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-	(共用しない)	-	-	
	第2項	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【その他】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし	/	-	【その他】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし	/	-
サポート系要因			対象外(サポート系なし)	/	-	対象外(サポート系なし)	/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

46		46		46		46		46	
第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		電動補助給水ポンプ		エビデンス		タービン動補助給水ポンプ		エビデンス	
第1項	第1号	環境条件における健全性	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-IS LOCA時及びFSGTR時に使用(原子炉建屋)	B a B c	[配置図]配-4	C/V以外の屋内-IS LOCA時及びFSGTR時に使用(原子炉建屋)	B a B c	[配置図]配-4
		荷重	(有効に機能を發揮する)	-	-	(有効に機能を發揮する)	-	-	
		海水	海水又は淡水(海水を通水する可能性あり)	II	-	海水又は淡水(海水を通水する可能性あり)	II	-	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	-	(機能が損なわれない)	-	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	
	第2号	操作性	【S/G2次側による冷却】 中央制御室操作 (中央制御室の制御盤での操作が可能)	B	-	【S/G2次側による冷却】 現場操作 (工具確保; 専用の注油器により手動で潤滑油供給、専用の工具を用いて人力で蒸気加減弁を操作) (弁操作; 専用の工具を用いて人力で蒸気加減弁を操作) 中央制御室操作 (中央制御室の制御盤での操作が可能)	A⑤ A⑥ B	[現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの起動]45-7 [技術的能力]添付資料1.2.11 [現場状況確認資料]現-1	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	ポンプ (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (分解が可能)	A	[試験・検査説明資料]試-原-59~64	ポンプ (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (分解が可能)	A	[試験・検査説明資料]試-原-65~68	
	第4号	切り替え性	【S/G2次側による冷却】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-4	【S/G2次側による冷却】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-4	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【S/G2次側による冷却】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-4	【S/G2次側による冷却】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-4
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
その他(飛散物)			対象外	/	-	対象外	/	-	
第6号	設置場所	中央制御室操作 (操作は中央制御室から可能)	B	-	現場操作 (操作は設置場所でも可能) 中央制御室操作 (操作は中央制御室から可能)	A a B	[配置図]配-4		
第1項	第1号	常設SAの容量	【S/G2次側による冷却】 DB設備の容量等が十分 (DB設備と同仕様で設計)	A	-	【S/G2次側による冷却】 DB設備の容量等が十分 (DB設備と同仕様で設計)	A	-	
	第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-	(共用しない)	-	-	
	第2項	第3号	共通要因故障防止	【S/G2次側による冷却】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内 (加圧器逃がし弁を使用した1次冷却系統の減圧に多様性) (加圧器逃がし弁と位置的分散) 【S/G2次側による炉心冷却(機能回復)】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし	A a	[配置図]配-4	【S/G2次側による冷却】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内 (加圧器逃がし弁を使用した1次冷却系統の減圧に多様性) (加圧器逃がし弁と位置的分散) 【S/G2次側による炉心冷却(機能回復)】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし	A a	[配置図]配-4
サポート系要因			対象(サポート系あり) 異なる駆動源 (DB設備としての電源に多様性を持った代替電源から給電)	C	-	対象(サポート系あり) 別的手段 (蒸気加減弁は手動で操作できる設計とし、軸受油は手動で潤滑油給油できる)	C	[現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの起動]45-7 [技術的能力]添付資料1.2.11	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文的適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

46		46	46	46	46	46		
第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		補助給水ピット	類型化区分	エビデンス	主蒸気逃がし弁	類型化区分 エビデンス		
第1項	第1号	環境条件における健全性	C/V以外の屋内-IS LOCA時及びSGTR時に使用(原子炉建屋)	B a B c	[配置図]配-10	C/V以外の屋内-IS LOCA時及びSGTR時に使用(原子炉建屋)	B a B c	[配置図]配-12
		荷重	(有効に機能を發揮する)	-	-	(有効に機能を發揮する)	-	-
		海水	海水又は淡水(海水を通水する可能性あり)	II	-	対象外(海水を通水しない)	/	-
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	-	(機能が損なわれない)	-	-
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-
	第2号	操作性	対象外(操作不要)	/	-	【S/G2次側による冷却、SGTR、IS-LOCA】 現場操作(足場確保；常設の踏み台) (弁操作；手動ハンドルを設け人力により確実に操作) 中央制御室操作(中央制御室の制御盤での操作が可能)	A③ A④ B	[技術的能力]添付資料1.3.5 [現場状況確認資料]現-1
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	ピット(機能・性能及び漏えいの確認が可能)(内部の確認が可能-アクセスドア設置)(有効水量の確認が可能)	C	[試験・検査説明資料]試-原-56~58	弁(機能・性能及び漏えいの確認が可能)(分解が可能)	B	[試験・検査説明資料]試-原-43~48
	第4号	切り替え性	【S/G2次側による冷却】DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用(DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-4	【S/G2次側による冷却、SGTR、IS-LOCA】DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用(DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-4
	第5号	悪影響防止	【S/G2次側による冷却】DBと同系統構成(設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-4	【S/G2次側による冷却】DBと同系統構成(設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-4
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
その他(飛散物)		対象外	/	-	対象外	/	-	
第6号	設置場所	対象外(操作不要)	/	-	現場操作(設置場所での手動ハンドル操作により可能) 中央制御室操作(操作は中央制御室から可能)	A a B	[配置図]配-12	
第1項	第1号	常設SAの容量	【S/G2次側による冷却】DB設備の容量等を補う(補給までの間、水源を確保できる十分な容量で設計)	B	[有効性評価]2.2.20 [容量設定根拠]容-1	【S/G2次側による冷却、SGTR、IS-LOCA】DB設備の容量等が十分(DB設備と同仕様で設計)	A	-
	第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-	(共用しない)	-	-
第2項	第3号	共通要因故障防止	【S/G2次側による冷却】防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内(加圧器逃がし弁を使用した1次冷却系統の減圧に多様性)(加圧器逃がし弁と位置的分散)	A a	[配置図]配-10	【S/G2次側による冷却、SGTR、IS-LOCA】防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内(加圧器逃がし弁を使用した1次冷却系統の減圧に多様性)(加圧器逃がし弁と位置的分散) 【S/G2次側による炉心冷却(機能回復)】防止設備/共通要因の考慮対象設備なし	A a	[配置図]配-12
		サポート系要因	対象外(サポート系なし)	/	-	対象(サポート系あり)異なる駆動源(手動操作を可能とし、空気作動に対して多様性)	C	[技術的能力]添付資料1.3.5

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

46		46	46	46	46				
第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		蒸気発生器	類型化区分	エビデンス	主蒸気管	類型化区分	エビデンス		
第1項	第1号	環境条件における健全性	原子炉格納容器	A	[配置図]配-10	原子炉格納容器 C/V以外の屋内-IS LOCA時及びSGTR時に使用 (原子炉建屋)	A B a B c	-	
		荷重	(有効に機能を發揮する)	-	-	(有効に機能を發揮する)	-	-	
		海水	海水又は淡水 (海水を通水する可能性あり)	II	-	対象外(海水を通水しない)	/	-	
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	-	(機能が損なわれない)	-	-	
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	
	第2号	操作性	対象外 (操作不要)	/	-	対象外 (操作不要)	/	-	
	第3号	試験・検査 (検査性、系統構成・外部入力)	熱交換器 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (内部の確認が可能-マンホール設置) (非破壊検査が可能)	D	[試験・検査説明資料]試-原-29~33	流路 (機能・性能及び漏えいの確認が可能)	F	-	
	第4号	切り替え性	【S/G2次側による冷却】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-4	【S/G2次側による冷却】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-4	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【S/G2次側による冷却】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-4	【S/G2次側による冷却】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-4
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
その他(飛散物)			対象外	/	-	対象外	/	-	
第6号	設置場所	対象外 (操作不要)	/	-	対象外 (操作不要)	/	-		
第1項	第1号	常設SAの容量	【S/G2次側による冷却】 DB設備の容量等が十分 (DB設備と同仕様で設計)	A	-	対象外(流路)	/	-	
	第2号	共用の禁止	(共用しない)	-	-	(共用しない)	-	-	
	第2項	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【S/G2次側による冷却】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内 (加圧器逃がし弁を使用した1次冷却系統の減圧に多様性) (加圧器逃がし弁と位置的分散)	A a	[配置図]配-10	【S/G2次側による冷却】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし	/	-
サポート系要因			対象外(サポート系なし)	/	-	対象外(サポート系なし)	/	-	

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(常設)

46		46	46	46	46	46		
第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁	類型化区分	エビデンス	余熱除去ポンプ入口弁	類型化区分	エビデンス	
第1項	第1号	環境条件における健全性	C/V以外の屋内-IS LOCA時及びISGTR時に使用(原子炉建屋)	B a B c	[配置図]配-6	C/V以外の屋内-IS LOCA時に使用(原子炉補助建屋)	B a	[配置図]配-2 [技術的能力]添付資料1.3.14, 15, 16
		荷重	(有効に機能を發揮する)	-	-	(有効に機能を發揮する)	-	-
		海水	対象外(海水を通水しない)	/	-	対象外(海水を通水しない)	/	-
		電磁波	(機能が損なわれない)	-	-	(機能が損なわれない)	-	-
		他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-
	第2号	操作性	【S/G2次側による冷却】 現場操作 (弁操作; 手動ハンドルを設け人力により確実に操作) 中央制御室操作 (中央制御室の制御盤での操作が可能)	A [ⓐ] B	[現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの起動]45-7 [技術的能力]添付資料1.2.11 [現場状況確認資料]現-1	【IS-LOCA】 現場操作 (弁操作: 遠隔操作機構を用いて確実に操作できる)	A [ⓐ]	[技術的能力]添付資料1.3.14, 15, 16 [現場状況確認資料]現-1
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	弁 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (分解が可能)	B	[試験・検査説明資料]試-原-69, 70	弁 (開閉確認が可能) (分解が可能)	B	[試験・検査説明資料]試-原-78, 79
	第4号	切り替え性	【S/G2次側による冷却】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	[バウンダリ系統図]境-4	【IS-LOCA】 DB施設と同じ用途で使用又は切替せず使用 (DB施設と同じ系統構成で使用)	B b	-
	第5号	悪影響防止	【S/G2次側による冷却】 DBと同系統構成 (設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成)	A d	[バウンダリ系統図]境-4	【IS-LOCA時】 弁等で系統構成 (弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成)	A a	-
		配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
その他(飛散物)		対象外	/	-	対象外	/	-	
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能) 中央制御室操作 (操作は中央制御室から可能)	A a B	[配置図]配-6	現場操作 (設置場所と異なる区画から遠隔操作機構を用いて操作)	A b	[配置図]配-2 [技術的能力]添付資料1.3.14, 15, 16	
第2項	第1号	常設SAの容量	対象外(開機能)	/	-	対象外(開機能)	/	-
		共用の禁止	(共用しない)	-	-	(共用しない)	-	-
	第3号	共通要因故障防止	【S/G2次側による冷却(機能回復)】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし	/	-	【IS-LOCA時】 防止設備/共通要因の考慮対象設備なし	/	-
サポート系要因	対象(サポート系あり) 別の手段 (手動操作を可能とし、常設直流電源を用いた操作に多様性)	C	[現場での人力によるタービン動補助給水ポンプの起動]45-7 [技術的能力]添付資料1.2.11	対象外(サポート系なし)	/	-		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文的適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

泊発電所3号炉 SA設備基準適合性 一覧表(可搬)

第46条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備		46	46	46	46	46	46		
		加圧器逃がし弁換作用可搬型窒素ガスボンベ	類型化区分	エビデンス	加圧器逃がし弁換作用バッテリー	類型化区分	エビデンス		
第1項	第1号	環境条件における健全	環境温度・湿度・圧力/屋外の天候/放射線	C/V以外の屋内-その他(原子炉建屋)	B d	[配置図]配-8	C/V以外の屋内-その他(原子炉補助建屋)	B d	[配置図]配-5
			荷重	(有効に機能を発揮する)	-	-	(有効に機能を発揮する)	-	-
			海水	対象外(海水を通水しない)	/	-	対象外(海水を通水しない)	/	-
			電磁波	(機能が損なわれない)	-	-	(機能が損なわれない)	-	-
			他設備からの影響	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-	(周辺機器等からの悪影響により機能を失うおそれがない)	-	-
	第2号	操作性	【加圧器逃がし弁の機能回復】 現場操作 (工具確保;一般的な工具)(弁操作:弁操作等にて速やかに切替えられる) (接続作業;簡便な接続規格による接続)	A⑤ A⑥ A⑧ A⑩	[技術的能力]添付資料1.3.7 [現場状況確認資料]現-1	【加圧器逃がし弁の機能回復】 現場操作 (工具確保) (運搬設置;車輪の設置により運搬、移動ができる) (電源操作;電源操作等により速やかに切替えられる) (接続作業;ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一)	A⑤ A⑥ A⑧ A⑩	[技術的能力]添付資料1.3.8 [現場状況確認資料]現-2	
	第3号	試験・検査(検査性、系統構成・外部入力)	容器 (機能・性能及び漏えいの確認が可能) (規定圧力及び外観の確認が可能)	C	試-原-34,35	その他電源設備 (機能・性能の確認が可能) (電圧測定が可能)	I	試-原-35~37	
	第4号	切り替え性	【加圧器逃がし弁の機能回復】 DB施設としての機能を有さない (弁を設置)	Ba1	[バウンダリ系統図]境-5	【加圧器逃がし弁の機能回復】 DB施設としての機能を有さない (電源操作)	Ba1	-	
	第5号	悪影響防止	系統設計	【加圧器逃がし弁の機能回復】 通常時は分離 (通常時に接続先の系統と分離された状態)	A b	[現場状況確認資料]現-1 [バウンダリ系統図]境-5	【加圧器逃がし弁の機能回復】 通常時は分離 (通常時に接続先の系統と分離された状態)	A b	[現場状況確認資料]現-2[バウンダリ系統図]
			配置設計	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-	地震、溢水、火災、外部からの衝撃の影響を及ぼさない	-	-
その他(飛散物)			対象外	/	-	対象外	/	-	
第6号	設置場所	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[配置図]配-8[技術的能力]添付資料1.3.7	現場操作 (操作は設置場所でも可能)	A a	[配置図]配-5[技術的能力]添付資料1.3.8		
第3項	第1号	可搬SAの容量	【加圧器逃がし弁の機能回復】 負荷に直接接続 (加圧器逃がし弁全開に必要な圧力に対して十分な容量 保有数は1個、故障時及び保守点検時のバックアップとして 1個の合計2個)	B	[容量設定根拠]容-3	【加圧器逃がし弁の機能回復】 負荷に直接接続 (加圧器逃がし弁2台の作動時間を考慮した容量 保有数は1個、故障時及び保守点検時のバックアップとして 1個の合計2個)	B	[容量設定根拠]容-4	
			可搬SAの接続性	簡便な接続規格	C	[現場状況確認資料]現-1	端子のボルト・ネジによる接続	A	[現場状況確認資料]現-2
	第3号	異なる複数の接続箇所の確保	対象外	/	-	対象外	/	-	
	第4号	設置場所	SFP事故時以外に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	B	[配置図]配-8	SFP事故時以外に使用する設備 (放射線の高くなるおそれの少ない場所を選定)	B	[配置図]配-5	
	第5号	保管場所	【1次冷却システムの減圧(機能回復)】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内 (制御用空気圧縮機と位置的分散)	A b	[配置図]配-8	【1次冷却システムの減圧(機能回復)】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内 (安全系蓄電池と位置的分散)	A b	[配置図]配-5	
	第6号	アクセスルート	屋内アクセスルート	A	[補足説明資料 共通 共-3]参照	屋内アクセスルート	A	[補足説明資料 共通 共-3]参照	
	第7号	共通要因故障防止	環境条件、自然現象、外部人為事象、溢水、火災	【1次冷却システムの減圧(機能回復)】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内 (制御用空気圧縮機と位置的分散)	A a	[配置図]配-8	【1次冷却システムの減圧(機能回復)】 防止設備/共通要因の考慮対象設備あり/屋内 (安全系蓄電池と位置的分散)	A a	[配置図]配-5
	サポート系要因	対象外(サポート系なし)	/	-	対象外(サポート系なし)	/	-		

・記号は「共-2 類型化区分及び適合内容」における類型化区分を示す。
 ・「-」は全ての設備に適用する共通の設計方針であることを示し、個別条文の適合方針としては記載せず、43条適合方針としてのみ記載する。
 ・「/」は当該設備が対象外であることを示し、記載すべき設計方針がないことを表す。

資料 1 - 2 - 8

ホースブリッジ設置必要箇所の抽出について

平成 28 年 10 月 27 日

北海道電力株式会社

枠囲みの範囲は、防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。

ホースブリッジ設置必要箇所の抽出について

(1) 車両通行上ホースブリッジの設置が必要な箇所数の抽出の考え方

- a. 重大事故対応で車両を用いる活動としては以下がある。
- (a) 可搬型大型送水ポンプ車を用いた補助給水ピット又は燃料取替用水ピットへの補給、格納容器再循環ユニットへの注水、使用済燃料ピットへの補給、代替炉心注水、代替格納容器スプレイ、蒸気発生器への注水
 - (b) 可搬型大容量海水送水ポンプ車及び放水砲を用いた格納容器等への放水、代替補機冷却
 - (c) 可搬型タンクローリーを用いた、可搬型重大事故等対処設備、代替非常用発電機への給油
- 上記(a)、(b)の活動において使用する車両にはホース敷設のためのホース延長回収車が含まれる。
- b. ホースブリッジを必要とする箇所の抽出
- (a) 可搬型大型送水ポンプ車を用いる補給や注水対応等においては、ホース敷設ルートによってはホースを跨いで敷設する必要が生じるが以下の理由からホースブリッジの設置は必要ない。
 - ・ 跨ぐ箇所が最終接続箇所に比較的に近いことから、ホースブリッジを設置して車両を用いホースを敷設する場合と人力でホースを敷設する場合とで時間があまりかわりないこと
 - ・ 跨ぐ箇所数が少なく、一度敷設してしまえば、敷設作業で再度跨ぐことはないこと
 - (b) 放水対応、給油対応は、上記b.(a)のホース敷設後に対応するものであること、ホースを車両で跨がずに対応することが難しいことから、車両で跨ぐ箇所についてホースブリッジを設置することとする。
 - (c) また、上記の放水対応後も給油対応は継続することから、可搬型タンクローリーで放水対應用ホースを跨ぐ箇所についてホースブリッジを設置することとする。
- c. ホースブリッジの準備数の考え方
- 上記a.(a)、(b)のホース敷設ルートは複数ルートを準備していることから、各々のホース敷設ルート毎に跨ぐ必要のある箇所を選定する。
- その上で、技術的能力の手順で生じうる各々の対応の組み合わせを考慮して、各組み合わせごとに必要となる箇所数を算定し、その最大値を上回るホースブリッジを配備することとする。

(2) 跨ぐ箇所の抽出結果及びホースブリッジの必要準備数

上記の考え方で抽出した結果、取水場所が3号機取水口、ホースルートが東側ルートの場合が最大となり、可搬型大型送水ポンプ車を用いた補給、注水対応等で敷設するホース（口径 150A）で3箇所、放水対応等で敷設するホース（口径 300A）で1箇所となっている。

この最大値に対してそれぞれこれを上回る16セット、6セットを準備することとしている。

なお、ホース敷設ルート毎の抽出結果を下表に、跨ぎ箇所の詳細を添付図に示す。

ホースルート	150A 用のホース用ホースブリッジ	300A 用のホース用ホースブリッジ
取水場所：3号機スクリーン室、ホースルート：東側ルート	2 (・放水対応のための跨ぎ ・多様性拡張設備使用時の跨ぎ)	0
取水場所：3号機スクリーン室、ホースルート：西側ルート	1 (可搬型タンクローリーの跨ぎ)	0
取水場所：3号機取水口、ホースルート：東側ルート	3 (・可搬型タンクローリーの跨ぎ ・放水対応のための跨ぎ ・多様性拡張設備使用時の跨ぎ)	1 (可搬型タンクローリーの跨ぎ)
取水場所：3号機取水口、ホースルート：西側ルート	1 (可搬型タンクローリーの跨ぎ)	1 (可搬型タンクローリーの跨ぎ)
取水場所：1，2号機スクリーン室、ホースルート：西側ルート	1 (多様性拡張設備使用時の跨ぎ)	0
取水場所：1，2号機取水口、ホースルート：西側ルート	1 (可搬型タンクローリーの跨ぎ)	1 (可搬型タンクローリーの跨ぎ)

(3) ホースブリッジ設置時期と作業時間に与える影響

a. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた補給、注水対応等で敷設するホース用のホースブリッジ

ホース敷設に使用するホース延長回収車8台に2個ずつ積載することとしている。ホースブリッジの設置が必要な3箇所のうち可搬型タンクローリーの給油対応のために跨ぐ必要のある箇所については、本対応が有効性評価でも期待しているものであることから、ホース敷設時合わせてホースブリッジを設置することとしている。

ホースブリッジ設置に要する時間は5分/箇所であり、ホースブリッジ設置を考慮しても有効性評価で設定した作業時間内に終了できることを確認している。

ホースを最初に敷設する手順としては以下の3つの手順があり、それぞれの制限時間に対して実績時間には1時間の余裕があり、ホースブリッジ設置時間を考慮しても制限時間内に作業を終了できる。

手順	制限時間	実績時間
補助給水ピットへの補給	4時間10分	3時間10分
燃料取替用水ピットへの補給	4時間10分	3時間10分
使用済燃料ピットへの補給	4時間	3時間

また、残りの2箇所は、放水対応など有効性評価で期待されていない作業（格納容器破損防止のための可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイや放射性物質拡散抑制のための放水砲設置）のために車両で跨ぐ必要のある箇所であることから、有効性評価に必要なホース敷設完了後速やかにホースブリッジを設置することとしている。

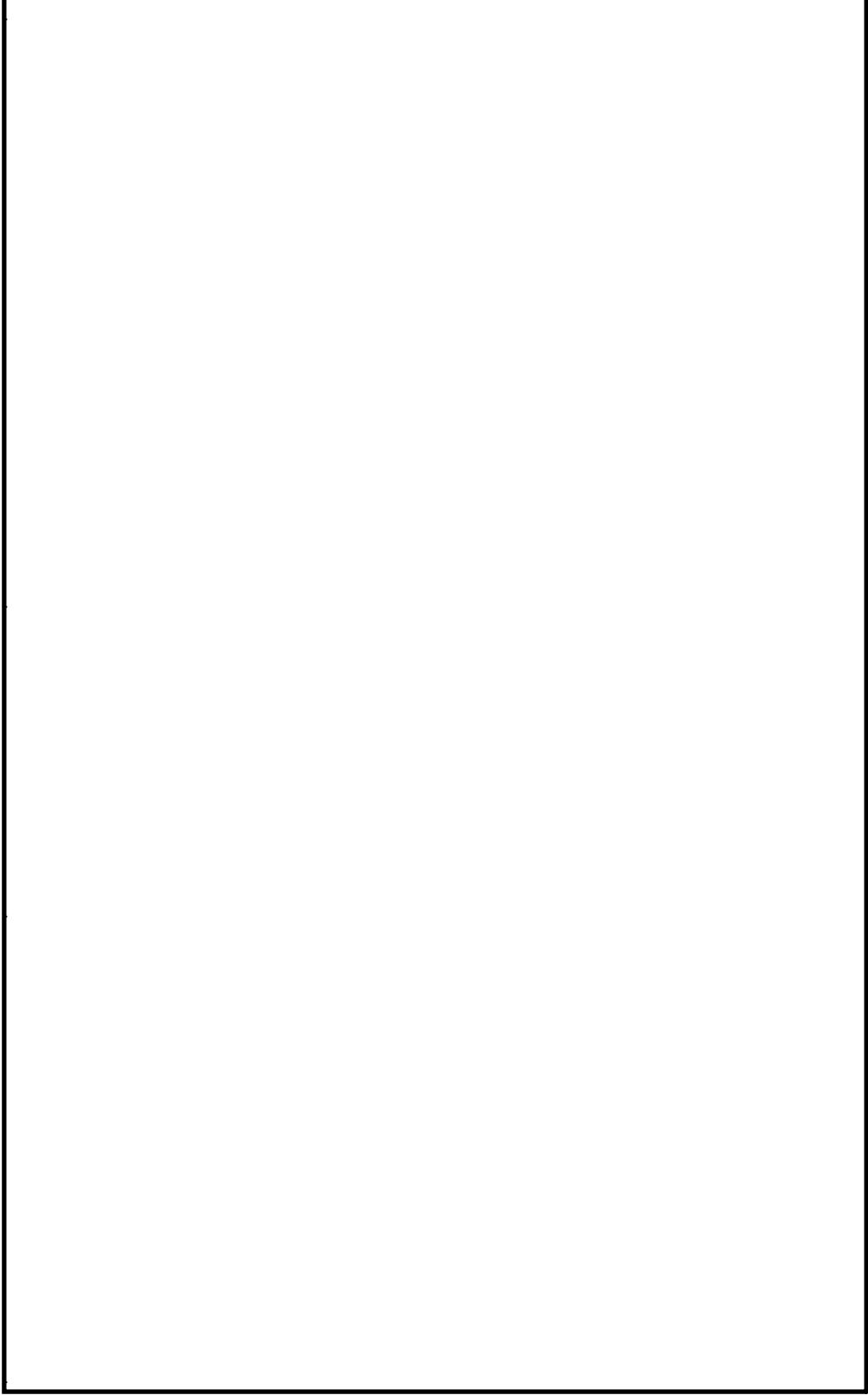
b. 放水対応のため敷設するホース用のホースブリッジ

放水対応は、炉心損傷後格納容器スプレイ手段を喪失してから準備を開始し、ホース敷設に4時間、その後ホースブリッジの設置をしても更に1時間程度要するが、格納容器が破損し放水が必要となるまでにはまだ間があると想定され、ホースに通水して跨ぐことができなくなる前にホースブリッジの設置を完了できる。

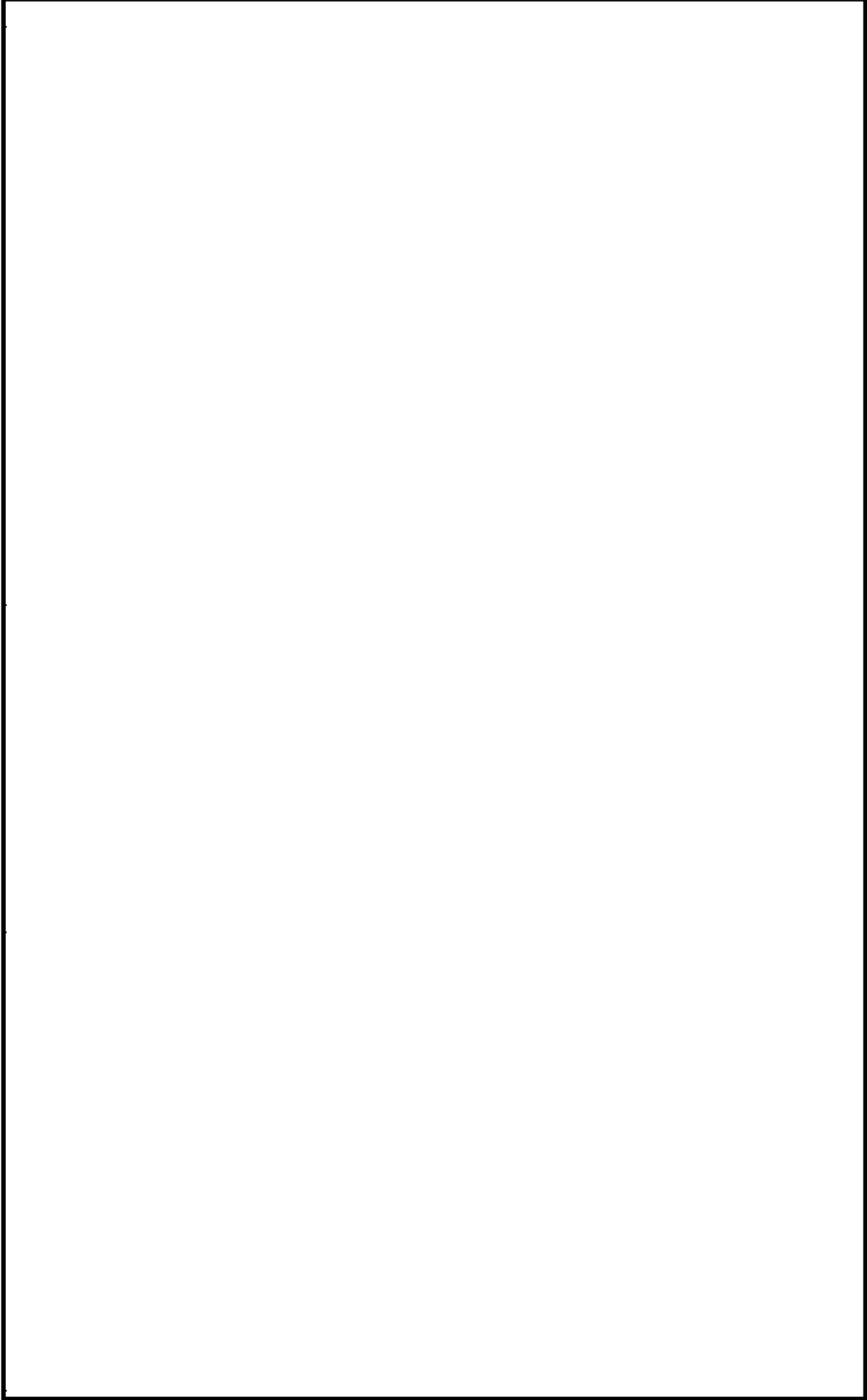
なお、本ホースブリッジは可搬型タンクローリーによる給油作業のために跨ぐ箇所に設置するものである。

資機材設置後の作業の成立性

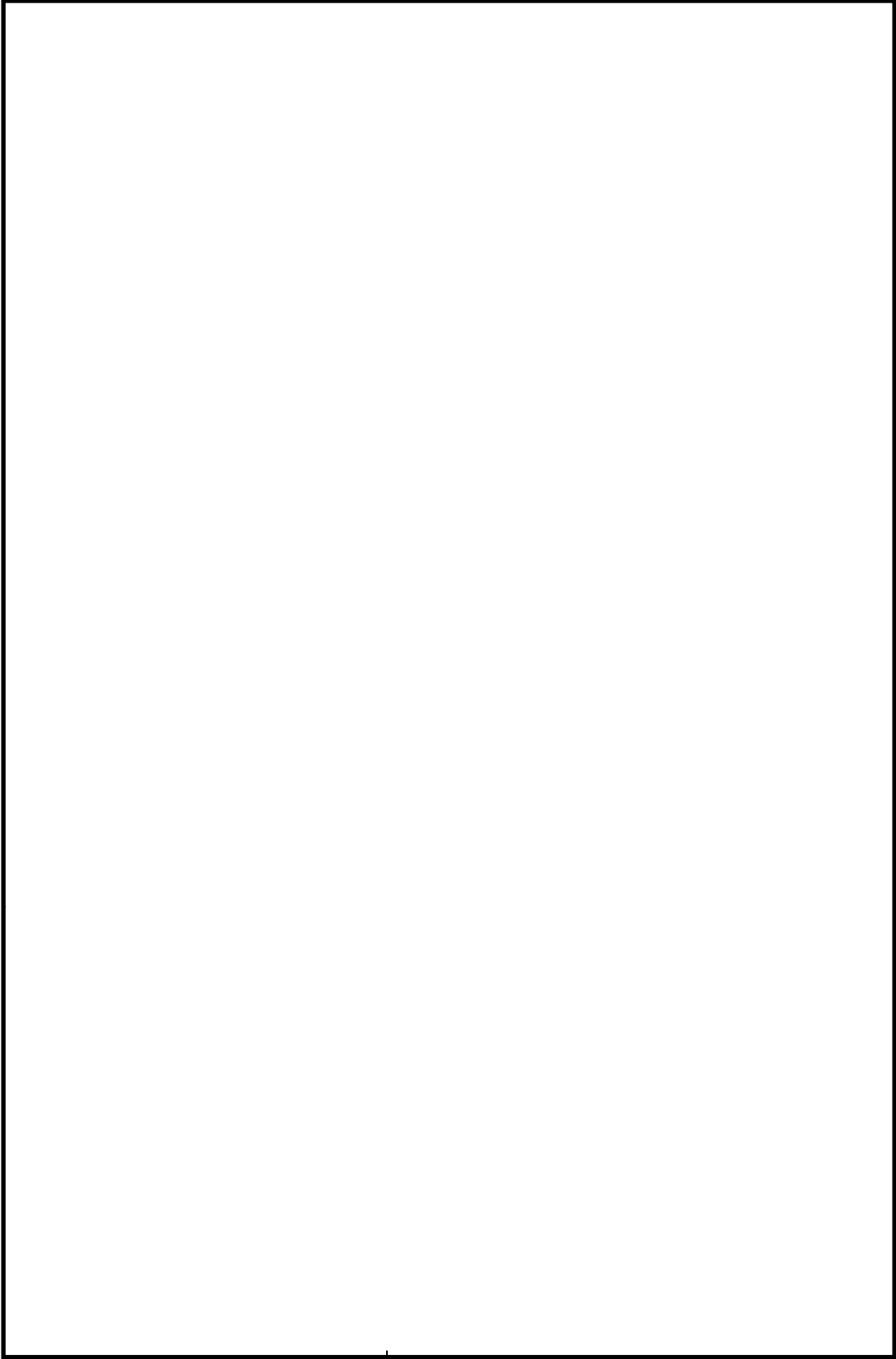
(1) 取水場所：3号機スクリーン室、ホースルレート：東側ルレート



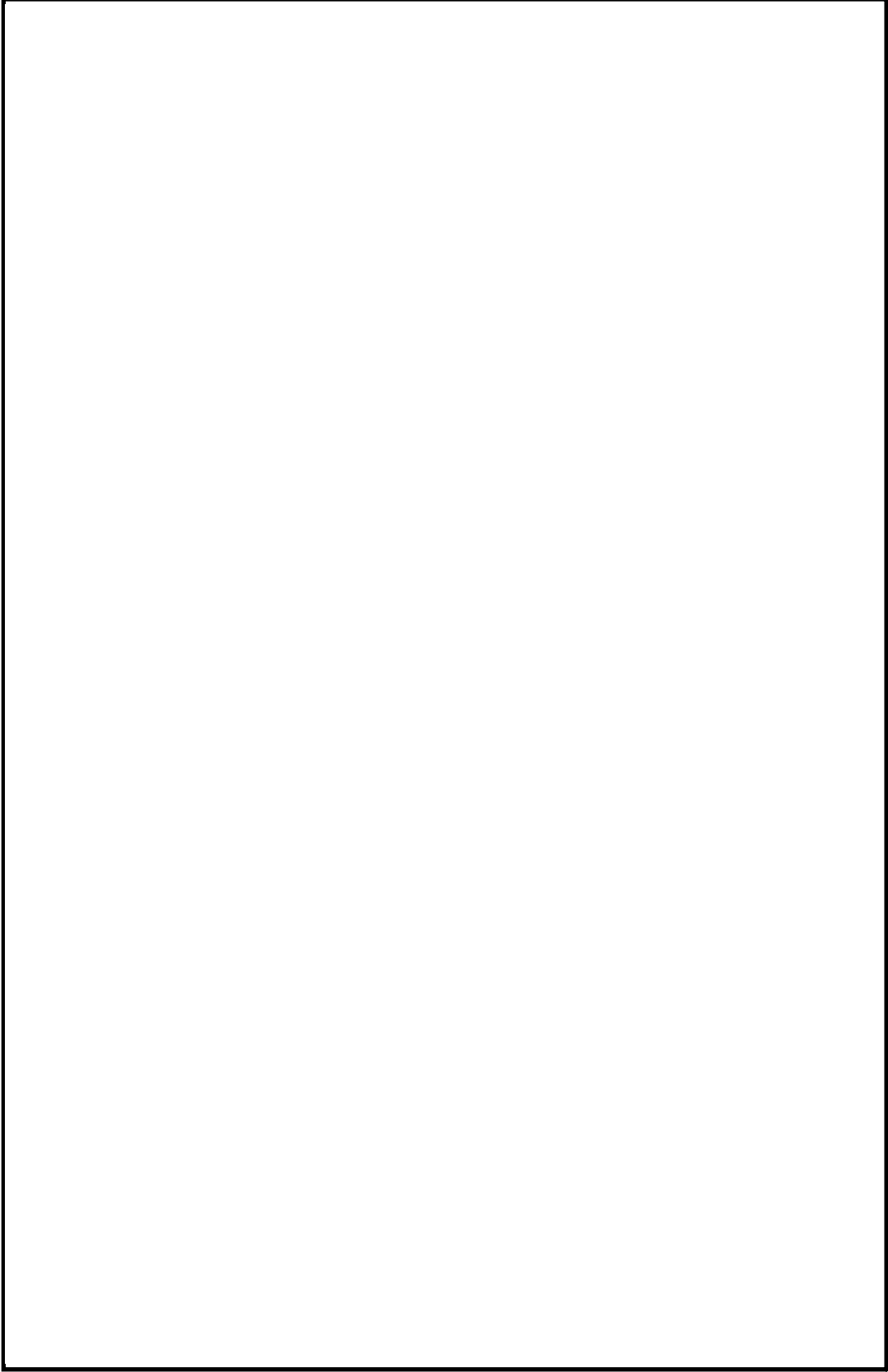
(2) 取水場所：3号機スクリーン室、ホースルーム：西側ルートを



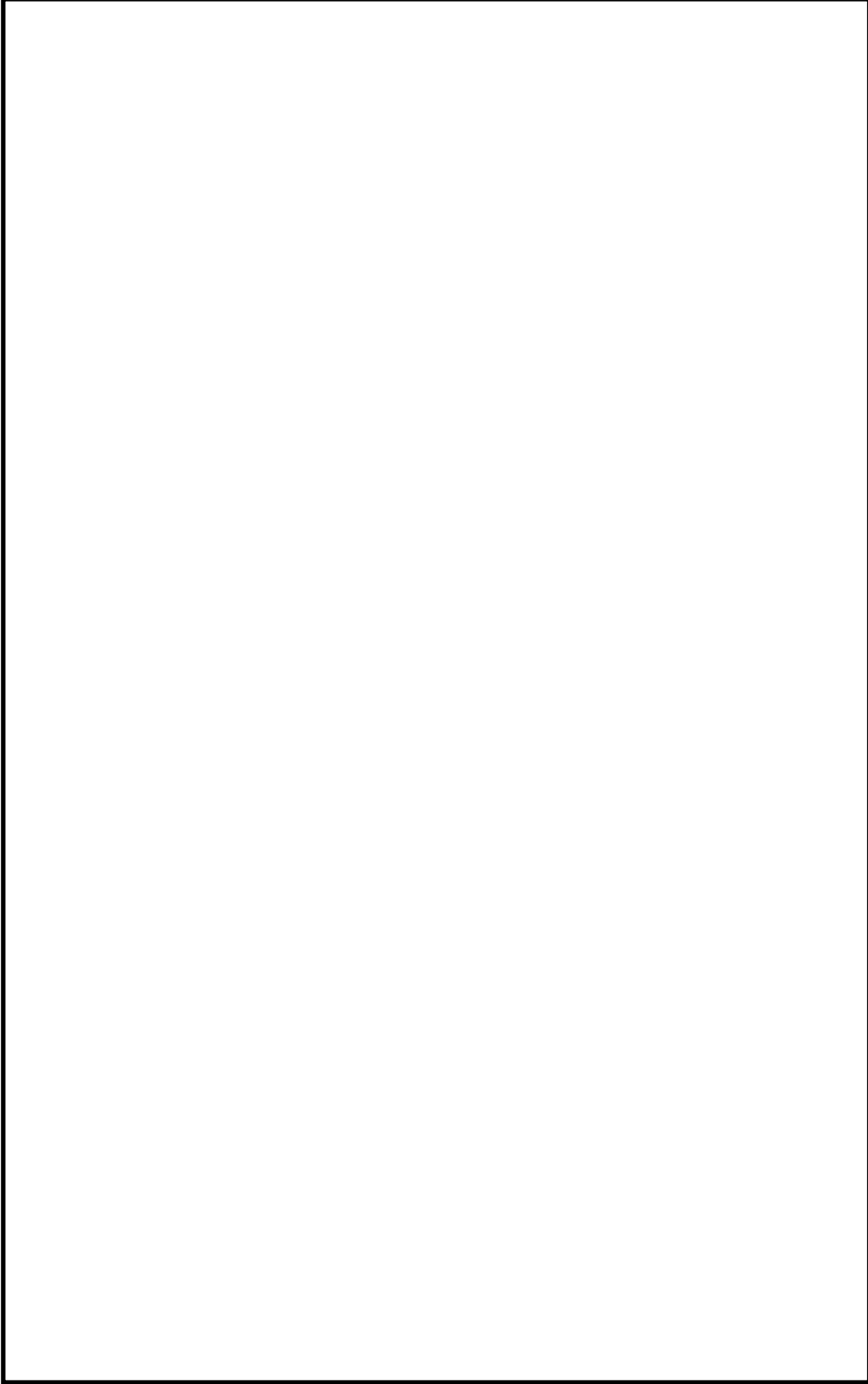
(3) 取水場所：3号機取水口、ホースルートを東側ルート



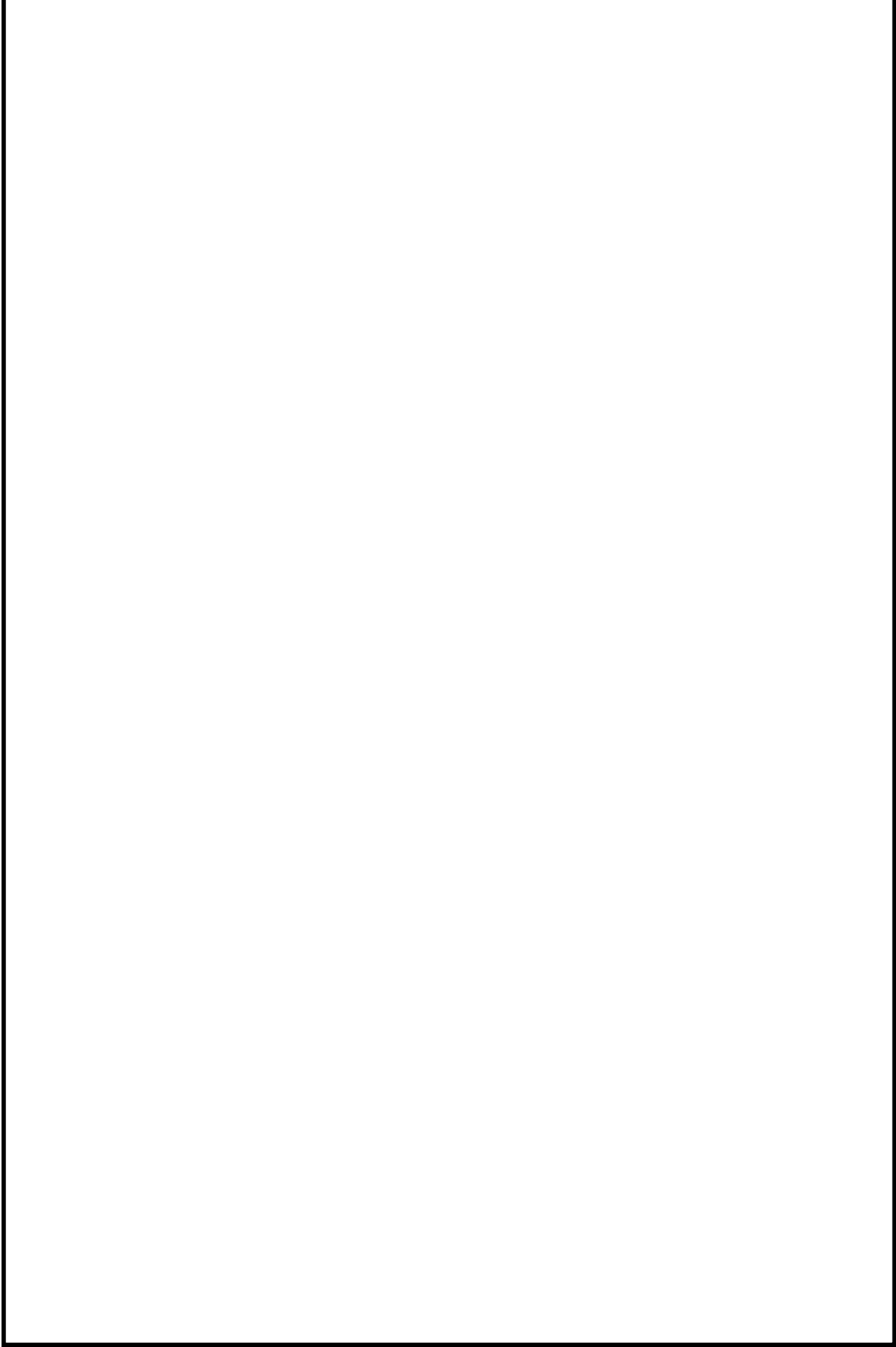
(4) 取水場所：3号機取水口、ホースルートを西側ルート



(5) 取水場所：1, 2号機スクリーン室、ホースルルト：西側ルルト



(6) 取水場所：1, 2号機取水口、ホースルートを：西側ルート



泊発電所 3 号炉

重大事故等対策の有効性評価

平成 2 8 年 1 0 月 2 7 日

北海道電力株式会社

目 次

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
 - 6.1 概要
 - 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 6.3 評価にあたって考慮する事項
 - 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 6.6 解析の実施方針
 - 6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 6.8 必要な要員及び資源の評価方針
 - 6.9 参考文献

7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - 7.1.2 全交流動力電源喪失
 - 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
 - 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
 - 7.1.5 原子炉停止機能喪失
 - 7.1.6 ECCS注水機能喪失
 - 7.1.7 ECCS再循環機能喪失
 - 7.1.8 格納容器バイパス

 - 7.2 重大事故
 - 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 7.2.4 水素燃焼
 - 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

 - 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.3.1 想定事故1
 - 7.3.2 想定事故2

- 7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
 - 7.4.2 全交流動力電源喪失
 - 7.4.3 原子炉冷却材の流出
 - 7.4.4 反応度の誤投入

- 7.5 必要な要員及び資源の評価
 - 7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件
 - 7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
 - 7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

付録

付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

添付資料目次

(6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方)

- 添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について
- 添付資料 6.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について
- 添付資料 6.2.2 定期検査工程の概要について
- 添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について
- 添付資料 6.4.1 シビアアクシデント解析に係る当社の関与について
- 添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ）
- 添付資料 6.5.2 原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について
- 添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について
- 添付資料 6.5.4 有効性評価におけるLOCA事象における破断位置の考え方について
- 添付資料 6.5.5 解析に使用する反応度添加曲線について
- 添付資料 6.5.6 加圧器逃がし弁／安全弁及び主蒸気逃がし弁／安全弁作動圧力の設定の考え方について
- 添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について
- 添付資料 6.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フローについて

(7. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

(7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失)

- 添付資料 7.1.1.1 フィードアンドブリード時の炉心冷却状態の確認について
- 添付資料 7.1.1.2 2次冷却系からの除熱機能喪失における長期対策について
- 添付資料 7.1.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(2次冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について
- 添付資料 7.1.1.5 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について
- 添付資料 7.1.1.6 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次系保有水量の収支について
- 添付資料 7.1.1.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.1.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.1.9 フィードアンドブリード運転における高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路の模擬について
- 添付資料 7.1.1.10 2次冷却系からの除熱機能喪失におけるフィードアンドブリード運転時の高圧注入ポンプ運転台数について
- 添付資料 7.1.1.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(2次系冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.12 燃料評価結果について

(7.1.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.1.2.1 蒸気発生器細管の健全性に係る初期判断パラメータ
- 添付資料 7.1.2.2 RCPシールLOCAが発生する場合としない場合の運転員操作等への影響
- 添付資料 7.1.2.3 代替格納容器スプレイポンプの注入先切替え操作及びB-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水操作について
- 添付資料 7.1.2.4 2次系強制冷却における温度目標について
- 添付資料 7.1.2.5 蓄電池の給電時間評価
- 添付資料 7.1.2.6 蓄圧タンク出口弁閉止タイミングについて
- 添付資料 7.1.2.7 代替格納容器スプレイポンプの炉心注水流量の設定につ

- いて
- 添付資料 7.1.2.8 全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の長期安定確認について
 - 添付資料 7.1.2.9 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（全交流動力電源喪失）
 - 添付資料 7.1.2.10 RCPシール部からの漏えい量の設定根拠について
 - 添付資料 7.1.2.11 RCPシール部からの漏えい量による炉心露出への影響
 - 添付資料 7.1.2.12 全交流動力電源喪失における蓄圧タンク初期条件設定の影響
 - 添付資料 7.1.2.13 全交流動力電源喪失時の蓄圧タンク出口弁閉止に関する窒素混入の影響について
 - 添付資料 7.1.2.14 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
 - 添付資料 7.1.2.15 安定停止状態について①
 - 添付資料 7.1.2.16 安定停止状態について②
 - 添付資料 7.1.2.17 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失）
 - 添付資料 7.1.2.18 全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）の感度解析について
 - 添付資料 7.1.2.19 全交流動力電源喪失時の代替炉心注水操作の時間余裕について
 - 添付資料 7.1.2.20 水源、燃料、電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失）

(7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失)

- 添付資料 7.1.4.1 CV内漏えいにおけるCVサンプ水位上昇の時間遅れの考え方について
- 添付資料 7.1.4.2 燃料取替用水ピットの補給方法について
- 添付資料 7.1.4.3 MAAPの大破断LOCAへの適用性について
- 添付資料 7.1.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.5 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.4.6 安全停止状態について
- 添付資料 7.1.4.7 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の

事象進展について

- 添付資料 7.1.4.8 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について
- 添付資料 7.1.4.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.10 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について

(7.1.5 原子炉停止機能喪失)

- 添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について
- 添付資料 7.1.5.2 ATWS事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について
- 添付資料 7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い
- 添付資料 7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について
- 添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて
- 添付資料 7.1.5.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.5.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.10 原子炉停止機能喪失の有効性評価における1次冷却材圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について
- 添付資料 7.1.5.11 水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失）

(7.1.6 ECCS注水機能喪失)

- 添付資料 7.1.6.1 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について

- 添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について
- 添付資料 7.1.6.3 「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて
- 添付資料 7.1.6.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条 (ECCS注水機能喪失)
- 添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響
- 添付資料 7.1.6.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.6.7 「ECCS注水機能喪失」における注水水源の水温の影響について
- 添付資料 7.1.6.8 安定定時状態について
- 添付資料 7.1.6.9 ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて
- 添付資料 7.1.6.10 ECCS注水機能喪失時における2次系強制冷却機能操作の時間余裕について
- 添付資料 7.1.6.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (ECCS注水機能喪失)

(7.1.7 ECCS再循環機能喪失)

- 添付資料 7.1.7.1 大破断LOCA時における再循環運転不能の判断及びその後の操作の成立性について
- 添付資料 7.1.7.2 「中小破断LOCA+高圧再循環失敗」の取り扱いについて
- 添付資料 7.1.7.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件 (ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.7.5 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.7.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.7 「ECCS再循環機能喪失」におけるMAAPコードの不確かさについて
- 添付資料 7.1.7.8 ECCS再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について

添付資料 7.1.7.9 ECCS再循環機能喪失時における事象初期の応答について

(7.1.8 格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.1 インターフェイスシステムLOCA時における高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替えについて

添付資料 7.1.8.2 破損側SGの隔離操作を実施の際に補助給水の停止操作の妥当性について

添付資料 7.1.8.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の余熱除去系統の破断箇所及び破断面積について

添付資料 7.1.8.5 インターフェイスシステムLOCA時における蓄圧タンク初期条件設定の影響

添付資料 7.1.8.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

添付資料 7.1.8.7 安定停止状態について①

添付資料 7.1.8.8 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について

添付資料 7.1.8.9 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の放射性物質の放出について

添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて

添付資料 7.1.8.11 安定停止状態について②

添付資料 7.1.8.12 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレイの作動について

添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.14 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について

添付資料 7.1.8.15 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における1次系保有水量と加圧器水位について

(7.2 重大事故)

(7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

(7.2.1.1 格納容器過圧破損)

- 添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について
- 添付資料 7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について
- 添付資料 7.2.1.1.4 MAAPコードでの原子炉格納容器モデルについて
- 添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について
- 添付資料 7.2.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）
- 添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射エネルギー評価について
- 添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について
- 添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.1.15 Cs-137放出量評価の評価期間について
- 添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.17 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.1.18 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.19 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料 7.2.1.1.20 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について

- 添付資料 7.2.1.1.21 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.1.22 格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））
- 添付資料 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）

(7.2.1.2 格納容器過温破損)

- 添付資料 7.2.1.2.1 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料 7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について
- 添付資料 7.2.1.2.3 加圧器逃がしタンクの解析上の取り扱いについて
- 添付資料 7.2.1.2.4 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.2.5 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.2.6 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.2.7 格納容器過温破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.2.8 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について
- 添付資料 7.2.1.2.9 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について
- 添付資料 7.2.1.2.10 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））
- 添付資料 7.2.1.2.11 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過温破損）

(7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

- 添付資料 7.2.2.1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について
- 添付資料 7.2.2.2 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について
- 添付資料 7.2.2.3 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について
- 添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

(7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

- 添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の評価について
- 添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

(7.2.4 水素燃焼)

- 添付資料 7.2.4.1 格納容器スプレイが停止した場合における対応手順について
- 添付資料 7.2.4.2 水素燃焼評価における評価事故シーケンスの選定について
- 添付資料 7.2.4.3 GOTHICにおける水素濃度分布の評価について
- 添付資料 7.2.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (水素燃焼)
- 添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について
- 添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について
- 添付資料 7.2.4.7 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概要系統図について
- 添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について
- 添付資料 7.2.4.9 AICC評価について
- 添付資料 7.2.4.10 安定状態について
- 添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について

- 添付資料 7.2.4.12 事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合のドライ水素濃度について
- 添付資料 7.2.4.13 格納容器水素イグナイタの水素濃度低減効果について
- 添付資料 7.2.4.14 格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置
- 添付資料 7.2.4.15 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（水素燃焼）

(7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用)

- 添付資料 7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について
- 添付資料 7.2.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）

(7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故)

(7.3.1 想定事故1)

- 添付資料 7.3.1.1 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.3.1.2 使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価について
- 添付資料 7.3.1.3 安定状態について
- 添付資料 7.3.1.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故1）
- 添付資料 7.4.1.5 燃料評価結果について

(7.3.2 想定事故2)

- 添付資料 7.3.2.1 使用済燃料ピットに接続する冷却系配管の破断時の水位低下量およびサイフォンブレーカの健全性について
- 添付資料 7.3.2.2 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.3.2.3 安定状態について
- 添付資料 7.3.2.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2）

- (7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)
- (7.4.1 崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.1 ミッドループ運転中の事故時におけるC/V内作業員の退避について
- 添付資料 7.4.1.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.1.4 「崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) 」及び「全交流動力電源喪失」の挙動説明について
- 添付資料 7.4.1.5 ミッドループ運転中の線量率について
- 添付資料 7.4.1.6 運転停止中の「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」事象における未臨界性について
- 添付資料 7.4.1.7 格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について (運転停止中 崩壊熱除去機能喪失・全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.1.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.4.1.9 運転停止中における原子炉格納容器の健全性について
- 添付資料 7.4.1.10 蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置した場合の影響について
- 添付資料 7.4.1.11 キャビティ満水時における事故影響の緩和手段について
- 添付資料 7.4.1.12 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.13 運転停止中における「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」のM-RELAP5コードの不確かさについて
- 添付資料 7.4.1.14 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時または全交流動力電源喪失時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.1.15 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.16 水源、燃料評価結果について (崩壊熱除去機能喪失)

(7.4.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.4.2.1 運転停止中の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失時の炉心注水手段
- 添付資料 7.4.2.2 R C S への燃料取替用水ピット重力注入について
- 添付資料 7.4.2.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.2.5 安定停止状態について
- 添付資料 7.4.2.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.8 水源、燃料、電源負荷評価結果について (全交流動力電源喪失)

(7.4.3 原子炉冷却材の流出)

- 添付資料 7.4.3.1 ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について
- 添付資料 7.4.3.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.3.4 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.5 安定停止状態について
- 添付資料 7.4.3.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.7 原子炉冷却材の流出時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.3.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉冷却材の流出)

(7.4.4 反応度の誤投入)

- 添付資料 7.4.4.1 R C S ほう酸希釈時の交流電源喪失における反応度事故の懸念について
- 添付資料 7.4.4.2 反応度の誤投入の事象想定について
- 添付資料 7.4.4.3 反応度の誤投入における時間評価及び警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（反応度の誤投入）
- 添付資料 7.4.4.5 臨界ほう素濃度の設定について
- 添付資料 7.4.4.6 反応度の誤投入における警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.4.8 緊急濃縮により事象発生時のほう素濃度に戻すまでの所要時間について
- 添付資料 7.4.4.9 安定停止状態について
- 添付資料 7.4.4.10 評価条件の不確かさの影響評価について（反応度の誤投入）

(7.5 必要な要員及び資源の評価)

- 添付資料 7.5.2.1 重大事故等対策時の確保及び所要時間について
- 添付資料 7.5.2.2 重要事故（評価事故）シーケンス以外の事故シーケンスの要員の評価について
- 添付資料 7.5.3.1 水源、燃料、電源負荷評価結果について

「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について

1. はじめに

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（以下、「DCH」という。）」では、原子炉格納容器内温度の静的負荷や1次冷却材圧力を厳しく評価するため、全交流動力電源喪失に蒸気発生器2次側への補助給水失敗を重畳させた評価事故シーケンスを選定している。

全交流動力電源喪失と補助給水失敗が発生すると、蒸気発生器からの除熱が低下することで1次冷却材圧力が上昇を開始するが、加圧器安全弁の開放・閉止により圧力上昇は抑制され、高圧状態が維持される。その後、加圧器安全弁及び1次冷却材ポンプ（以下、「RCP」という。）シール部からの冷却材流出により原子炉容器内水位は低下し、その結果、炉心露出に至り、炉心で発生する蒸気は炉心露出部で過熱され、1,000℃を上回る高温過熱蒸気が上部プレナム、高温側配管、加圧器、蒸気発生器、クロスオーバ配管、RCP及び低温側配管に流入する可能性がある（図1参照）。しかし、本評価事故シーケンスでは、DCH対策における有効性評価の観点から、1次冷却材圧力を高く保持するために、原子炉冷却材圧力バウンダリ（以下、「RCPB」という。）からの漏えいを少なくなるよう、RCPシールからシールリーク（約1.5m³/h）のみの漏えいを想定している。

本資料では、高温過熱蒸気下におけるRCPBの健全性を現実的に評価した上で、漏えいが事象進展に与える影響について確認した。

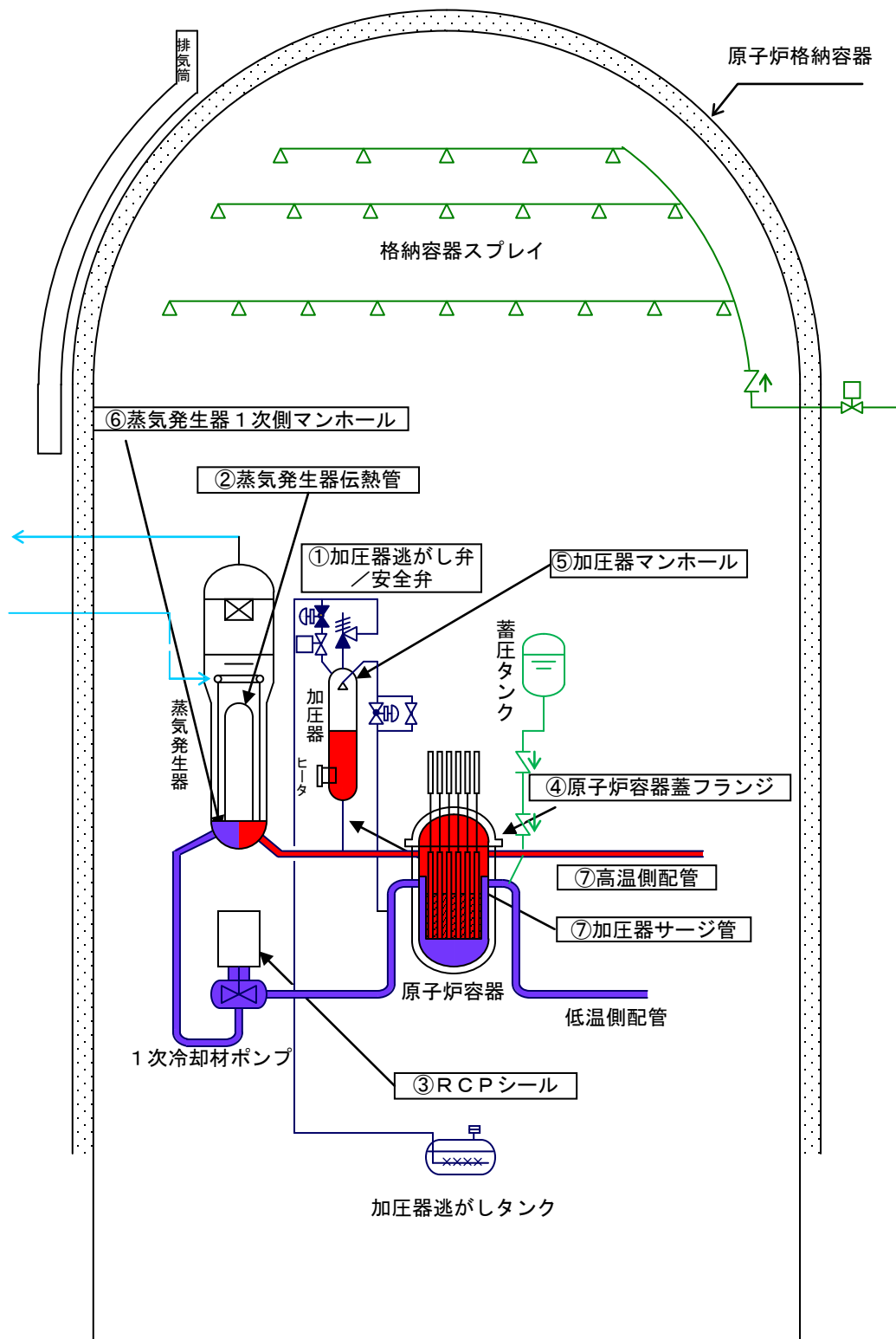


図1 概略系統図

2. 原子炉冷却材圧力バウンダリ健全性評価

1次冷却材圧力を高く保持することとした当該シーケンスにおける原子炉各部の冷却材並びに構造材の温度変化を図2-1～図2-4に示す。これらの評価に基づき、原子炉各部位・機器健全性評価結果を以下にまとめる。

(1) 評価対象部位等の抽出の考え方

RCPBの健全性評価にあたって、その健全性の検討が必要と考えられる部位・機器等を以下のとおり抽出した。

a. 加圧器逃がし弁・安全弁

当該シーケンスでは、加圧器安全弁による1次冷却材圧力上昇の抑制、加圧器逃がし弁の強制開放による1次系減圧操作がアクシデントマネジメント策となることから、弁機能が保持される必要がある。

b. 蒸気発生器伝熱管

「炉心損傷防止対策」において格納容器バイパスに対する有効性評価が実施されているが、過熱蒸気が蒸気発生器伝熱管に流入して高温クリープによる損傷が生じる可能性がある。

c. RCP シール

前述の通り、当該シーケンスでは1次冷却材圧力を高く評価するようRCPシールLOCAではなくシールリークの発生を想定しているが、当該シーケンスでは1次冷却材の圧力・温度が高くなることから、RCPシールLOCAが発生する可能性がある。

d. その他

過熱蒸気によるRCPB機能の喪失として、過熱蒸気により構造材温度が上昇することによる接続部のボルトの締付荷重の低下、また、過熱蒸気によるシール材の損傷が挙げられる。また、1次冷却系と格納容器系の圧力差が配管にかかる応力となることから、構造材が高温化することによるクリープ破損の発生も想定される。

ここでは、加圧器逃がし弁の強制開放による1次系減圧がなされるまでに、過熱蒸気が侵入する以下の部位・機器を評価対象として抽出する。

- (1) 原子炉容器上部領域
- (2) 高温側配管
- (3) 加圧器
- (4) 加圧器マンホール

(5) 蒸気発生器 1 次側マンホール

また、高温クリープによる損傷の観点から、以下を評価対象として抽出する。

(6) 高温側配管

(7) 加圧器サージ管

(2) 評価対象部位等の抽出結果

(1) に基づき、1 次冷却材圧力が高く保持された場合を想定して、RCPB 健全性評価が必要な部位・機器の抽出を行った。評価の対象として抽出した部位・機器は以下の通りである。

①加圧器逃がし弁／安全弁（a. / d. (3)より）

②蒸気発生器伝熱管（b. より）

③RCP シール（c. より）

④原子炉容器蓋フランジ（d. (1)より）

⑤加圧器マンホール（d. (4)より）

⑥蒸気発生器 1 次側マンホール（d. (5)より）

⑦高温側配管／加圧器サージ管（d. (2)／(6)／(7)より）

高温側配管と加圧器サージ管について、炉心上部プレナムから高温蒸気が直接流入して熱的に厳しい条件となること、また、これら配管の破断が原子炉格納容器応答に与える影響は定性的に同じとなることから、ここでは高温側配管を代表させる。

(3) 漏えい評価

1 次冷却材圧力が高く保持された当該シーケンスの過渡応答図を図 2-1～2-4 に示し、これらの図から抽出した部位・機器からの漏えい評価を以下のとおり行った。

①加圧器逃がし弁／安全弁

事故発生後、加圧器安全弁が作動している事故後の約 3.3 時間までは、加圧器の流体温度、構造材温度（図 2-4）は約 350℃に留まり、加圧器逃がし弁／安全弁の最高使用温度（360℃）を下回ることから、加圧器逃がし弁／安全弁は圧力上昇を抑制する機能を保持する。

その後、加圧器逃がし弁が強制開放されて 1 次系減圧が開始すると同時に、加圧器内の過熱蒸気流量が増加し、加圧器構造材の温度が上昇を開始する。加圧器の蒸気温度及び構造材温度は最大で約 920℃、約 860℃に至るが、別紙 1 に示すとおり流路閉塞はなく流路はわずか

に広がる方向であること、フェイルクローズによる閉止の懸念はないことから、事象進展に影響を与えることはない。

②蒸気発生器伝熱管

加圧器逃がし弁と同様に、事故発生後、しばらくは蒸気発生器伝熱管の蒸気温度及び構造材温度は約 350℃程度に留まる（図 2-4）。事故進展とともに原子炉容器内水位が低下すると、上部プレナムと蒸気発生器入口プレナム、もしくは出口プレナムとの間に蒸気対流が発生し、伝熱管の温度が上昇する。

海外の知見^{*}を参照すると、炉心溶融後にクリープ破損によって蒸気発生器伝熱管が破損に至る（TI-SGTR）には、2次系が低圧となる必要があるなど極めて限定的な条件を満たす場合に発生しうる事象であることが解析的に確認されている。当該シーケンスでは、主蒸気安全弁の作動により蒸気発生器2次側の健全性は保たれ、2次系が著しく減圧することはないことから、TI-SGTR が発生することはない、事象進展に影響を与えることはない。

※：「NUREG/CR-6995 SCDAP/RELAP5 Thermal-Hydraulic Evaluation of the Potential for Containment Bypass During Extended Station Blackout Severe Accident Sequences in a Westinghouse Four-Loop PWR」

③RCP シール

事故発生後、全交流動力電源喪失に伴う原子炉補機冷却機能喪失により、1次冷却材及び構造材温度は約 350℃以上に至り、原子炉容器内水位の低下により蒸気が流入すると冷却材及び構造材温度は更に上昇する（図 2-3）。RCP シールの耐環境性試験にて 290℃までの健全性は確認されているが、350℃の温度条件下においてはシールが損傷して LOCA 相当の冷却材漏えいが生じると想定される。

④原子炉容器蓋フランジ

事故発生後、炉心露出により蒸気は著しく過熱され、事故後の約 3.1 時間で上部プレナムに流入する蒸気温度は 1,000℃を上回る状態になる。また、原子炉容器蓋の構造材温度も上昇して 400℃を上回る状態となる（図 2-1 及び図 2-2）。

原子炉容器蓋フランジは上部プレナムの上部に位置し、スタッドボルトにより締付けられ、原子炉容器シール材により冷却材の漏えいを防止している。構造材温度が上昇して 400℃を超えると原子炉容器スタッドボルトの締付荷重が低下することから漏えいが生じるが、原子

炉容器スタッドボルトにかかる引張応力（ 443MPa^{*1} ）は降伏応力（ 642MPa^{*2} ）を下回ることから、原子炉容器スタッドボルトは弾性変形範囲にとどまり、破損することはない。

なお、原子炉容器シール材の最高使用温度が 550°C であり、前述の蒸気及び構造材温度から原子炉容器シール材も損傷するものと考えられるが、原子炉容器シール材自体は、原子炉容器蓋に形成されている溝の中で、その形状を維持することから、原子炉容器シール材自体に過度の変形・損傷は発生しないと考えられる。

※1：圧力を原子炉容器の最高使用圧力と仮定、原子炉容器蓋が押し上げられる荷重が全てボルトに作用すると仮定

※2：原子炉容器スタッドボルトの温度は 500°C 以下になると想定されるが、保守的に原子炉容器スタッドボルトの温度を、ASME に記載されているボルト用合金鋼の最高温度 525°C と仮定

⑤加圧器マンホール

加圧器の流体及び構造材温度の推移は①で述べた通りである。加圧器逃がし弁の強制開放までは約 350°C に留まり、この温度ではボルト締付荷重の低下が原因で、漏えいに至ることはない。また、シール材となるガスケットの最高使用温度は 450°C であり、損傷には至らない。

（図2-4）

なお、加圧器逃がし弁強制開放後の加圧器内の蒸気及び構造材温度の上昇により、加圧器マンホールからの漏えいが想定される。しかし、加圧器内の流動は、逃がし弁からの流出が継続しており、また、シール材の損傷により想定される加圧器マンホールの漏えい面積は加圧器逃がし弁の流路と比較して十分に小さいと考えられ、加圧器マンホールからの流出は小さく、また、事象進展への影響は無視できると判断できる。

⑥蒸気発生器1次側マンホール

蒸気発生器の流体及び構造材温度の推移は②で述べた通りである。上部プレナムと蒸気発生器プレナム間の対流による影響による温度上昇が生じるまでの温度は約 350°C に留まり、同温度ではマンホールボルトの締付荷重が低下し、漏えいに至ることはない。また、シール材となるガスケット最高使用温度は 450°C であり、損傷には至らない。

事故発生後の約 2.3 時間で蒸気発生器1次側の蒸気及び構造材温度が上昇を開始するが、その温度上昇は限定的で、また、加圧器逃がし弁強制開放により一時的に上昇も抑制される。その後、蒸気流れによ

り緩やかに温度が上昇して構造材温度は約 460°Cまで達するが、1次系内の流動は、逃がし弁からの流出が継続しており、また、ボルト締付荷重の低下により想定される蒸気発生器1次側マンホールの漏えい面積は加圧器逃がし弁の流路と比較して十分に小さいと考えられ、蒸気発生器1次側マンホールの漏えいは小さく、また、事象進展への影響は無視できると判断できる。

⑦高温側配管／加圧器サージ管

蒸気発生器伝熱管と同様に、事故後の約2.3時間までの1次冷却材及び構造材温度は約350°Cに留まるが、上部プレナムと蒸気発生器入口及び出口プレナム間の自然対流が発生すると温度上昇が開始する(図2-1及び図2-2)。事故の約3.3時間で加圧器逃がし弁強制開放により一時的に蒸気及び構造材温度が増加するため、漏えいが生じる可能性がある。

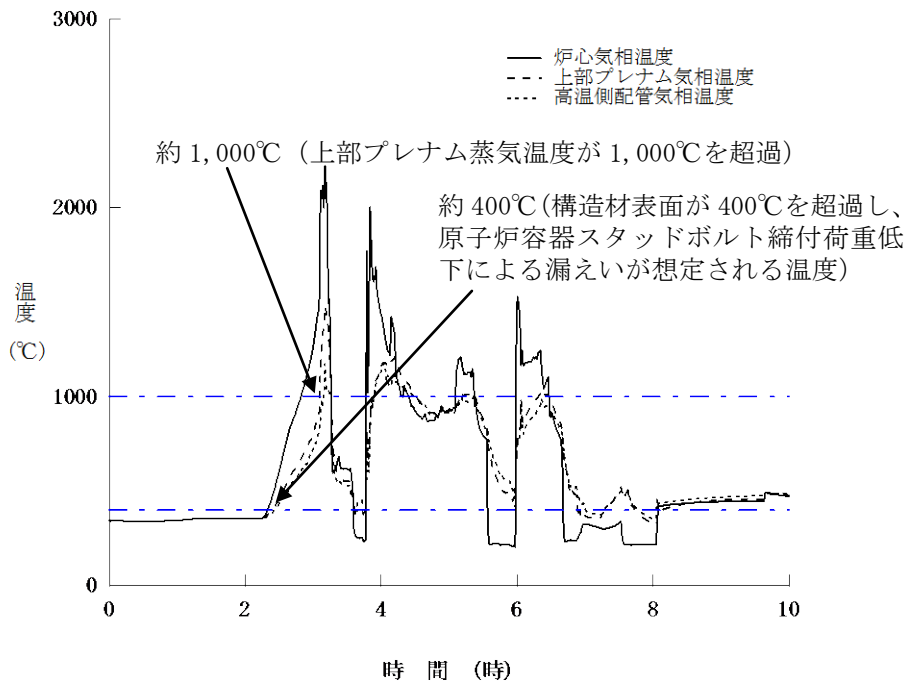


図 2-1 炉心、上部プレナム及び高温側配管の流体温度

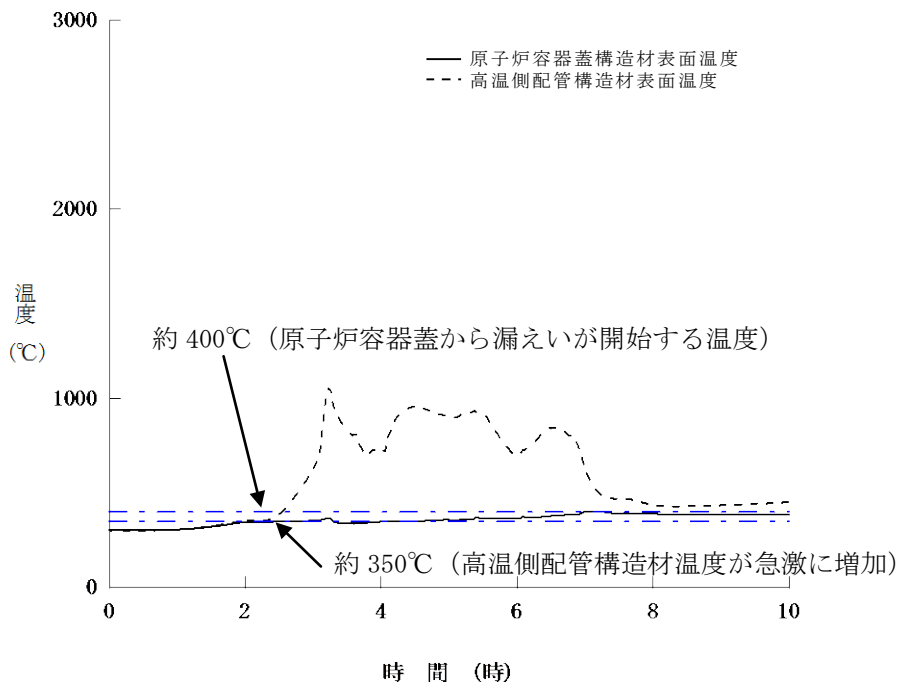


図 2-2 原子炉容器蓋及び高温側配管の構造材温度

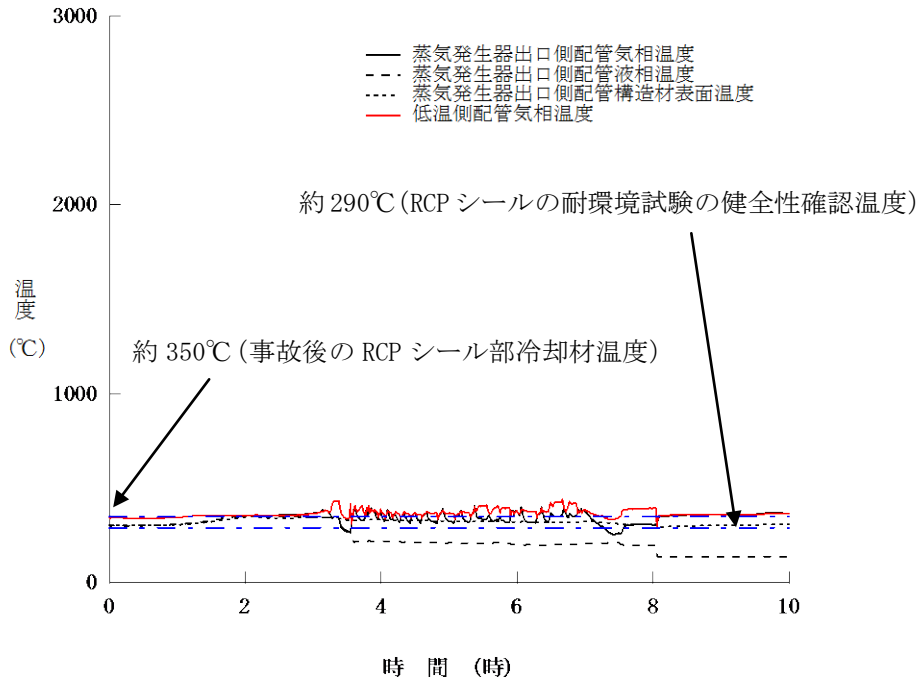


図 2 - 3 蒸気発生器出口側配管及び低温側配管の流体・構造材温度

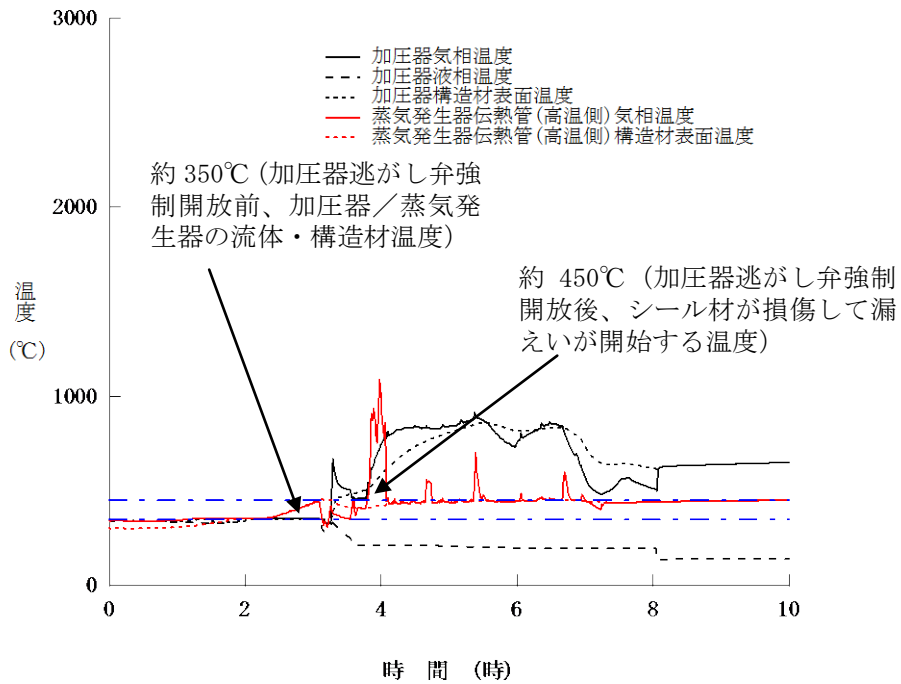


図 2 - 4 加圧器及び蒸気発生器の流体・構造材温度

3. 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが事象進展に与える影響

(1) 事象進展に与える影響評価

前章で評価したとおり、全交流動力電源喪失＋補助給水失敗時に想定される RCPB 各部で漏えいが想定される部位・機器は以下の3つである。

- ・ RCP シール
- ・ 原子炉容器蓋フランジ
- ・ 高温側配管

全交流動力電源喪失＋補助給水失敗が発生した場合、現実的にはまず RCP シール LOCA が発生する。

運転員は2次系からの冷却を試みるが、補助給水失敗が重畳することから、「2次冷却系からの除熱機能喪失」と同様、フィードアンドブリードを実施することとなる。

そこで、当該シーケンスにおいて RCP シールから約 $99\text{m}^3/\text{h}$ (泊3号炉のシール LOCA 時の漏えい量) の漏えいが発生し、フィードアンドブリードを実施した場合の1次冷却材圧力、原子炉容器内水位及び燃料被覆管温度の推移を、基本ケースと比較して図3-1～3に示す。

基本ケースでは1次冷却材圧力が高いことから炉心損傷を防止できるアクシデントマネジメント策がなく、炉心損傷を防止することは困難である。しかし、事故発生後の RCP シールからの漏えい (約 $99\text{m}^3/\text{h}$) により1次系の減圧が進み、その後、1次冷却材圧力の低下に伴う RCP 漏えい流量の低下と蒸気発生器からの除熱低下により1次冷却材圧力は再び上昇するものの、事象発生90分後にB-充てんポンプ (自己冷却) による炉心注水が可能となり、フィードアンドブリードが開始されると、1次系の減温減圧が速やかに進み、結果として、炉心損傷には至らない。また、原子炉容器蓋フランジや高温側配管から漏えいすることはない。

事故直後の RCP シール LOCA により、基本ケースと比較して、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が進む。最高使用圧力到達後の30分以降から代替スプレイによる格納容器冷却、また、事象発生24時間以降の格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は低く抑えられ、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び 200°C を下回る。これら一連の操作は、「全交流動力電源喪失」時の操作と同様である。

以上のことから、当該シーケンスでは現実的な漏えいとしてまず RCP シール LOCA が発生するが、「2次冷却系からの除熱機能喪失」と同様の

操作を実施することで、結果として炉心損傷に至ることはなかった。

(2) 原子炉容器蓋フランジのみ漏えいした場合の影響評価

(1) に示すように、当該シーケンスで現実的な RCPB からの漏えいを想定した場合、RCP シール LOCA の発生により 1 次冷却材圧力が低下し、結果として炉心損傷を防止できたが、仮に 1 次冷却材圧力が高く保持され原子炉容器蓋フランジのみから漏えいが発生した場合の感度を確認した。評価結果を図 3-4～6 に示す。

原子炉容器蓋フランジ漏えいは、原子炉容器シール材の片面が全周に渡り損傷した場合の漏えい面積に相当する 2 インチ口径相当を想定することとし、上部プレナム温度が 400°C を超過した段階で、原子炉容器スタッドボルトの締付荷重が低下して 1 次冷却材の漏えいが生じるものとした。なお、原子炉容器スタッドボルトの締付荷重が低下し、原子炉容器シール部からの漏えいが発生したとしても、原子炉容器スタッドボルトは破損することはないと、弾性変形範囲にとどまると考えられることから、大きなギャップは発生せず、また、漏えいが発生する事で原子炉容器内の圧力は低下し、必要締付荷重が低下してシール性が回復すると考えられることから、漏えい量や時間は限定される。

原子炉容器蓋フランジの漏えいが 2 インチ口径相当で生じ、さらに加圧器逃がし弁の強制開放による減圧を実施することで、基本ケースよりも減圧が早くなり蓄圧注入も早まるため、炉心溶融進展が遅れ、原子炉容器底部の破損も遅れる。また、漏えい開始時に原子炉格納容器雰囲気温度が一時的に上昇するものの、原子炉容器蓋フランジからの漏えいが原子炉格納容器圧力に与える影響は軽微であり、その結果原子炉格納容器圧力及び温度の最大値は基本ケースより低い値となり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍及び 200°C を下回る。

以上のことから、当該シーケンスにより仮に 1 次冷却材圧力が高く保持され原子炉容器蓋フランジシールからの 2 インチ口径相当の漏えいが発生したとしても、事象進展の推移が基本ケースと大きく変わることはないことから、運転員操作に影響を及ぼすことはない。

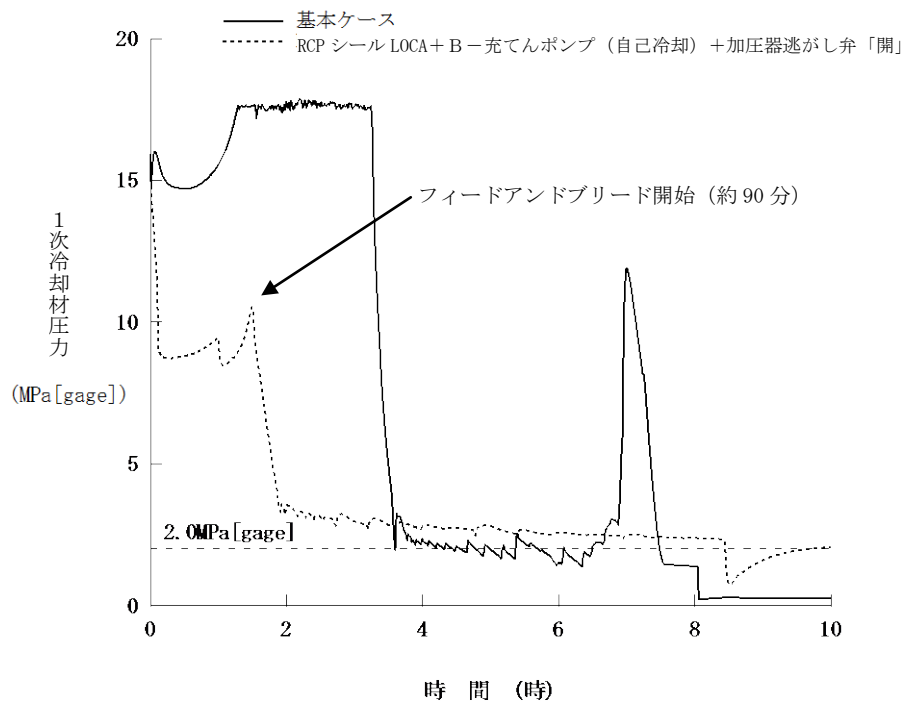


図 3-1 1次冷却材圧力
(RCP シール LOCA (約 99m³/h) + フィードアンドブリード)

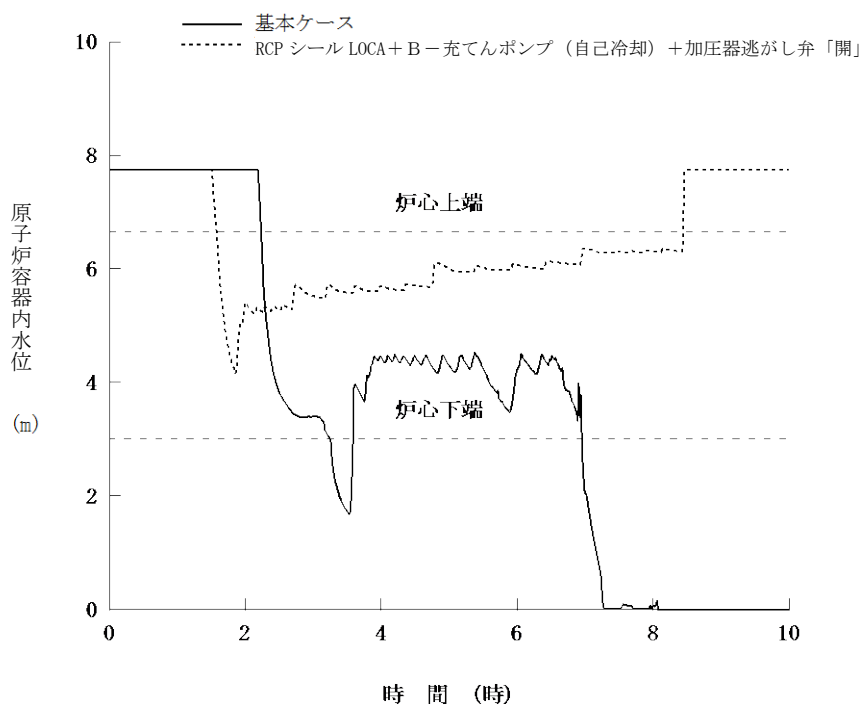


図 3-2 原子炉容器内水位
(RCP シール LOCA (約 99m³/h) + フィードアンドブリード)

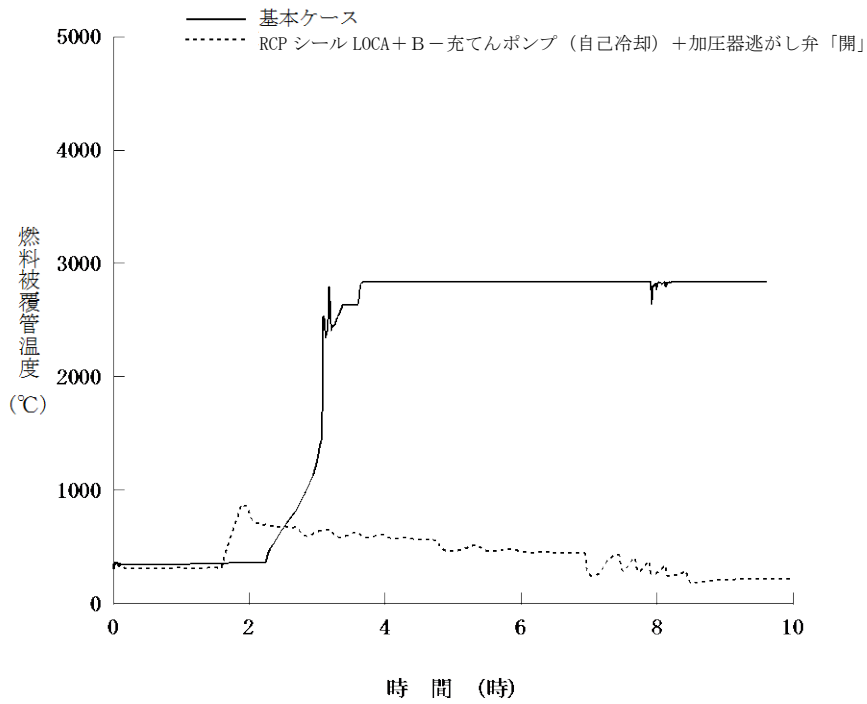


図 3-3 燃料被覆管温度
 (RCP シール LOCA (約 99m³/h) + フィードアンドブリード)

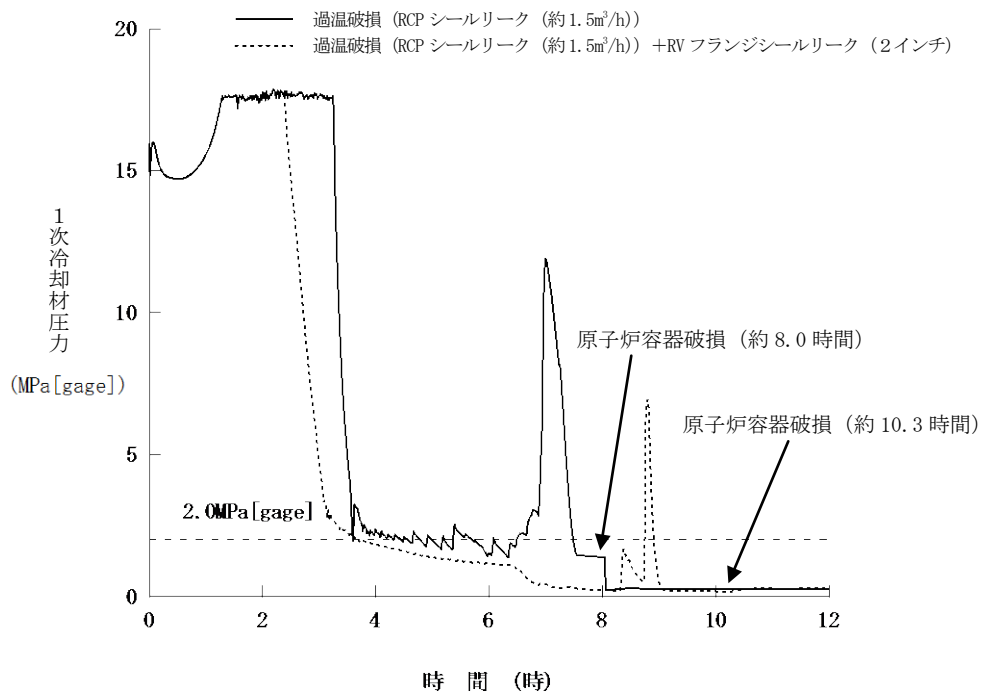


図 3-4 1次冷却材圧力
 (RCP シールリーク (約 1.5m³/h) + RV フランジシールリーク (2インチ))

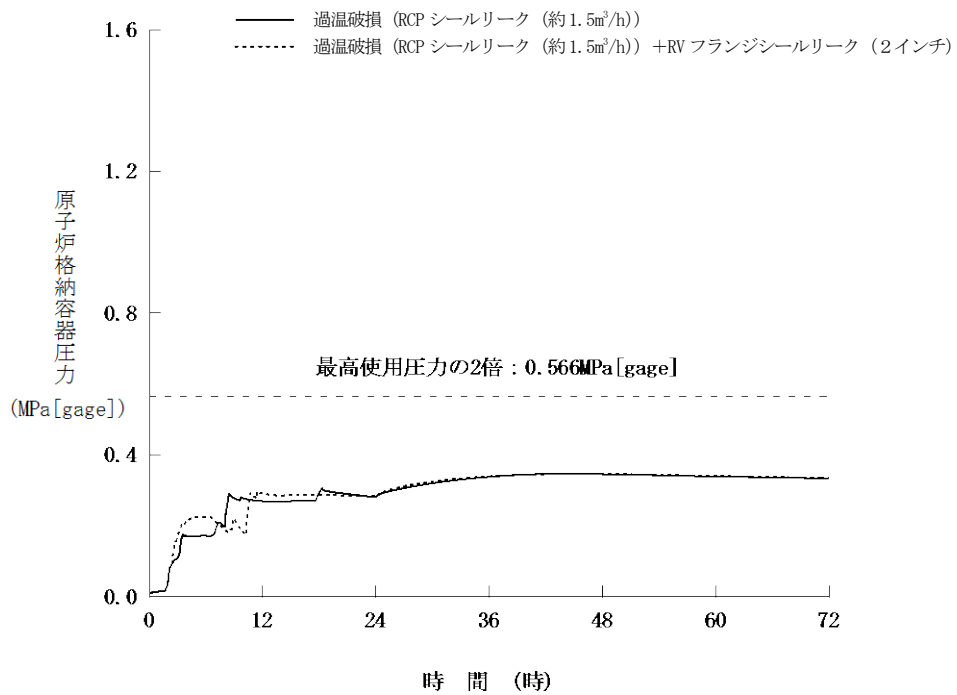


図 3 - 5 原子炉格納容器圧力
(RCP シールリーク (約 1.5m³/h) +RV フランジシールリーク (2インチ))

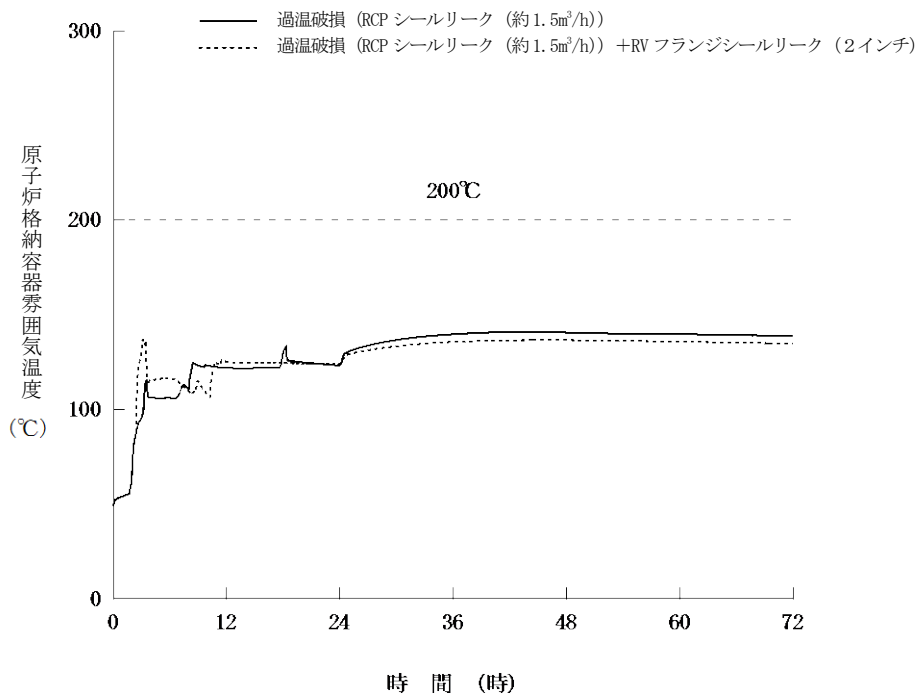


図 3 - 6 原子炉格納容器雰囲気温度
(RCP シールリーク (約 1.5m³/h) +RV フランジシールリーク (2インチ))

1 次系強制減圧における高温蒸気の加圧器逃がし弁への影響について

加圧器逃がし弁に 1,000℃以上の高温蒸気が流入する場合の影響について、下記の通り整理する。

(1) 上部プレナム気相温度および加圧器逃がし弁の温度について

全交流電源喪失＋補助給水失敗シーケンスにおける原子炉容器上部プレナム気相温度の推移を別図 1 に示す。

1 次系強制減圧操作実施中は、原子炉容器内の高温蒸気が加圧器へ流入し、加圧器逃がし弁を経由して原子炉格納容器へ放出されるが、この期間中は加圧器逃がし弁の耐圧部材が加熱され 1,000℃程度まで上昇すると考えられる。

(2) 加圧器逃がし弁を用いた 1 次系強制減圧への影響について

加圧器逃がし弁へ高温蒸気が流入した場合、弁の流路閉塞またはフェイルクローズによる閉止の二つの懸念が考えられるため、それらの影響に対する考察を行った。

a. 流路閉塞に対する影響考察

加圧器逃がし弁に高温蒸気が流入した場合には、高温条件下において部材の引っ張り強さが低下するため、1 次冷却材圧力により発生する応力により部材が変形等することによる流路閉塞の可能性がある。また、部材の温度が融点を超えるような場合にも、弁の形状を維持することができず、流路閉塞の可能性がある。

このため、加圧器逃がし弁の高温時の材料特性および発生応力に対する検討を行った。結果を別表 1 に示す。

別表 1 より、耐圧部材は高温でクリープ変形等が生じる可能性はあるが、弁の駆動部材である弁棒に発生する応力は、材料の引張強さよりも小さく、かつ材料の融点以下であるため、加圧器逃がし弁の流路閉塞の観点で問題はないと考える。

b. フェイルクローズに対する影響考察

加圧器逃がし弁はフェイルクローズ構造であり、その駆動部にはダイヤフラム（EPDM）が使用されている。また、加圧器逃がし弁には作動に影響する付属品として電磁弁、エアフィルタ及びケーブルが設置されている。これらが熱により損傷した場合には、制御用空気または窒素の供給不良や漏えいなどにより閉止する可能性がある。

このため、以下のとおり影響評価を行った結果、加圧器逃がし弁のフェイルクローズの観点で問題ないと考える。また、原子炉容器破損が生じることで熱源の多くは原子炉容器外に流出し、加圧器構造材表面温度は低下傾向となると考えられることから、加圧器逃がし弁の開機能は維持可能と考えられる。

（a）加圧器逃がし弁

概略の温度評価による影響確認を行った。評価結果および評価モデルの概念図を別図2に示す。

弁棒は、フレーム下部と比べ熱伝導率が小さく、熱伝導しにくい形状（断面積に対する周長の比が大きい）ことから、別図2に示すようにフレーム下部に比べ、弁棒の温度が低い値となっている。

また、別図2より、駆動部は高温蒸気が直接接触する耐圧部材から約700mm離れており、かつ途中の構造材も熱伝導しにくい構造となっていることにより、駆動部の温度は約130～140℃にとどまる結果となった。この温度はLOCA設計仕様であるダイヤフラムの試験検証温度（約150℃）よりも低い温度であるため、熱影響によりフェイルクローズに至ることは無いと考えられる。さらに、過去の試験においてゴムシート（EPDM）を組み込んだバタフライ弁が300℃の耐環境性試験において漏えいしないことが報告されており、実力上は更に余裕があると考えられる。

(b) その他の付属品

加圧器逃がし弁の作動に影響する付属品として、別図3に示すように電磁弁、エアフィルタ及びケーブルがあるが、以下のとおり、これら付属品が熱影響により機能喪失することはない。なお、加圧器逃がし弁の付属品として、リミットスイッチもあるが、リミットスイッチは弁の開閉表示を示すための付属品であり、作動に影響するものではないが、最高温度約 190℃の試験温度で健全性を確認している。

i) 電磁弁、エアフィルタ

電磁弁、エアフィルタは、熱源からの距離が約 500mm のフレーム部にブラケットを介して設置されているが、この取付け位置のフレーム部温度は、別図2より約 170℃程度である。

電磁弁は、最高温度約 200℃の試験温度で健全性を確認している。

エアフィルタについては、同じフィルタ及びシール材を使用したフィルタ付き減圧弁にて最高温度約 190℃の試験温度で健全性を確認している。

よってこれら付属品が熱影響により機能喪失することはない。

ii) ケーブル

ケーブルは、熱源からの距離が約 500mm のフレーム部にブラケットを介して設置されている電磁弁に接続されており、ケーブル温度を安全側に電磁弁の取付け位置のフレーム部温度とすると、別図2より約 170℃である。

ケーブルは、最高温度約 190℃の試験温度で健全性を確認している。

よってケーブルが熱影響により機能喪失することはない。

以 上

別表 1 加圧器逃がし弁の主要部材料特性

	部位	材料	材料特性		発生応力 (MPa)
			引張強さ (MPa) 内部流体温度 1,000℃時 (最高温度)	融点 (℃)	
耐圧部材	弁箱	SUSF316	約 50 (注1)	約 1,400	40 (注3)
	弁ふた	SUSF316	約 50 (注1)	約 1,400	40 (注3)
	弁体	SUS316L	約 158 (注2)	約 1,400	—
駆動部材	弁棒	SUS630	約 130 (注1)	約 1,400	50 (注4)

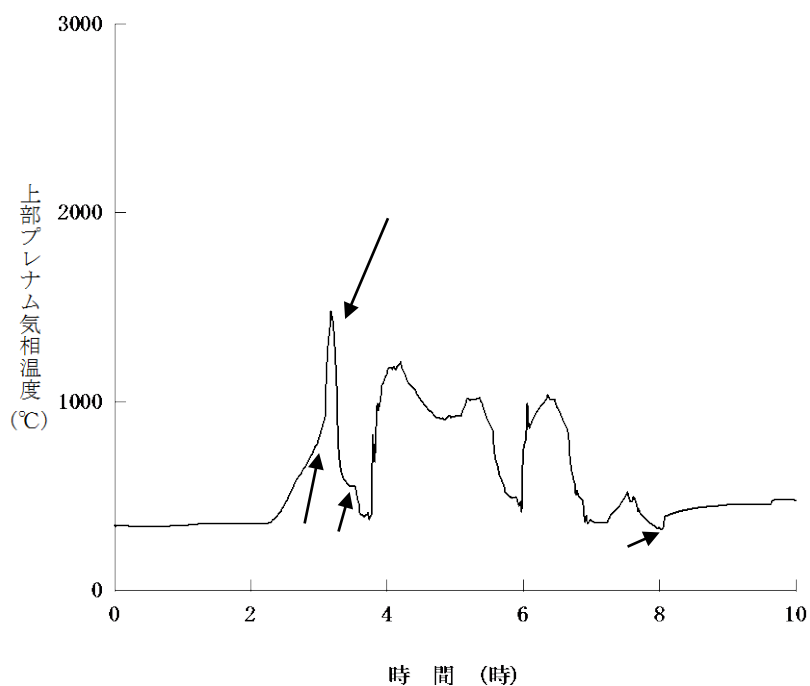
(注1) 出典：Aerospace Structural Metals Handbook

(注2) 出典：Aerospace Structural Metals Handbook

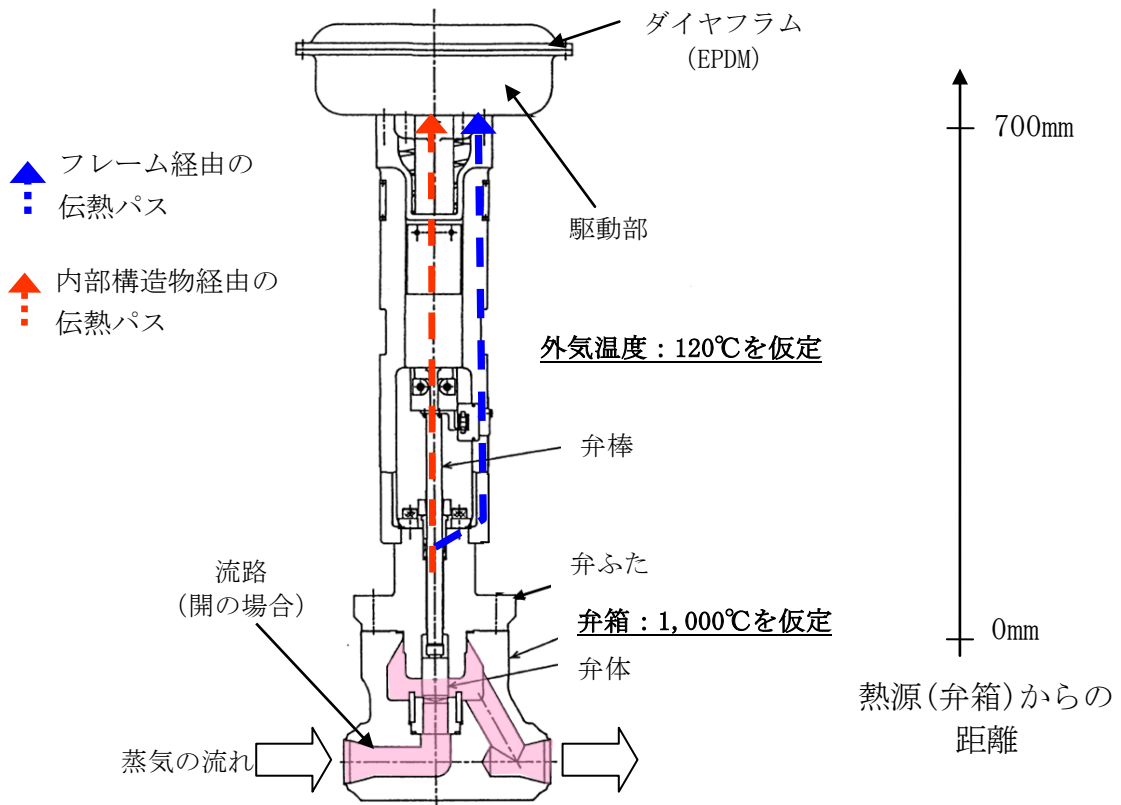
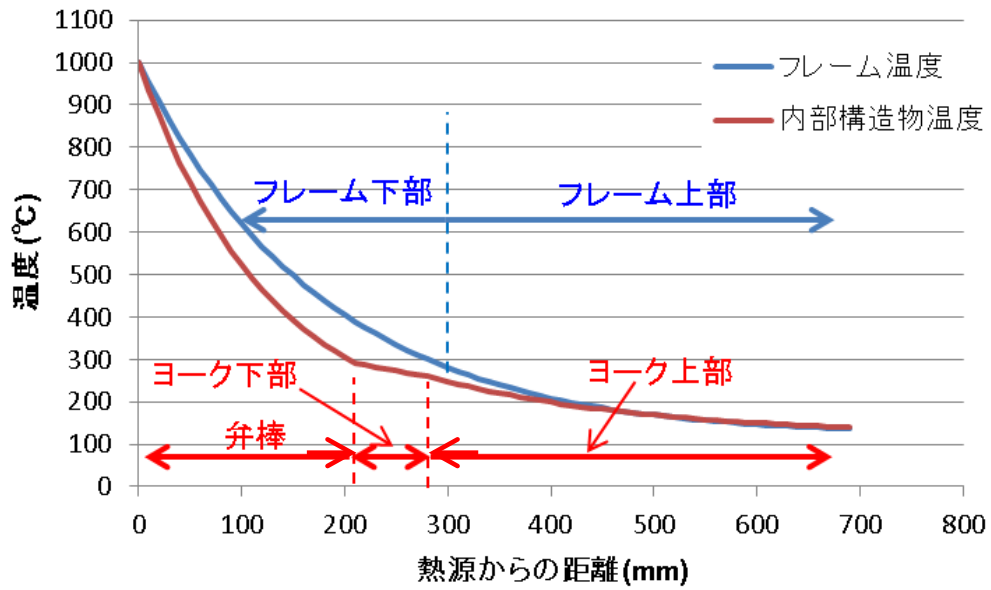
温度は 1,000℃のデータがないため約 800℃の値とする。なお、SUS316L は弁体の材料であり、開放状態時には応力は発生せず、1,000℃時のデータは不要。

(注3) 設計・建設規格 解説 VVB-1 式より内圧 17.16MPa 時に弁箱材料に発生する応力を算出

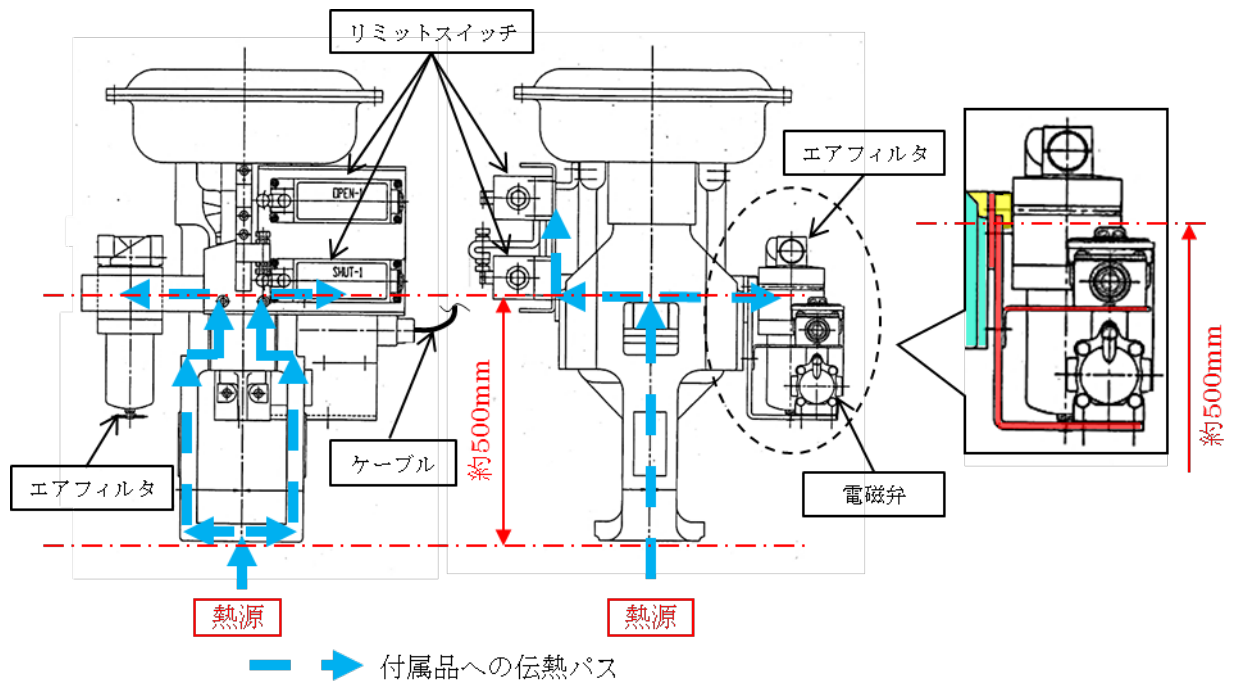
(注4) メーカー設計値より弁開時に弁棒に発生する応力を算出



別図 1 上部プレナム気相温度の推移 (MAAP)



別図2 温度評価結果及び評価モデルの概念図



別図3 加圧器逃がし弁周りの付属品について

泊発電所 1 号炉， 2 号炉及び 3 号炉
原子力事業者の技術的能力に関する
審査指針への適合性について

平成 28 年 10 月
北海道電力株式会社

説明資料 目次

1. はじめに

2. 「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」との対応について

3. 技術的能力に対する適合性

(1) 組織

(2) 技術者の確保

(3) 経 験

(4) 品質保証活動

(5) 教育・訓練

(6) 有資格者の選任・配置

添付資料

原子力事業者の技術的能力に関する審査指針への適合性について

1. はじめに

本申請にあたり，新たに制定された「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備の基準に関する規則」（平成25年6月19日制定）により，自然災害や重大事故等への対応として設備及び運用を新たに整備した。

これらの泊発電所に関する当社の技術的能力について，「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針（平成16年5月27日，原子力安全委員会決定）」（以下「技術的能力指針」という。）への適合性を示す。

2. 技術的能力指針との対応について

泊発電所に関する技術的能力については，次の6項目に分けて説明する。また，技術的能力指針との対応を併せて示す。

(1) 組織	⇔	指針 1	設計及び工事のための組織
		指針 5	運転及び保守のための組織
(2) 技術者の確保	⇔	指針 2	設計及び工事に係る技術者の確保
		指針 6	運転及び保守に係る技術者の確保
(3) 経験	⇔	指針 3	設計及び工事の経験
		指針 7	運転及び保守の経験
(4) 品質保証活動	⇔	指針 4	設計及び工事に係る品質保証活動
		指針 8	運転及び保守に係る品質保証活動
(5) 教育・訓練	⇔	指針 9	技術者に対する教育・訓練
(6) 有資格者等の選任・配置	⇔	指針10	有資格者等の選任・配置

3. 技術的能力について

(1) 組織

指針 1 設計及び工事のための組織

事業者において、設計及び工事を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されていること。

【解説】

- 1) 「設計及び工事」の範囲は、当該事業の許可等に係る使用前検査に合格するまでをいう。但し、廃棄の事業のうち廃棄物埋設の事業については使用前検査の制度がないことから、当該許可等に係る最初の廃棄体を受け入れ施設に受け入れる時点より前をいう。
- 2) 「構築されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて構築する方針が適切に示されている場合を含む。

指針 5 運転及び保守のための組織

事業者において、運転及び保守を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されているか、又は構築される方針が適切に示されていること。

【解説】

- 1) 「運転及び保守」の範囲は、当該事業の許可等に係る使用前検査に合格し、施設の使用を開始した後をいう。但し、廃棄の事業のうち廃棄物埋設の事業については使用前検査の制度がないことから、当該許可等に係る最初の廃棄体を受け入れ施設に受け入れた時点以降をいう。
- 2) 「組織」には、施設の保安に関する事項を審議する委員会等を必要に応じて含むこと。

本変更に係る設計及び工事並びに運転及び保守（以下「設計及び運転等」という。）を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されていることを以下に示す。

- a. 本変更に係る設計及び運転等の業務は、別紙 1 に示す既存の原子力関係組織にて実施する。これらの組織は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 43 条の 3 の 24 第 1 項の規定に基づく泊発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）等で定められた業務所掌に基づき、明確な役割分担の下で（①，②），泊発電所の設計及び運転等に係る業務を適確に実施する。
- b. 本変更に係る設計及び工事の業務については、原子力部、土木部、原子力品質保証室及び泊発電所において実施する。具体的には、本変更に係る設計方針については原子力部及び土木部にて定め、本設計方針に基づく現地における具体的な設計及び工事の業務は、泊発電所において実施することを基本とする。また、本変更に係る品質保証活動の総括業務を原子力品質保証室が実施する。

c. 本変更に係る運転及び保守の業務については、泊発電所において実施する。具体的には、保安規定に定められた業務所掌に基づき、泊発電所の発電用原子炉施設の運転に関する業務は発電室が、発電用原子炉施設の保守及び改造の実施に関する業務は電気保守課、制御保守課、機械保守課及び土木建築課が、保守及び改造の計画に関する業務は保全計画課が、燃料管理に関する業務は技術課が、放射線管理に関する業務は安全管理課が、原子力防災対策及び発電用原子炉施設の安全性向上の総括に関する業務は防災・安全対策室が、技術関係業務の総括及び初期消火活動のための体制の整備に関する業務は運営課が、保全区域等の区域管理に関する業務は施設防護課が実施する。(2)

別紙2に示す保安規定第5条(保安に関する職務)(抜粋)のとおり、役割分担を明確にしている。

なお、別紙3に、泊発電所における設計及び運転等に係る役割分担等の基本的な考え方について示す。

d. 発電用原子炉施設の保安に関する事項を審議するものとして、保安規定に基づき本店に原子力発電安全委員会を、泊発電所に泊発電所安全運営委員会を設置している。(3)

原子力発電安全委員会は、法令上の手続きを要する原子炉設置(変更)許可申請書本文事項の変更、保安規定変更等を審議し(4)、泊発電所安全運営委員会は、発電所で作成すべき手順書の制定・改正等の発電用原子炉施設の保安運営に関する具体的重要事項を審議することで役割分担を明確にしている。(5)

また、原子力発電安全委員会は、原子力部長を委員長として、原子力品質保証室長及び関係する本店のグループリーダー以上の職位の者から委員長が指名した者等に加え、泊発電所長、発電用原子炉主任技術者、泊発電所品質保証室長で構成されており、審議事項が泊発電所と連携される仕組みを構築している。(6)

泊発電所安全運営委員会は、泊発電所長を委員長として、発電用原子炉主任技術者、泊発電所の課長以上の職位の者に加え、委員長が指名した者等で構成しているが、この委員会での審議事項は本店の原子力発電安全委員会に報告されており(7)、審議事項が本店と連携される仕組みを構築している。

上記審議事項のうち、本店と泊発電所において共通するQMS文書の制定・改正に関する内容については本店の原子力品質保証室長が合議することとしており、本店のQMS文書と泊発電所のQMS文書との整合性や統一の観点から審査するほか、必要に応じ本店のQMS文書に反映される(8)など、連携を図る仕組みを構築している。

なお、保安規定に基づき本店に設置している原子力安全・品質委員会(3)では、組織全体の品質マネジメントシステムが引き続き、適切、妥当かつ有効であることを審議する。

保安規定の抜粋として、第3条(品質保証計画(抜粋))、第6条(原子力発電安全委員会)及び第7条(泊発電所安全運営委員会)を別紙2に示す。

原子力発電安全委員会及び泊発電所安全運営委員会について、当該委員会の運営に関する必要事項を定める原子力発電安全委員会運営マニュアル（抜粋）及び泊発電所安全運営委員会運営要領（抜粋）を別紙4及び別紙5に示す。また、QMS文書の制定・改正に関する運用等を定める原子力文書管理マニュアル（抜粋）を別紙6に示す。

- 別紙1 原子力関係組織
- 別紙2 泊発電所原子炉施設保安規定 抜粋（①，②，③，④，⑤）
（第3条（品質保証計画），第5条（保安に関する職務），
第6条（原子力発電安全委員会），第7条（泊発電所安全運営委員会））
- 別紙3 泊発電所における設計及び運転等の業務に対する役割分担等の基本的な考え方
- 別紙4 原子力発電安全委員会運営マニュアル 抜粋（⑥，⑦）
- 別紙5 泊発電所安全運営委員会運営要領 抜粋（⑦）
- 別紙6 原子力文書管理マニュアル 抜粋（⑧）

(2) 経験

指針3 設計及び工事の経験

事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の設計及び工事の経験が十分に具備されていること。

【解説】

「経験が十分に具備されていること」には、当該事業等に係る国内外の同等又は類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されているか、又は設計及び工事の進捗に合わせて獲得する方針が適切に示されていることを含む。

指針7 運転及び保守の経験

事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の運転及び保守の経験が十分に具備されているか、又は経験を獲得する方針が適切に示されていること。

【解説】

「経験が十分に具備されている」には、当該事業等に係る国内外の同等又は類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されていることを含む。

本変更に係る同等又は類似の施設の設計及び運転等の経験が十分に具備されていることを以下に示す。

- a. 当社は、昭和32年以来、原子力発電に関する諸調査、諸準備等を進めるとともに、技術者を国内の原子力関係諸施設へ多数派遣し、技術的能力の蓄積に努めている。

また、平成元年6月に泊発電所1号炉の営業運転を開始して以来、今日においては、計3基の原子力発電所を有し、順調な運転を行っている。

原子力発電所	(原子炉熱出力)	営業運転の開始
泊発電所 1号炉	(約 1,650MW)	平成元年6月22日
2号炉	(約 1,650MW)	平成3年4月12日
3号炉	(約 2,660MW)	平成21年12月22日

当社は、泊発電所の建設時並びに改造時の設計及び工事を通して豊富な経験を有し、技術力を維持している。

また、営業運転開始以来、計3基の原子力発電所において、約27年近く運転を行っており、運転及び保守について十分な経験を有している。

本変更に関して、設計及び工事の経験として、泊発電所において平成20年に1号炉、平成21年に2号炉の原子炉容器上部ふたの取替え、また、平成22年には3号炉の原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレナの取替え等の設計及び工事を順次実施している。

また、耐震裕度向上のため、平成20年から、1号炉の主蒸気系統配管の支持構造物、2号炉の主蒸気系統配管及び高圧注入配管等の支持構造

物及び3号炉の安全系蓄電池架台について補強工事を実施しており、設備の設計検討及び工事を継続して実施している。

- b. 更なる安全性向上の観点から、アクシデントマネジメント対策として、代替再循環、代替補機冷却、格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水を可能とするための設備改造を検討し、対策工事を実施している。

また、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策により、移動発電機車、送水ポンプ車等の配備に関する設計検討を行い、対策工事を実施している。

運転、保守に関する社内規程の改正対応や習熟訓練による運転に関する知識・技能の向上を図るとともに、工事に関連する保守経験を継続的に積み上げている。

本変更に係る同等又は類似施設の設計及び工事並びに運転及び保守の経験として、アクシデントマネジメント対策、緊急安全対策、重大事故等への対策の経験について別紙7に示す。

平成25年度より、国内の原子力関係機関である株式会社原子力発電訓練センター（以下「NTC」という。）において行われているシビアアクシデント（以下「SA」という。）訓練に参加している。また、原子力安全推進協会主催のセミナー等に発電所の所長等が参加している。

実績を別紙8に示す。

また、当社の原子力教育センターにおいて、実機同様の設備やモックアップ等を活用した研修実績（平成25,26,27年度）を別紙9に示す。

- c. 本変更に係る運転の経験として、当社で発生したトラブルへの対応や、国内外のトラブル情報の水平展開要否に係る判断等を通じて、トラブルに関する経験や知識についても継続的に積み上げている。

国外の原子力関係諸施設へ技術者を派遣しており、その実績を別紙8に示す。今後も海外情報の入手、情報交換を行っていく中で、必要な場合には適宜派遣の検討を行う。

また、トラブル情報の水平展開に関する取組みについては以下のとおりである。

当社（泊発電所以外）で発生したトラブル情報や国内外のトラブル情報については、原子力トラブル検討情報マニュアルに基づき予防処置に関する情報として収集し「トラブル情報の処理・検討フロー」に従い対応しており（⑨）、そのフローを別紙10に示す。

なお、ニューシア登録情報や泊発電所において予防処置の検討が必要と判断したトラブル情報等については、泊発電所が泊発電所トラブル情報検討要領に基づき予防処置に関する情報として収集し、「予防処置検討フロー」に従い対応しており（⑩）、そのフローを別紙11に示す。

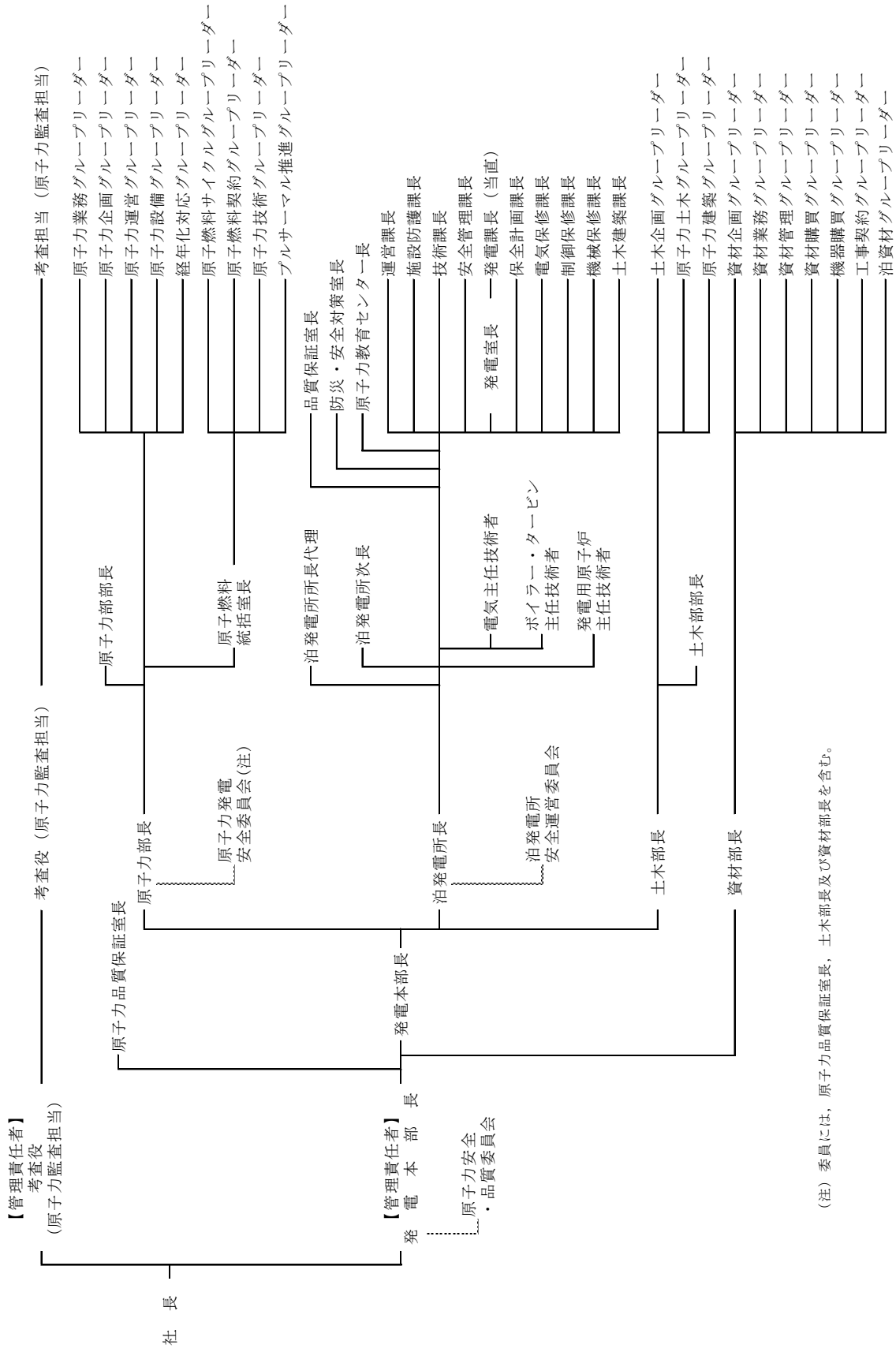
予防処置に関する情報について水平展開要否を判断し、必要と判断した場合は処理担当箇所を決定し検討を依頼する。依頼を受けた処理担当

箇所は予防処置に係る処理を進め、その結果を取りまとめ箇所に報告し、関係箇所の承認を得る。処理担当箇所は、承認された水平展開を実施し、取りまとめ箇所の確認を得る。取りまとめ箇所は予防処置の実施状況からその有効性のレビューを行い、その確認を得る。

別紙12に示す保安規定第3条（品質保証計画）のとおり、これらのトラブル情報は、マネジメントレビューのインプット情報として取り扱っている。（⑩）

以上のとおり、本変更に係る同等及び類似の設計及び運転等の経験を十分に有している。

- 別紙 7 本変更に係る同等又は類似施設の設計及び工事並びに運転及び保守の経験について
- 別紙 8 S A 訓練実績及び重大事故等対応等に関する国内外の原子力関係施設への派遣実績について
- 別紙 9 原子力教育センターの必修訓練設備を活用した研修実績（平成 25, 26, 27 年度）
- 別紙 10 原子力トラブル情報検討マニュアル 抜粋（⑨）
- 別紙 11 泊発電所トラブル情報検討要領 抜粋（⑩）
- 別紙 12 泊発電所原子炉施設保安規定 抜粋（第3条（品質保証計画））（⑩）



(注) 委員には、原子力品質保証室長、土木部長及び資材部長を含む。

原子力関係組織

泊発電所原子炉施設保安規定

抜 粹

平成 2 8 年 4 月

北海道電力株式会社

(品質保証計画)

第3条 第2条（基本方針）に係る保安活動のための品質保証活動（以下、「品質保証活動」という。）を実施するにあたり、次のとおり品質保証計画を定める。

5 経営者の責任

5.5 責任、権限およびコミュニケーション

5.5.3 内部コミュニケーション

③

社長は、組織におけるコミュニケーションのため、次の委員会の設置を含めた適切なプロセスを確立させ、品質マネジメントシステムの有効性に関する情報交換を行わせる。

- (1) 管理責任者（発電本部長）を委員長とする原子力安全・品質委員会
- (2) 原子力部長を委員長とする原子力発電安全委員会
- (3) 所長を委員長とする泊発電所安全運営委員会

(保安に関する職務)

第5条 社長は、組織における保安活動を統括する。また、第2条の2に基づく関係法令および保安規定を遵守することを確実にするための活動ならびに第2条の3に基づく安全文化の醸成に係る活動（以下、本条において「醸成活動」という。）を確実にするための取り組みを統括する。

2 発電本部長は、原子力部、土木部および発電所における保安活動を統括し、原子力部長、土木部長および所長を指導、監督する。また、原子力部、土木部、資材部および発電所における醸成活動を統括する。

3 考査役（原子力監査担当）は、原子力品質保証室、原子力部、土木部、資材部および発電所の品質保証活動ならびに醸成活動を監査する。また、所管している組織における品質保証活動および醸成活動を統括する。

①

4 原子力品質保証室長は、原子力部、土木部、資材部および発電所における品質保証活動を総括する。

5 原子力部長は、原子力部における保安活動を統括する。また、原子力部、土木部、資材部および発電所における、醸成活動を総括する。

6 土木部長は、土木部における許認可が伴う工事の設計に係る保安活動を統括する。

7 資材部長は、資材部における調達業務に係る保安活動を統括する。

8 第3項から第7項に定める職位（以下、「各部（室）長」という。）は、部（室）員を指示、指導し、所管する業務を遂行する。また、各部（室）員は、各部（室）長の指示、指導に従い業務を行う。

- 9 所長は、発電所における保安活動を統括する。
- 10 次長（第 8 条に基づき、原子炉主任技術者に選任された次長を除く。）は、所長を補佐するとともに、所長が特に管理を委任した業務を行う。
- 11 品質保証室長は、発電所における品質保証関連業務の総括を行う。②
- 12 防災・安全対策室長は、原子力防災対策および原子炉施設の安全性向上に関する業務を統括する。
- 13 運営課長は、技術関係業務の総括および初期消火活動のための体制の整備に関する業務を行う。
- 14 施設防護課長は、保全区域および周辺監視区域の区域管理に関する業務を行う。
- 15 技術課長は、原子炉施設の運転条件および燃料管理に関する業務を行う。
- 16 安全管理課長は、放射線管理、放射性廃棄物管理および化学管理に関する業務を行う。
- 17 発電室長は、原子炉施設の運転に関する業務を統括する。
- 18 発電課長（当直）は、原子炉施設の運転に関する当直業務を行う。
- 19 保全計画課長は、原子炉施設の保守、改造の計画に関する業務を行う。
- 20 電気保守課長は、原子炉施設のうち、電気設備の保守、改造の実施に関する業務を行う。
- 21 制御保守課長は、原子炉施設のうち、計装制御設備の保守、改造の実施に関する業務を行う。
- 22 機械保守課長は、原子炉施設のうち、機械設備の保守、改造の実施に関する業務を行う。
- 23 土木建築課長は、原子炉施設のうち、土木建築設備の保守、改造の実施に関する業務（土木部が実施するものを除く。）を行う。
- 24 原子力教育センター長は、教育・訓練の総括を行う。
- 25 第 13 項から第 16 項および第 18 項から第 23 項に定める職位（以下、「各課長」という。）ならびに第 11 項、第 12 項、第 17 項および第 24 項に定める職位（以下、総称して「各課（室、センター）長」という。）は、所掌業務に基づき非常時の措置、保安教育ならびに記録および報告を行う。
- 26 各課（室、センター）長は、課（室、センター）員を指示、指導し、所管する業務を遂行する。また、各課（室、センター）員は、各課（室、センター）長の指示、指導に従い業務を行う。
- 27 その他関連する組織は、「組織管理規程」に基づき、業務を行う。

第 2 節 原子力発電安全委員会および泊発電所安全運営委員会

④

(原子力発電安全委員会)

第 6 条 本店に原子力発電安全委員会（以下、「委員会」という。）を設置する。

- 2 委員会は、原子炉施設の保安に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、あらかじめ委員会において定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。
 - (1) 原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載の構築物、系統および機器の変更
 - (2) 原子炉施設保安規定の変更
 - (3) 本店所管の社内規程の制定および改正
 - (4) その他委員会で定めた事項
- 3 原子力部長を委員長とする。
- 4 委員会は、委員長、所長、原子炉主任技術者に加え、本店のグループリーダー以上の職位の者から、委員長が指名した者で構成する。

⑤

(泊発電所安全運営委員会)

第 7 条 発電所に泊発電所安全運営委員会（以下、「運営委員会」という。）を設置する。

- 2 運営委員会は、発電所における原子炉施設の保安運営に関する次の事項を審議し、確認する。ただし、委員会で審議した事項またはあらかじめ運営委員会において定めた軽微な事項は、審議事項に該当しない。
 - (1) 運転管理に関する社内規程の制定および改正
 - a. 運転員の構成人員に関する事項
 - b. 当直の引継方法に関する事項
 - c. 原子炉の起動および停止操作に関する事項
 - d. 巡視点検に関する事項
 - e. 異常時の措置に関する事項
 - f. 警報発生時の措置に関する事項
 - g. 原子炉施設の各設備の運転操作に関する事項
 - h. 定期的実施するサーベランスに関する事項
 - (2) 燃料管理に関する社内規程の制定および改正
 - a. 新燃料および使用済燃料の運搬に関する事項
 - b. 新燃料および使用済燃料の貯蔵に関する事項
 - c. 燃料の検査および取替に関する事項

- (3) 放射性廃棄物管理に関する社内規程の制定および改正
 - a. 放射性固体廃棄物の保管および運搬に関する事項
 - b. 放射性液体廃棄物の放出管理に関する事項
 - c. 放射性気体廃棄物の放出管理に関する事項
 - d. 放出管理用計測器の点検・校正に関する事項
 - (4) 放射線管理に関する社内規程の制定および改正
 - a. 管理区域の設定，区域区分および特別措置を要する区域に関する事項
 - b. 管理区域の出入管理および遵守事項に関する事項
 - c. 保全区域に関する事項
 - d. 周辺監視区域に関する事項
 - e. 線量の評価に関する事項
 - f. 除染に関する事項
 - g. 外部放射線に係る線量当量率等の測定に関する事項
 - h. 放射線計測器類の点検・校正に関する事項
 - i. 管理区域内で使用した物品の搬出および運搬に関する事項
 - (5) 保守管理に関する社内規程の制定および改正
 - (6) 改造の実施に関する事項
 - (7) 非常事態における運転操作に関する社内規程の制定および改正（第 121 条）
 - (8) 保安教育実施計画の策定（第 129 条）に関する事項
 - (9) 事故・故障の水平展開の実施状況に関する事項
 - (10) 原子炉施設の定期的な評価の結果（第 10 条関連）
- 3 所長を委員長とする。
- 4 運営委員会は，委員長，原子炉主任技術者，第 5 条第 11 項から第 17 項および第 19 項から第 24 項に定める職位の者に加え，委員長が指名した者で構成する。

泊発電所における設計及び運転等の業務に対する役割分担の基本的な考え方

(1) 設計及び運転等の業務の役割分担

泊発電所における設計及び工事に係る基本的な役割分担として、発電用原子炉施設等の改造に係る設計及び工事に関する業務については、泊発電所において設計方針の立案から詳細設計及び工事まで実施する。

原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載する構築物、系統及び機器の変更を伴う工事等については、本店の原子力部及び土木部が設計の基本方針を定め、泊発電所では当該方針及び社内規程に基づいて、現地における具体的な設計の業務（設計計画の策定、仕様の策定、詳細設計の実施等）及び工事の業務（工事の実施、試験・検査の実施等）を行うことを基本とする。

運転及び保守の業務については、泊発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）第5条（保安に関する職務）に定める役割分担に基づき、泊発電所において実施する。また、本店は、同条の役割分担に基づき泊発電所における保安活動の支援業務（運転計画、保守管理、化学管理等の総括等）を行う。

なお、運転及び保守から学んだ経験等から、設計及び工事が必要と判断された場合は、(3)に示す仕組みに基づいて設計及び工事を適切に行う。

(2) 設計及び運転等の品質保証活動に係る役割分担

設計及び運転等の品質保証活動について、本店の原子力品質保証室は本店及び泊発電所における品質保証活動の総括業務を、泊発電所の品質保証室は泊発電所における品質保証活動の総括業務をそれぞれ行う。

本店の原子力品質保証室は、本店及び泊発電所の原子力組織全体の品質マネジメントシステムを有効に機能させるための仕組みが構築されていることを以下の活動を通して確認する。

- 原子力品質保証室長は、管理責任者（発電本部長）を補佐するとともに、発電本部長、原子力部長、土木部長、資材部長及び泊発電所長が実施する品質保証活動を総括し、マネジメントレビューの事務局として、社長からの指示事項の各組織（原子力部、泊発電所等）への伝達及び各組織からのインプット情報としての社長への報告を行う。（縦申機能）
- 原子力品質保証室長は、本店と泊発電所において共通するQMS文書（原子力設計管理マニュアルと泊発電所設計管理要領、原子力不適合管理マニュアルと泊発電所不適合管理要領等）の整合性や、JEAC4111要求事項との整合性を図るための審査を行う。（横申機能）

泊発電所の品質保証室は、保安規定に定める運転管理、燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、保守管理等の発電用原子炉施設に直接関係する広い範囲の活動を含む発電所の保安活動について、計画、実施、評価及び改善をきめ細かく実施す

るために設置しており、発電所長が実施する品質保証活動を補佐するとともに、泊発電所の各組織が実施する品質保証活動を総括している。

(3) 泊発電所の運転及び保守の経験を設計に反映する仕組み

運転及び保守の業務等において必要と判断した発電用原子炉施設の改造工事等の設計及び工事に関する業務は、保安規定（第5条及び第7条）及びQMS文書に基づき泊発電所において実施する。当該の設計及び工事が原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載する構築物、系統及び機器の変更等の重要な案件に該当する場合には、泊発電所と本店が一体となって設計検討を行うが、役割分担としては、設計の基本方針は本店で定め、当該方針に基づく詳細設計は泊発電所において行うこととなる。

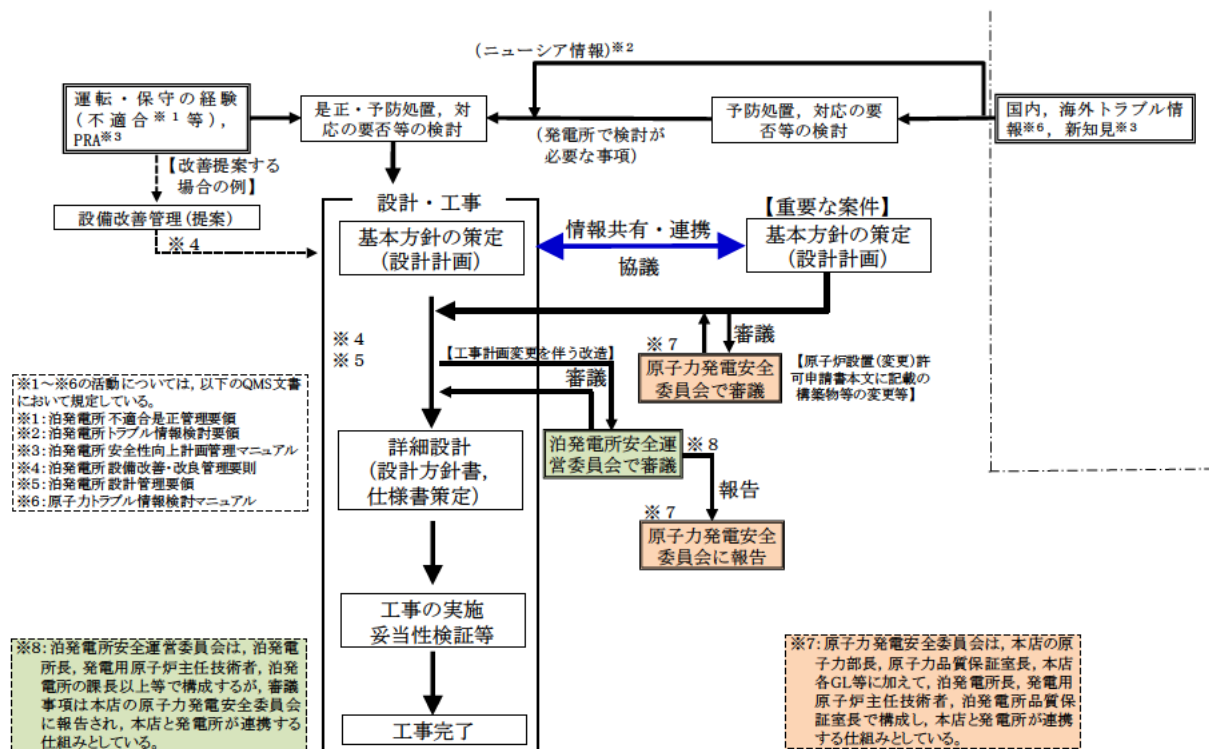
自社における運転及び保守の経験（不適合の是正処置及び予防処置等）に加え、他社（国内及び国外）におけるトラブル等の情報や他の施設から得られた知見等から水平展開の必要性を本店及び泊発電所において検討し、予防処置を泊発電所で行う仕組みをQMS文書に定め運用している。

福島第一原子力発電所の事故後、安全性向上に関する取組みの一環として新知見の情報収集を計画的に実施するとともに、リスク低減対策の要否を検討し、リスク低減対策が必要となった場合の設備面や運用面に関する対策を講じる仕組みを構築し実施している。

また、泊発電所においては、運転及び保守の経験（不適合の是正処置及び予防処置等）による安全性向上に資する設備改造等の提案を行えるよう、改造工事等の提案手続き、加えて、方針の検討・調整及び工事完了について総括的に確認・管理するための仕組みについてもQMS文書に定め運用している。

発電用原子炉施設の改造工事等の設計に関する仕組みの概要について別図1に示す。

以上のとおり、泊発電所における運転及び保守の経験等が設計に適切に反映する仕組みを構築し、設計及び工事に係る基本的な役割分担を踏まえ、泊発電所と本店が連携を図りながら運用している。



別図 1 泊発電所の運転・保守の経験等が設計に反映される基本的な仕組み（概要）

なお、上図に関連するQMS文書（※1～※6）について、次頁以降の（別添1）～（別添4）並びに別紙10及び別紙11に示す。

(別添1)

R-30-217

泊発電所不適合是正管理要領

（平成16年 2月 13日施行
平成28年 4月 1日施行（第33次改正）
（所管） 泊発電所 品質保証室）

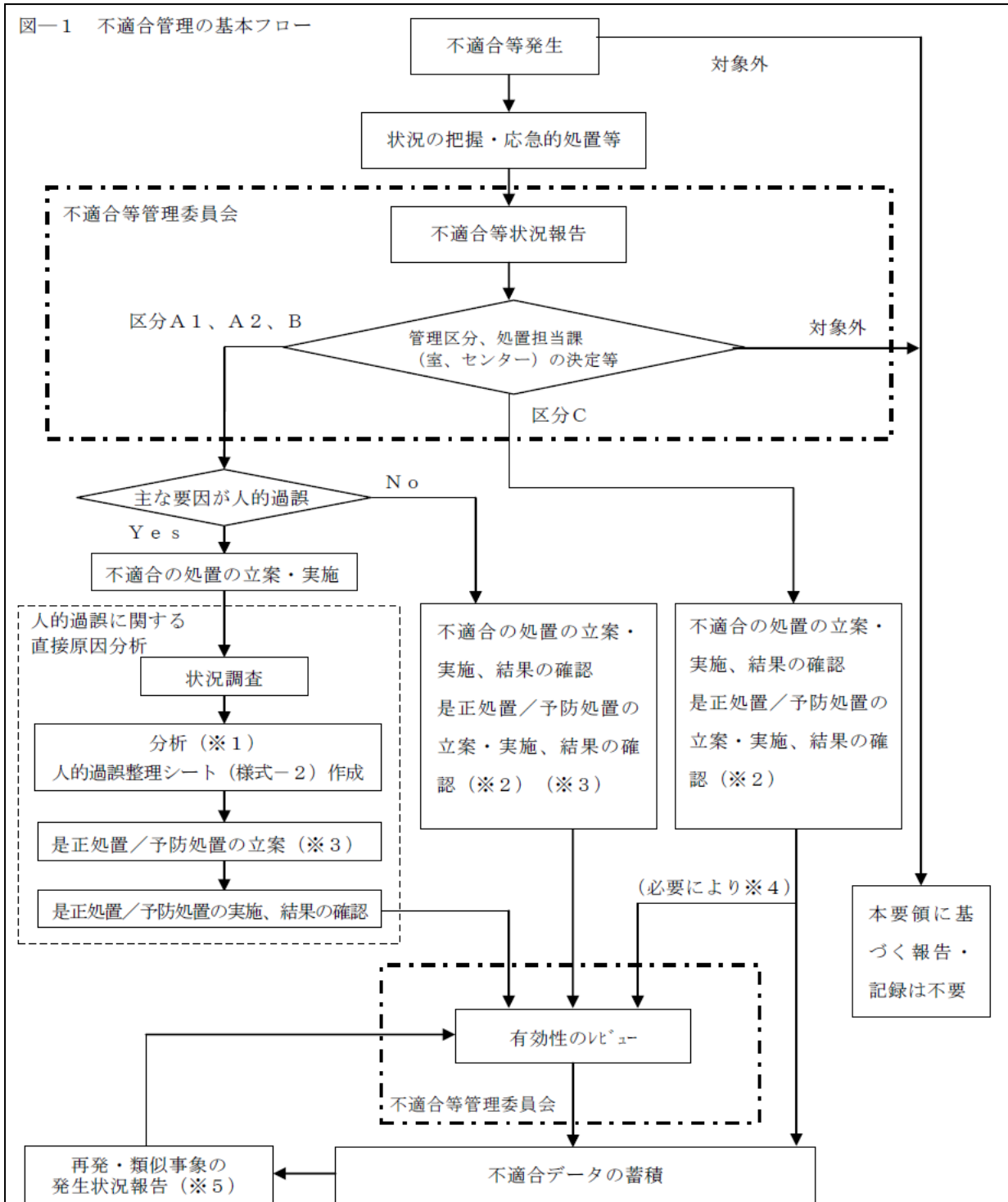
抜 粹

北海道電力株式会社

7. 是正処置・予防処置

- (1) 各課（室、センター）長は、不適合の再発を防止するため原因を除去する処置（是正処置）の必要性評価を関係する課（室、センター）と行い、必要な場合には是正処置を行う。是正処置の必要性評価、実施にあたっては、次の事項を実施する。（処置の承認者は、表－1のとおり。）
- 不適合のレビュー（再確認）
 - 不適合の原因の特定
 - 不適合の再発防止を確実にするための是正処置の必要性の評価
 - 必要な是正処置の立案
- (2) 各課（室、センター）長は、不適合の発生原因が他の設備または役務においても不適合の発生につながる恐れがあると考えられる場合には、その発生原因を除去するための処置（予防処置）の必要性評価を関係する課（室、センター）と行い、必要な場合は予防処置を行う。予防処置の必要性評価、実施にあたっては、次の事項を実施する。（処置の承認者は、表－1のとおり。）
- 起こり得る不適合およびその原因の特定
 - 不適合の発生を予防するための処置の必要性の評価
 - 必要な予防処置の立案
- (3) 是正処置は、発見された不適合のもつ影響に応じたもの、予防処置は起こり得る問題の影響に応じたものとする。
- (4) 各課（室、センター）長は、「不適合報告書③」（様式－1（3／6））を作成して是正処置の承認を得、是正処置の実施後遅滞なく「不適合報告書⑤」（様式－1（5／6））を作成して完了確認を得る。また、「不適合報告書④」（様式－1（4／6））を作成して予防処置の承認を得、予防処置の実施後遅滞なく「不適合報告書⑥」（様式－1（6／6））を作成して完了確認を得る。
- なお、各課（室、センター）長は、管理区分「区分A（1、2）」の不適合の予防処置の立案にあたっては「不適合報告書④」（様式－1（4／6））の予防処置の承認を得る前に、予防処置の内容および範囲の妥当性について、不適合等管理委員会にて審議を行い、その後、予防処置の承認を得る。また、「区分B」の不適合の予防処置の立案にあたっては、処置の承認を行う前に不適合等管理委員会の確認を得る。
- (5) (1) b. 不適合の原因の特定においては、表－2「不適合の分類表」に基づき不適合を分類し、該当する分類コードを「不適合報告書③」（様式－1（3／6））に記載する。
- また、不適合の原因が人的過誤に係る場合（表－2による分類が、A1、A2、A3、B1、B21、B22、B23、B31、B32、C3の場合、およびC2、C4で人的過誤に係ると考えられる場合）は、表－3「人的過誤の分類表」に基づき人的過誤に関する分類を行い、該当する分類コードを「不適合報告書③」（様式－1（3／6））に記載する。

図一 1 不適合管理の基本フロー



.....は、不適合等管理委員会にて実施

- ※1：時系列の作成、人的過誤の分類、人的要因の分析・分類
- ※2：人的要因が関連する場合は、人的過誤の分類も行う。
- ※3：「区分A（1、2）」の不適合の予防処置の立案にあたっては、「不適合報告書④」（様式-1（4/6））の予防処置の承認を得る前に、予防処置の内容および範囲の妥当性について、不適合等管理委員会にて審議を行う。また、「区分B」の不適合の予防処置の立案にあたっては、処置の承認を行う前に不適合等管理委員会の確認を得る。
- ※4：必要により（結果的に過去に経験のない事象であった場合、委員会での当初の判断に影響する状況が新たに判明した場合等）有効性のレビューを受ける。
- ※5：「区分C」の不適合については、四半期に1回、過去に是正処置または予防処置を行った不適合の「再発・類似事象」の発生状況を不適合等管理委員会に報告し、不適合全体に対して「再発・類似事象」の発生程度を評価指標とした有効性のレビューを受ける。

(別添2)

R-30-103-8

泊発電所安全性向上計画管理マニュアル

平成26年 4月30日施行
平成28年 4月 1日 (第5次改正)
(所 管) 原子力部原子力運営グループ

抜 粋

北海道電力株式会社

1. 目的

このマニュアルは、「原子力品質マネジメントシステム管理マニュアル」(R-30-103)に基づき、原子力品質保証室、原子力部、土木部、資材部および泊発電所（以下、「各室部所」という。）における安全性向上に関する業務の実施手順等を定め、これらを円滑に実施することを目的とする。

2. 適用範囲

このマニュアルは、泊発電所の安全性向上に関する業務に適用する。

6. 安全性向上に関する実行計画策定など

安全性向上に関する実行計画の策定などの実施手順を以下に示す。

また、安全性向上に関する実行計画の策定などの年度単位の時系列を図－1「安全性向上に関する実行計画策定などの基本フロー（例）」に、安全性向上計画作成ガイドの位置付けを図－2「安全性向上計画作成ガイドの位置付け」に示す。

(1) 安全性向上計画作成ガイドの策定

- a. 原子力運営グループリーダーは、本店関係箇所および泊発電所関係箇所と調整の上、安全性向上計画作成ガイドを作成し、原子力品質保証室長、土木部長、資材部長および泊発電所長の承認を得て、原子力部長の承認を得る。
- b. 原子力運営グループリーダーは、上記 a 項で承認を得た安全性向上計画作成ガイドを各室部所の関係者に周知する。
- c. 原子力運営グループリーダーは安全性向上計画作成ガイドについて、実行計画の自己評価、リスク評価結果、重大事故対策に関する新知見等を勘案し、適宜見直しを行う。

(2) 安全性向上に関する品質目標および実行計画に係る基本事項

- a. 原子力品質保証室長および各部長（以下、「室（部）長」という。）は、「原子力品質マネジメントシステム管理マニュアル」(R-30-103)に従い、上記（1） a 項の安全性向上計画作成ガイドを踏まえた上で、安全性向上に関する品質目標を策定するとともに、原子力品質保証室長、原子力部、土木部および資材部の各グループリーダー（以下、「各グループリーダー等」という。）は、実行計画を策定する。
- b. 泊発電所長（以下、「所長」という。）は、「泊発電所品質マネジメントシステム計画管理要領」(R-30-204)に従い、上記（1） a 項の安全性向上計画作成ガイドを踏まえた上で、安全性向上に関する品質目標を策定するとともに、各課（室・センター）長は、実行計画を策定する。
- c. 室（部）長および所長（以下、「室・部・所長」という。）ならびに各グループリーダーおよび各課（室・センター）長は、品質方針に基づいた安全性向上に関する品質目標および実行計画の策定から、マネジメントレビューへの報告ならびに同レビューの指示事項の管理までについて、「原子力品質マネジメントシステム管理マニュアル」(R-30-103)および「泊発電所品質マネジメントシステム計画管理要領」(R-30-204)に基づき実施する。

(3) 安全文化の醸成活動計画に係る基本事項

- a. 原子力品質保証室長、原子力業務グループリーダー、土木企画グループリーダーおよび資材企画グループリーダーは、「原子力品質マネジメントシステム管理マニュアル」(R-30-103)に従い、上記（1） a 項の安全性向上計画作成ガイドを踏まえた上で、次年度の安全文化の醸成活動計画を策定する。
- b. 泊発電所品質保証室長は、「泊発電所品質マネジメントシステム計画管理要領」(R-30-204)に従い、上記（1） a 項の安全性向上計画作成ガイドを踏まえた上で、次年度の安全文化の醸成活動計画を策定する。
- c. 室・部・所長、各グループリーダーおよび各課（室・センター）長は、安全文化の醸成活動について、上記 a 項または b 項の安全文化の醸成活動計画の策定から、マネジメントレビューへ

の報告ならびに同レビューの指示事項の管理までについて、「原子力品質マネジメントシステム管理マニュアル」(R-30-103)および「泊発電所品質マネジメントシステム計画管理要領」(R-30-204)に基づき実施する。

(4) 安全性向上に関する実行計画に係る実施要領

- a. 原子力品質保証室長，原子力業務グループリーダー，土木企画グループリーダーおよび資材企画グループリーダーは，上記(2) a項で策定した実行計画（安全文化の醸成活動に関するものを除く。以下，6(4)項において同じ。）を各室部ごとに集約した資料について，原子力運営グループリーダーへ通知する。
- b. 各課（室・センター）長は，上記(2) b項で策定した実行計画を品質保証室長へ通知する。品質保証室長は，受領した実行計画を防災・安全対策室長へ通知する。
- c. 防災・安全対策室長は，上記b項で受領した実行計画を集約し，原子力運営グループリーダーへ通知する。
また，防災・安全対策室長は，集約した実行計画を泊発電所安全運営委員会において報告する。
- d. 原子力運営グループリーダーは，上記a項およびc項で受領した実行計画の集約資料に基づき，各室部所の策定状況に関するまとめ資料を作成し，原子力発電安全委員会において報告する。
- e. 原子力部長は，上記d項のまとめ資料について，社長が実施するマネジメントレビューに先立ち，原子力安全・品質委員会において報告する。
- f. 原子力品質保証室長，原子力業務グループリーダー，土木企画グループリーダーおよび資材企画グループリーダーは，実行計画の上期実績を各室部ごとに集約した資料を，原子力運営グループリーダーへ通知する。
- g. 各課（室・センター）長は，実行計画の上期実績を，品質保証室長へ通知する。品質保証室長は，受領した実行計画の上期実績を，防災・安全対策室長へ通知する。
- h. 防災・安全対策室長は，上記g項で受領した実行計画の上期実績を集約し，原子力運営グループリーダーへ通知する。
また，防災・安全対策室長は，集約した実行計画の上期実績を泊発電所安全運営委員会において報告する。
- i. 原子力運営グループリーダーは，上記f項およびh項で受領した実行計画の上期実績に基づき，各室部所の実績に関するまとめ資料を作成し，原子力発電安全委員会へ報告する。
また，以下の項目の上期実績を，原子力発電安全委員会において付議する。
 - (a) 新知見情報の収集および活用の評価結果（7および表-1参照）
 - (b) 安全性向上に関する原子力規制委員会，WANO，JANSIなどの対応状況（8，9および表-1参照）
 - (c) ステークホルダーから得られた意見への対応（10参照）
 - (d) PRAおよび安全裕度評価に関する検討状況（表-1参照）
 - (e) 防災訓練実績および防災訓練計画
 - (f) その他必要と判断される事項
- j. 原子力部長は，上記i項のまとめ資料および上期実績を，原子力安全・品質委員会において報告および付議する。
- k. 原子力品質保証室長，原子力業務グループリーダー，土木企画グループリーダーおよび資材企画グループリーダーは，実行計画の年度実績および評価・改善結果を各室部ごとに集約した資料を，原子力運営グループリーダーへ通知する。
- l. 各課（室・センター）長は，実行計画の年度実績および評価・改善結果を，品質保証室長へ通知する。品質保証室長は，受領した実行計画の年度実績および評価・改善結果を，防災・安全対策室長へ通知する。
- m. 防災・安全対策室長は，上記l項で受領した実行計画の年度実績および評価・改善結果を集約し，原子力運営グループリーダーへ通知する。
また，防災・安全対策室長は，集約した実行計画の年度実績および評価・改善結果を泊発電所安全運営委員会において報告する。
- n. 原子力運営グループリーダーは，上記k項およびm項で受領した実行計画の年度実績および評

価・改善結果に基づき、各室部所の実績に関するまとめ資料を作成し、原子力発電安全委員会において報告する。

なお、年度実績のまとめ資料は、原子力品質保証室が取りまとめるマネジメントレビューに向けた資料で兼ねることができる。

また、以下の項目の年度実績を、原子力発電安全委員会において付議する。

- (a) 新知見情報の収集および活用の評価結果（7および表-1参照）
 - (b) 安全性向上に関する原子力規制委員会、WANO、JANSIなどの対応状況（8、9および表-1参照）
 - (c) ステークホルダーから得られた意見への対応（10参照）
 - (d) PRAおよび安全裕度評価の手法を含めた中期計画ならびに実施計画（表-1参照）
 - (e) 防災訓練計画（中期計画および次年度計画）（表-1参照）
 - (f) その他必要と判断される事項
- o. 原子力部長は、上記n項のまとめ資料および年度実績を、原子力安全・品質委員会において報告および付議する。
 - p. 原子力部長は、上記o項の年度実績を、「原子力品質マネジメントシステム管理マニュアル」（R-30-103）に基づき作成するマネジメントレビューへの報告事項に反映するように原子力品質保証室長へ依頼する。なお、安全性向上に関わる事項は、マネジメントレビューに限らず、必要に応じて社長へ報告する。
 - q. 原子力運営グループリーダーは、実行計画の評価・改善結果およびマネジメントレビューからの指示事項を、必要に応じて安全性向上計画作成ガイドへ反映する。

7. 新知見情報の収集・評価

(1) 新知見情報のスクリーニング

- a. 原子力運営グループリーダーは、入手した新知見情報（自主的に収集した情報を含む。）について、以下の考え方に基づき、スクリーニングを実施する。
 - (a) 地震、津波等によって引き起こされる共通要因故障
 - (b) 火災または溢水等によって引き起こされる共通要因故障（機器の偶発的故障および人的過誤を除く。）
 - (c) その他、検討が必要と考えられる情報
- b. 原子力運営グループリーダーは、上記a項のスクリーニングの結果、検討対象となった情報について、検討対象とした理由等を精査した上でとりまとめ、原子力部長まで確認を得た後、当該情報を担当するグループリーダーまたは防災安全対策室長にリスク低減対策の要否などの検討を依頼する。

なお、担当箇所を検討する際には、表-1「安全性向上に関する業務分担」を参考とする。

(2) リスク低減対策の検討

- a. 上記（1）b項で依頼を受けた担当グループリーダーまたは防災・安全対策室長は、受領した新知見情報についてリスク低減対策の要否を検討する。
- b. 担当グループリーダーまたは防災・安全対策室長は、上記a項の検討の結果、リスク低減対策が必要となった場合、リスク低減対策の概要をとりまとめ、原子力部長、土木部長または所長まで確認を得た後、設備面あるいは運用面に関する具体策の検討を関係箇所に依頼する。
- c. 担当グループリーダーまたは防災・安全対策室長は、上記a項で受領した新知見情報に関するリスク低減対策要否の検討結果を原子力運営グループリーダーに通知する。

また、リスク低減対策の具体策の検討状況の上期実績および年度実績をとりまとめ、原子力運営グループリーダーに通知する。

(3) 上期および年度実績の報告

- a. 原子力運営グループリーダーは、以下の項目の上期実績および年度実績をとりまとめ、原子力発電安全委員会において報告する。
 - (a) 新知見情報のスクリーニング結果（7（1）a項～b項）

- (b) リスク低減対策の要否の検討結果（7（2）c項）
- (c) リスク低減対策の具体策の検討状況（7（2）c項）
- b. 原子力部長は、上記 a 項の年度実績を、原子力安全・品質委員会において報告する。
- c. 原子力部長は、上記 a 項の年度実績を、「原子力品質マネジメントシステム管理マニュアル」(R-30-103) に基づき作成するマネジメントレビューへの報告事項に反映するように原子力品質保証室長へ依頼する。

(別添3)

R-30-211-18

泊 発 電 所

設備改善・改良管理要則

（平成16年12月 1日施行
平成28年 8月19日施行（第10次改正）
（所管） 泊発電所 保全計画課

抜 粋

北海道電力株式会社

1. 目的

本要則は、泊発電所設備の改善・改良を目的として、「泊発電所保修要領」(R-30-211)に基づき、補修、取替えおよび改造計画に基づく工事を行う場合の提案手続きと方針の検討・調整および工事完了確認について総括的に確認・管理することおよび法令に基づく手続きの要否の確認を行うことを目的とする。

2. 適用範囲

本要則の適用範囲は、発電用原子炉施設および原子力発電工作物の「泊発電所保修要領」(R-30-211)に基づき、補修、取替えおよび改造工事¹を対象とする。

ここでの補修、取替えおよび改造工事には、以下の工事を含む。

- ・「発電用原子炉施設の工事計画に係る手続きガイド」に記載されている工事計画の届出または認可申請を要する工事
- ・発電用原子力施設および原子力発電工作物に対する溶接作業（容器および管）
- ・発電用原子力施設および原子力発電工作物に対する工認主要寸法に該当する部位の切削作業を伴う工事
- ・設定値の変更を伴う工事²

また、点検計画に基づく工事のうち、以下の工事については、本要則の適用範囲とする。

- ・溶接作業（容器および管）
- ・工認主要寸法に該当する部位の切削作業
- ・工事計画の申請、届出が必要な工事
- ・工事計画の申請、届出は不要であるが、不要とした考え方を残す事で、業務に有益と考えられるもの

なお、工事担当課（室）長以外が設備の改善・改良を必要と判断し、工事担当課（室）長へ設備の改善・改良を依頼する場合は、上記の適用範囲に関わらず、全てを適用範囲とする。

ただし、上記の適用範囲に該当しない場合であっても、提案課（室、センター）長または工事担当課（室）長が本要則に基づき確認・管理することが有益と判断した場合は、適用範囲とすることができる。これらを総称して「改造工事等」という。（本要則の適用範囲を別紙の設備改造・改良管理要則の適用範囲に関するフローで示す。）

4. 他課依頼工事、自課工事の手続きおよび工事完了の手続き

各課（室、センター）長は、改造工事等を行う場合、「泊発電所保修要領」(R-30-211)に基づき、一連の業務（工事計画、設計管理、調達管理、工事管理等）を行うこととするが、合わせて本要則に基づき、「設備改善管理シート」（以下、F I C Sという。）を用いて以下のとおり実施する。（改造工事等の提案、方針検討・調整および完了確認の管理フローについては、添付－1参照）

¹ 「補修、取替えおよび改造」とは、不適合に伴う是正処置、最新知見または点検結果に基づく予防処置、高経年化技術評価（PLM）の結果に基づく長期保守管理方針に基づく処置等の非定期的なものが対象となる。（点検時にあわせて行う定常的な部品の補修、取替え、消耗品の取替えなどは該当しない。）（参考：JEAC4209-2007 MC11-2【解説 28】）

カード、リレー、スイッチ、ボルト等の同一の部品の取替え（非定期的に実施する工事）については、部品交換を行っても機能に変更はなく、法令手続きが必要ないため、対象外とする。

² 運転操作の一環として変更するものは除く。

(1) 他課依頼工事の手続き

a. 改造工事等の提案

提案課（室、センター）長は、提案課（室、センター）員に「F I C S（提案）」（様式－1）に必要事項を記入させる。提案課（室、センター）員は、起案後、提案課（室、センター）長の承認を得て、保全計画課長へ送付する。

ただし、改造工事等の方向性について、提案課（室、センター）長と工事担当課（室）長のニーズまたは意見が一致しており、方針について事前に調整・検討が完了している件名については、次項 b. の手続きの後、工事担当課（室）長の自課工事扱いとして「(2) 自課工事の手続き」に述べる手続きを行う。

b. 「F I C S（提案）」（様式－1）の受付および保管

保全計画課長は、「F I C S（提案）」（様式－1）に整理番号を付番し、保管する。

c. 改造工事等の方針の作成

保全計画課長は、提案のあった改造工事等について、各課（室、センター）長と調整・検討を行い、工事の実施の採否とその理由および具体的方針を保全計画課員に「F I C S（方針・予算）」【課長承認用】（様式－2－1）または「F I C S（方針・予算）」【所長承認用】（様式－2－2）に必要事項を記入させる。

- ・法令手続きが不要な工事または溶接安全管理検査（以下、溶検という）のみの法令手続きが必要な場合は、「F I C S（方針・予算）」【課長承認用】（様式－2－1）を用いる。
- ・法令手続き（溶検を除く）が必要な改造工事等であって、F I C Sにて工事内容の承認を得る場合は、「F I C S（方針・予算）」【所長承認用】様式－2－2を用いる。

なお、法令手続きの対象範囲については、6. 設備改善管理シートの記載要領（2）F I C S（方針・予算） d. 法令手続きを参照すること。

起案の際は、添付－2を参照し、上申範囲以外については、斜線を引く。

d. 方針の承認

「F I C S（方針・予算）」【課長承認用】（様式－2－1）は、工事担当課（室）長、提案課（室、センター）長、設備主管課（室）長および各課（室、センター）長の合議を得て、保全計画課長が承認する。

「F I C S（方針・予算）」【所長承認用】（様式－2－2）は、保全計画課長が起案し、発電所長が承認する。

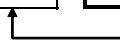
その際、設備主管課（室）長は、改造工事等に伴う各種要領等の所管の図書への反映要

設備改善管理シート F I C S (提案)

整 理 番 号	— —	号 機	<input type="checkbox"/> 1号機	<input type="checkbox"/> 2号機	<input type="checkbox"/> 3号機	<input type="checkbox"/> 共用設備
件名						
提案内容						

受付 (保全計画課)				
課 長	課課長	副 長	主 任	担 当

提案箇所 ()				
室 長	課 長	副 長	主 任	担 当



提案課(室、センター)員起案日	年 月 日
提案課(室、センター)長承認日	年 月 日

(別添4)

R-30-213

泊発電所設計管理要領

（平成16年2月13日施行
平成27年 5月15日施行（第30次改正）
（所管） 泊発電所 品質保証室）

北海道電力株式会社

1. 目的

本要領は、「泊発電所原子炉施設保安規定(R-1)」第3条および「泊発電所品質保証計画書」(R-30-200)に基づき、設計管理について定め、これらを円滑に実施することを目的とする。

2. 適用範囲

本要領は、泊発電所（以下、「発電所」という）の原子炉施設の改造工事および設置工事における設計に適用する。

なお、適用範囲は、「泊発電所品質に係る重要度分類」(R-30-201)に定めるC1クラス以上とする。

4. 設計の計画

(1) 各課長および発電室長は、設計のインプットから妥当性確認までのプロセスの全体像、設計に関する責任（保安活動の内容について説明する責任を含む）および権限ならびに設計に関与する関係箇所間のインタフェースを最初に明確にするため、あらかじめ設計計画書（様式-1）を策定し、この計画に基づき設計の業務を管理するとともに、「泊発電所記録管理要領」(R-30-203)に従いその記録を維持する。（図-1に設計管理の基本全体フローを示す。）また、設計の進捗に応じて、インタフェースが変更となる場合、妥当性確認の方法が変更となる場合、実施時期が変更となる場合等、策定した設計計画書を必要に応じ適切に更新する。

(2) 設計段階は以下に区分する。

a. 設計方針書策定段階

基本設計とし、仕様、環境条件、品質重要度、工程および設計取合い境界等の要求事項を明確にする。

b. 仕様書策定段階

基本設計にて明確化した設計要求事項を受け、仕様書を作成する。

なお、補償においても、仕様書等、設計要求事項を調達先に明確に伝えるための文書を作成する。

c. 詳細設計検証段階

調達先から提出された納入図の内容が仕様書の調達要求事項を満足していることを検証する。

d. 設計の妥当性確認段階

設備が要求した機能を満足することを試運転、検査等により確認する。

(3) 設計におけるレビュー、検証および妥当性確認ならびに責任および権限は、5. 設計管理における各設計段階の業務にて明確にする。

(4) 社内および調達先とのインタフェースについては、以下の段階で明確にする。

a. 設計方針書策定段階において本店と発電所間および発電所内各課（室）間の取合いを明確にする。

b. 設計方針書策定段階および仕様書策定段階において当社と調達先との間における取合いを明確にする。

R-30-104

原子力発電安全委員会運営マニュアル

平成16年 2月13日施行
平成28年 4月 1日(第25次改正)
(所 管) 原子力品質保証室

抜 粹

北海道電力株式会社

1. 目的

このマニュアルは、「泊発電所原子炉施設保安規定」(R-1)第3条および第6条ならびに「原子力品質保証計画書」(R-30-100)に基づいて開催する「原子力発電安全委員会」(以下、「委員会」という。)の運営について定め、これを円滑に実施することを目的とする。

2. 適用範囲

このマニュアルは、委員会の運営に適用する。

3. 定義

このマニュアルにおける用語の定義は以下のとおりとする。

- (1) 「審議」とは、委員会を開催し、付議事項の可否を議論・検討することをいう。
- (2) 「報告」とは、委員会の開催または書類の回覧により知らせることをいう。

⑥

4. 構成

- (1) 委員長は原子力部長とする。
- (2) 委員会の構成委員は、付議事項に応じて表1「審議事項」および表2「報告事項」に示すとおりとする。また、考査担当員(原子力監査担当)は、オブザーバーとして参加できる。
- (3) 委員長は、委員以外の者の出席を求め、説明または意見を聞くことができる。

5. 開催

- (1) 委員長は、必要と認めた場合、随時委員会を開催する。
- (2) 委員長は、委員が出席できない場合、当該委員が指名した者を委員会に出席させることができる。ただし、表1、2の※1、※2で示す委員を除く。
- (3) 委員会は、委員長が出席し、当該審議事項および報告事項に係る委員長を含めた委員のうち過半数の委員が出席することにより成立する。
なお、TV会議および当該委員が指名した者の出席も委員の出席とみなす。

6. 委員会の役割

(1) 審議事項

委員会は表1に示す事項を審議する。ただし、以下に該当する事項は報告事項とすることができる。

- a. 社内外の組織名称変更に伴う改正
- b. 誤字または脱字の修正、様式の変更
- c. 法令改正に伴う引用条項、単位および呼称の変更
- d. 機器名称の変更
- e. ページ数、見出し番号および図表番号の変更
- f. すでに委員会にて審議し、確認された内容の反映

表 1 審議事項

審議事項	構成委員
1. 原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載されている構築物、 系統および機器の変更 2. 「泊発電所原子炉施設保安規定」(R-1)の変更 3. 以下の規程等の制定および改正 (1) 「原子力総合品質保証規程」(R-30) (2) 「原子力安全・品質委員会運営マニュアル」(R-30-1) (3) 「泊発電所原子炉主任技術者業務マニュアル」(R-30-2) (4) 「原子力品質保証計画書」(R-30-100) およびその計画書に 基づく二次文書 (5) 「保安情報取扱マニュアル」(R-30-103-4) (6) 「原子力部原子力災害対策マニュアル」(R-30-103-6) (7) 「泊発電所安全性向上計画管理マニュアル」(R-30-103-8) (8) 「泊発電所運転責任者に係る合否判定等業務等に関するマニ ュアル」(R-30-105-1) (9) 「解析業務管理マニュアル」(R-30-107-15) (10) 「根本原因分析実施マニュアル」(R-30-109-1) 4. 「泊発電所運転責任者に係る合否判定等業務等に関するマニ ュアル」(R-30-105-1)の「5. 判定機関の指定および管理」で定め る審議事項 5. 各室部の品質マネジメントシステムのマネジメントレビューへ の報告事項に係る事項 6. 各室部の品質目標達成のための実行計画（安全性向上に関する 実行計画を含む） 7. 各室部の醸成活動実施計画 8. 各室部の業務の年度計画 9. 「保安情報取扱マニュアル」(R-30-103-4)に基づくQMS反 映計画書（本店）およびQMS詳細反映計画書（本店） 10. 安全性向上に関する品質目標 11. その他、委員長が必要と認めた事項	<ul style="list-style-type: none"> ・委員長（※1） ・原子力品質保証室長 ・土木部長 ・資材部長 ・泊発電所長 ・発電用原子炉主任技術者（※2），（※3） ・泊発電所品質保証室長 ・本店のグループライダー以上の職位の者から委員長が指名した者
<p>(注1) ※1は必ず委員会に出席することが必要な委員である。</p> <p>(注2) ※2は1～4および10の審議事項について、必ず委員会に出席することが必要な委員である。</p> <p>(注3) ※3は1号機担当、2号機担当および3号機担当が出席する。 なお、やむを得ない事情により、出席できない場合、事前に説明を受け意見を付す、または 決裁者の承認前に合議する等の代替措置を講じる。</p> <p>(注4) 各室部とは原子力品質保証室、原子力部、土木部および資材部をいう。</p>	

表2 報告事項

報告事項	構成委員
1. 本文の「6. 委員会の役割」(1)のただし書きに該当する事項 2. 各室(部)長が定めた品質目標(安全性向上に関する品質目標を除く) 3. 各室部のプロセスの監視および測定ならびにデータの分析結果 4. 各室部の醸成活動の結果 5. 「保安情報取扱マニュアル」(R-30-103-4)に基づくQMS反映計画書(泊発電所) 6. 各室部の不適合の処理等の結果 7. 泊発電所安全運営委員会の議事内容 ⑦ 8. 品質マネジメントシステムに関する社内外の動向 9. 委員会の審議の代替措置結果 10. その他、委員長が必要と認めた事項	<ul style="list-style-type: none"> ・委員長(※1) ・原子力品質保証室長 ・土木部長 ・資材部長 ・泊発電所長 ・発電用原子炉主任技術者(※2) ・泊発電所品質保証室長 ・本店のグループリーダー以上の職位の者から委員長が指名した者

(注1) ※1は必ず報告を受けなければならない委員である。

(注2) ※2は1の報告事項について必ず報告を受けなければならない委員である。

(注3) 各室(部)長とは原子力品質保証室長, 原子力部長, 土木部長および資材部長をいい, 各室部とは原子力品質保証室, 原子力部, 土木部および資材部をいう。

R-30-205

泊発電所安全運営委員会運営要領

（平成16年 2月13日施行
平成26年10月 1日施行(第22次改正)
（所管）泊発電所品質保証室）

抜 粹

北海道電力株式会社

R-30-205

泊発電所安全運営委員会運営要領

1. 目的

この要領は、「泊発電所原子炉施設保安規定（R-1）」第3条、第7条および「泊発電所品質保証計画書（R-30-200）」（以下、「品質保証計画書」という。）ならびに「泊発電所放射線障害予防規程（R-2）」に基づき設置する泊発電所安全運営委員会（以下、「運営委員会」という。）の運営に関する管理方法を定め、運営委員会の円滑な運営を図ることを目的とする。

2. 適用範囲

この要領は、運営委員会の運営に適用する。

3. 付議事項

(1) 審議事項、審議時期

運営委員会での品質保証活動に関する具体的審議事項、審議時期および運営委員会で審議する必要のない軽微な事項について表-1に定める。

運営委員会での放射線障害発生防止（※1）に関する具体的審議事項、審議時期および運営委員会で審議する必要のない軽微な事項について表-2に定める。

また、運営委員会での原子炉施設の保安運営に関する具体的審議事項、審議時期および運営委員会で審議する必要のない軽微な事項について表-3に定める。

なお、「審議」とは、付議事項の可否を議論・検討し、確認することをいう。

(2) 審議の代替措置

運営委員会の審議事項のうち、緊急に処理する必要があり、かつ運営委員会の開催が困難な場合は、泊発電所長の承認を得る前に、泊発電所所長代理、関係主任技術者、関係主任者および関係次長の確認ならびに関係する各課（室、センター）長の合議を得ることで、運営委員会の審議に替えることができる。

(3) 報告事項

運営委員会に付議する報告事項は、表-4のとおりとする。

⑦

4. 構成

(1) 運営委員会の構成は、次のとおりとする。

運営委員会委員長 泊発電所長

運営委員会 委員 泊発電所所長代理、発電用原子炉主任技術者（以下、「原子炉主任技術者」という。）、泊発電所次長、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者、放射線取扱主任者、品質保証室長、防災・安全対策室長、運営課長、技術課長、安全管理課長、施設防護課長、発電室長、保全計画課長、電気保修課長、制御保修課長、機械保修課長、土木建築課長、原子力教育センター長、品質保証室課長、防災・安全対策室課長、労務安全課長

ただし、労務安全課長は、放射線障害発生防止（※1）に関する重要事項が付議される場合のみ委員となる。

⑦

- (2) 考査担当（原子力監査担当）は、オブザーバーとして出席できる。
- (3) 委員は、やむを得ない事情により運営委員会に出席できない場合は、代理者を指名し委員として出席させることができる。
- (4) 委員は、説明者として委員以外の者を運営委員会に出席させることができる。
- (5) 委員長が必要と認めた場合は、委員以外の者を運営委員会に出席させ意見を聴くことができる。
- (6) 事務局は、品質保証室とする。

5. 開催

- (1) 委員長は、原則として半年に1回または審議事項が発生した場合に、運営委員会を開催する。
- (2) 委員長は、原子炉主任技術者または品質保証室長が必要と認めた場合に運営委員会を開催する。
- (3) 運営委員会は、委員長、原子炉主任技術者（※2）および品質保証室長が出席し、委員長を含む委員の過半数が出席することにより成立する。
ただし、放射線障害発生防止（※1）に関する重要事項が付議される場合は、委員長および放射線取扱主任者が出席し、当該審議事項に係る委員長を含む委員の過半数が出席することにより成立するものとする。
なお、当該委員が指名した者の出席も委員の出席とみなす。

6. 議事録

⑦

- (1) 事務局は、運営委員会における審議の趣旨およびその他必要な事項を記載した議事録を作成し、その内容を委員に回覧し確認を受ける。また、確認後写しを原子力品質保証室長および考査役（原子力監査担当）に送付する。
- (2) 確認を受けた議事録は、会議に使用された資料を含めて「泊発電所記録管理要領(R-30-203)」に基づき管理する。

※1 「泊発電所放射線障害予防規程（R-2）」に基づく「放射性同位元素等の取扱いおよび安全管理」のことを言う。

※2 原子炉主任技術者については、1号機担当、2号機担当、3号機担当の3名が選任されているが、担当する号機に関連する案件が付議される場合は、当該号機担当の原子炉主任技術者が出席するものとする。また、「泊発電所品質保証計画書（R-30-200）」図-2の「7.1業務に関する要領類」に示す要領（「泊発電所品質マネジメントシステム計画管理要領（R-30-204）」および「泊発電所運転要領（R-30-207）」（各号機編）を除く）の他、重要な案件が付議される場合は、原則として全ての原子炉主任技術者が出席するものとする。

なお、やむを得ない事情により、上記の案件が付議される運営委員会に出席できない場合は、事前に説明を受け意見を付すなど、代替措置を講じるものとする。

R-30-101

原子力文書管理マニュアル

平成16年 2月13日施行
平成28年 5月30日（第45次改正）
（所 管） 原子力品質保証室

北海道電力株式会社

5. 文書のレビューおよび改正

(1) 担当グループリーダー等は、規程、計画書および二次・三次文書（マニュアル）について次に示す事項が発生した場合、文書をレビューし、必要に応じて「4. 文書の作成、審査および承認」と同様の手続きを経て文書を改正する。

- a. 内部監査の結果および規制当局の検査等の結果、改正が必要な場合
- b. 是正処置または予防処置として改正が必要な場合
- c. 「保安規定」または「原子力発電所における安全のための品質保証規程」（以下、「JEAC4111」という。）の変更に伴い、改正が必要な場合
- d. 組織体制の変更に伴い、改正が必要な場合
- e. 関係法令の変更に伴い、改正が必要な場合
- f. 予め定められた時期における規程、計画書および二次・三次文書（マニュアル）のレビューに伴い、改正が必要な場合
- g. 業務内容の変更に伴い、改正が必要な場合

なお、前記 f. については、「原子力品質マネジメントシステム管理マニュアル」(R-30-103)に基づき、計画およびデータの分析を行うものとし、規程、計画書および二次・三次文書（マニュアル）について、業務との乖離および陳腐化がないかを確認し、必要に応じて改正する。

(2) 担当グループリーダー等は、規程、計画書および二次・三次文書（マニュアル）を改正した場合、改正内容等が正しく管理版に反映されていることを確認する。

なお、上記文書の改正にあたっては、変更箇所が多岐にわたる場合であって、改正比較表を作成するときには、原則として、改正前後の文書内容をシステム（Microsoft Word の「比較」機能など）を使用して確認する。

(3) 担当グループリーダー等は、規程、計画書および二次・三次文書（マニュアル）等で作成することが規定されている文書について、適宜レビューし、必要に応じて改正する。⑧

(4) 室長は、泊発電所が所管する以下の文書の改正承認手続きにおいて、JEAC4111、保安規定および規程の要求事項が、それぞれ適切に反映されているかを合議箇所として審査する。

- a. 泊発電所が所管する「泊発電所品質保証計画書」（R-30-200）
- b. 原子力品質保証室の二次文書（マニュアル）と共通する内容の泊発電所が所管する二次文書（要領類）

本変更に係る同等又は類似施設の設計及び工事並びに運転及び保守の経験について

1. アクシデントマネジメント対策について

米国スリーマイルアイランドの事故以降、アクシデントマネジメントの検討、整備を実施している。設備面では、原子炉及び原子炉格納容器の健全性を維持するための機能をさらに向上させるものとして、泊発電所 1, 2号炉の例では、代替再循環、代替補機冷却、格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水に関する設備改造を実施した。

また、発電室の運転要領にアクシデントマネジメントに関する記載を検討及び追加し、シミュレータ訓練、机上教育を通じて、知識、技能の維持向上に努め、継続的に改善を図っている。

2. 緊急安全対策について

緊急安全対策については、緊急時の電源確保、原子炉及び使用済燃料ピットの除熱機能の確保等の観点から以下の対策を実施した。

- ・ 緊急時の電源確保：移動発電機車の配備
- ・ 原子炉及び使用済燃料ピットの除熱機能の確保：仮設ポンプの配備
消防ホースの配備
海水ポンプモーター予備品の保有
- ・ 津波等に係る浸水対策：安全上重要な設備が設置されている建屋入口扉の水密化等

3. 重大事故等対策について

(1) 地震

地震による加速度によって作用する地震力に対する設計、設計基準対象施設の耐震設計に用いる地震力の算定、設計基準対象施設の耐震設計における荷重の組合せと許容限界の考慮による設計を検討した。

(2) 津波

設計基準対象施設が設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達又は流入させない設計並びに取水路及び放水路等の経路から流入させない設計を検討した。また、水密扉及び貫通部の止水対策を実施した。

(3) 竜巻

最大風速 100m/s の竜巻による風圧力，気圧差，飛来物の衝突荷重を組み合わせ設計竜巻荷重及びその他竜巻以外の自然現象による荷重等を適切に組み合わせ設計荷重に対して，固縛，竜巻防護ネット及び防護壁等による防護対策を検討した。

(4) 火山

敷地内で想定される層厚 の降下火砕物を設定し，構造物への静的荷重に対して安全裕度を評価し，狭隘部等が閉塞しない設計及び機械的影響に対して降下火砕物が容易に侵入しにくい設計となるように検討した。

(5) 外部火災

森林火災からの延焼防止を目的として評価上必要とされる防火帯を算出した。航空機墜落による火災では，発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災との重畳を考慮し，建屋表面温度を許容温度以下とする設計を検討した。

(6) 内部火災

安全機能を有する構築物，系統及び機器を火災から防護するための火災の発生防止，早期の火災感知及び消火並びに火災の影響軽減を考慮した火災防護に関して，技術的な検討及び対策を実施した。

(7) 溢水

溢水源として発生要因別に分類した溢水を想定し，防護対象設備が設置される区画を溢水防護区画として設定し，没水，被水及び蒸気の影響評価を検討した。

(8) 大規模損壊

大規模な自然災害，故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合に発電用原子炉施設内において人的資源，設計基準事故対処設備，重大事故等対処設備等の物的資源及びその時点で得られる施設内外の情報を活用し様々な事態において柔軟に対応することを検討した。

S A 訓練実績及び重大事故等対応等に関する国内外の原子力関係施設
への派遣実績について

○ 平成 25 年度 N T C 特別訓練実績

(平成 25 年度新設) プラント挙動理解力強化コース (S B O → S A 対応編)

- ・ 6 月 20 日 発電課長 (当直) 2 名, 副長 5 名 計 7 名
 - ・ 6 月 28 日 発電課長 (当直) 3 名, 副長 5 名 計 8 名
 - ・ 7 月 20 日 発電課長 (当直) 2 名, 副長 5 名 計 7 名
 - ・ 7 月 25 日 発電課長 (当直) 3 名, 副長 2 名
技術課員 (担当) 2 名 計 7 名
 - ・ 8 月 8 日 発電課長 (当直) 2 名, 副長 3 名
技術課 (副長) 1 名 計 6 名
- 合計 35 名

○ 平成 26 年度 N T C 特別訓練実績

(平成 26 年度新設) シビアアクシデント訓練強化コース I (S B O : 福島第 1 原子力発電所事故の模擬)

- ・ 7 月 27, 28 日 発電用原子炉主任技術者 1 名, 発電課長 (当直) 1 名,
副長 2 名, 運転員 7 名, 原子力教育センター員 1 名 計 12 名
 - ・ 9 月 21, 22 日 発電用原子炉主任技術者 1 名, 発電課長 (当直) 3 名,
副長 3 名, 運転員 4 名, 原子力教育センター員 1 名 計 12 名
 - ・ 10 月 15, 16 日 発電課長 (当直) 1 名, 副長 2 名, 運転員 6 名,
教育センター 1 名 計 10 名
 - ・ 10 月 20, 21 日 発電課長 (当直) 2 名, 副長 2 名, 運転員 3 名
計 7 名
 - ・ 12 月 14, 15 日 発電課長 (当直) 1 名, 副長 4 名, 運転員 5 名
計 10 名
 - ・ 2 月 3, 4 日 発電用原子炉主任技術者 1 名, 発電課長 (教育訓練) 1 名,
副長 2 名, 運転員 4 名, 発電室課長 (発電統括) 1 名,
教育センター 1 名 計 10 名
- 合計 61 名

○ 平成 27 年度 N T C 特別訓練実績

(平成 27 年度増設) シビアアクシデント訓練強化コース II (ECCS 再循環機能喪失)

- ・ 5 月 30, 31 日 発電課長 (当直) 1 名, 副長 3 名, 運転員 11 名,
教育センター 1 名 計 16 名
- ・ 6 月 12, 13 日 発電課長 (当直) 2 名, 副長 4 名, 運転員 8 名,
発電室課長 (運営統括) 1 名, 教育センター 1 名 計 16 名
- ・ 7 月 26, 27 日 発電課長 (当直) 2 名, 副長 3 名, 運転員 8 名
計 13 名

- ・ 9月 5, 6日 発電課長（当直）2名, 副長 3名, 運転員 10名,
発電課長（定検）1名 計 16名
 - ・ 9月 19, 20日 発電課長（当直）1名, 副長 2名, 運転員 6名,
発電室課長（発電統括）1名 計 10名
 - ・ 11月 19, 20日 発電用原子炉主任技術者 1名, 発電課長（当直）1名,
副長 1名, 運転員 10名 計 13名
- 平成 28 年度 N T C 特別訓練予定
- ・ 6月 10, 11日 発電課長（当直）1名, 副長 1名, 運転員 2名
 - ・ 6月 24, 25日 発電課長（当直）1名, 副長 1名, 運転員 2名
 - ・ 7月 8, 9日 発電課長（当直）1名, 副長 1名, 運転員 2名
 - ・ 7月 18, 19日 発電課長（当直）1名, 副長 1名, 運転員 2名
 - ・ 8月 9, 10日 発電課長（当直）1名, 副長 1名, 運転員 2名
- 重大事故等対応等に関する海外派遣実績を以下に示す。
- ・ 平成 24 年度：
米国におけるシビアアクシデント対応状況調査（ハ[°]ハ[°]ル[°]） 7名
 - ・ 平成 25 年度：
米国におけるシビアアクシデント対応状況，FLEX への対応状況調査（カ[°]バ[°]，ウ[°]ォ[°]ター[°]フ[°]ォ[°]ド[°]，プ[°]レ[°]リー[°]ア[°]イ[°]ラ[°]ント[°]） 1名
 - ・ 平成 28 年度：
ファーストエナジー原子力運営会社（FENOC）技術交流訪問 4名
- 平成 25 年度の原子力安全推進協会のセミナー等の参加実績
- ・ 経営層研修Ⅲ（緊急時対策所指揮者研修）1名（緊急時対策所指揮者（所長））
 - ・ 原子炉主任技術者研修（原子力安全セミナー）1名（発電用原子炉主任技術者）
 - ・ 管理者研修Ⅰ（運転部門）4名（運転責任者）
- 平成 26 年度の原子力安全推進協会のセミナー等の参加実績
- ・ 経営層研修Ⅲ（発電所長研修） 1名（発電所長）
 - ・ 原子炉主任技術者研修（原子力安全セミナー）1名（発電用原子炉主任技術者）
 - ・ 管理者研修Ⅰ（運転部門）5名（運転責任者）
 - ・ 管理者研修Ⅰ・Ⅱ（危機管理研修）3名（課長クラス）
- 平成 27 年度の原子力安全推進協会のセミナー等の参加実績
- ・ 経営層研修Ⅲ（発電所長研修）1名（発電所長）
 - ・ 原子炉主任技術者研修（原子力安全セミナー）1名（発電用原子炉主任技術者）
 - ・ 管理者研修Ⅰ（運転部門）3名（運転責任者）
 - ・ 管理者研修Ⅰ・Ⅱ（危機管理研修）6名（課長クラス）
 - ・ PRA 技術導入研修（リスク専門家教育コース（EPRI 主催））2名

- 平成 28 年度の原子力安全推進協会のセミナー等の参加予定
 - ・ 経営層研修Ⅲ（発電所長研修） 1 名（発電所長）
 - ・ 原子炉主任技術者研修（原子力安全セミナー） 1 名（発電用原子炉主任技術者）
 - ・ 管理者研修Ⅰ（運転部門） 3 名（運転責任者）
 - ・ 管理者研修Ⅱ（運転部門） 1 名（運転員）
 - ・ 管理者研修Ⅰ・Ⅱ（危機管理研修） 3 名（課長クラス）
 - ・ PRA 技術導入研修（リスク専門家教育コース (EPRI 主催)） 2 名

- プラントメーカーによる技術支援教育への参加実績
 - ・ PRA モデル作成・管理に関する技術支援（PRA 講座）
平成 27 年度 7 名受講
平成 28 年度 8 名受講予定

- 先行 PWR プラントへの派遣，訓練視察実績
（派遣実績）
 - ・ 四国電力株式会社 伊方発電所 2 名（平成 28 年 4 月～6 月）
 - ・ 九州電力株式会社 川内原子力発電所 7 名（運転員）（平成 28 年 6 月）他
（訓練視察）
 - ・ 関西電力株式会社 高浜発電所 2 名（平成 28 年 6 月）
 - ・ 四国電力株式会社 伊方発電所 2 名（平成 28 年 7 月）
 - ・ 九州電力株式会社 川内原子力発電所 4 名（平成 28 年 3 月，5 月）

- 当社火力発電所への派遣実績（平成 28 年度）
 - ・ 苫東厚真発電所 11 名（平成 28 年 9 月）
 - ・ 苫小牧発電所 14 名（平成 28 年 9 月）
 - ・ 伊達発電所 10 名（平成 28 年 10 月）
 - ・ 砂川発電所 11 名（平成 28 年 11 月予定）

原子力教育センターの保守訓練設備を活用した研修実績（平成 25, 26, 27 年度）

研修名		受講者数(年度)		
		H25	H26	H27
原子力保守研修（共通）	原子炉物理の基礎教育	55	105	80
	系統設備設計変遷研修			
	基礎技量（共通・機械，電気・計装）訓練			
	体感訓練			
	配管フランジ接続訓練			
	足場組立て・解体訓練			
	作業管理（共通）訓練			
	保守員安全衛生教育			
原子力保守研修（機械）	非破壊検査（概論，PT，RT，UT他）訓練	51	50	76
	ポンプの基礎教育，保守訓練			
	原子力バルブの基礎教育			
	溶接管理技術教育			
	蒸気発生器渦電流探傷試験訓練			
	原子力用蒸気タービン保守訓練			
	配管補修他訓練			
原子力保守研修（電気）	電動機の基礎教育，保守訓練	25	44	37
	発電機他の基礎教育			
	所内開閉装置の基礎教育			
	保護継電器の基礎教育			
	シーケンスの基礎教育			
原子力保守研修（制御）	原子炉安全保護装置の基礎教育，保守訓練	41	36	38
	蒸気タービンと調速装置の基礎教育			
	空気式制御弁の基礎教育，保守訓練			
	原子炉制御・保護計器ラックの基礎教育			
	自動制御の基礎教育，保守訓練			
	工業計測の基礎教育，保守訓練			
	電動弁の基礎教育，保守訓練			
原子力保守研修（デジタル制御装置）	総合デジタル設備基礎教育，保守訓練	78	75	74
	電気式タービン保安装置の基礎教育，保守訓練			
	炉内・外核計測装置基礎教育，保守訓練			
	放射線監視装置基礎教育，保守訓練			
	原子炉制御保護装置基礎教育，保守訓練			
	発電機変圧器保護リレー装置の基礎教育，保守訓練			
	制御棒位置指示装置基礎教育，保守訓練			

R-30-110

原子カトラブル情報検討マニュアル

平成16年 3月31日施行
平成24年11月15日(第16次改正)
(所管) 原子力品質保証室

抜 粋

北海道電力株式会社

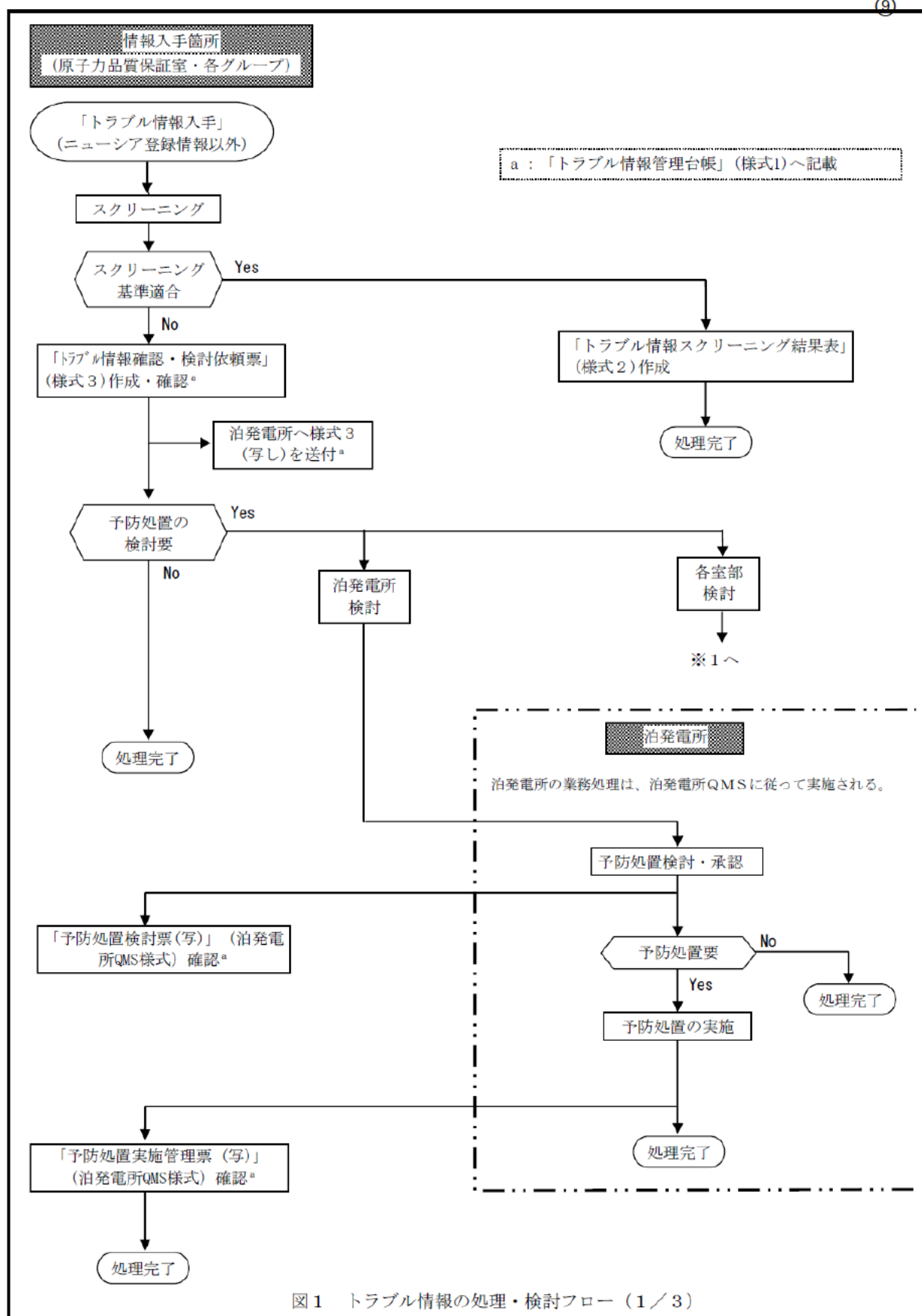
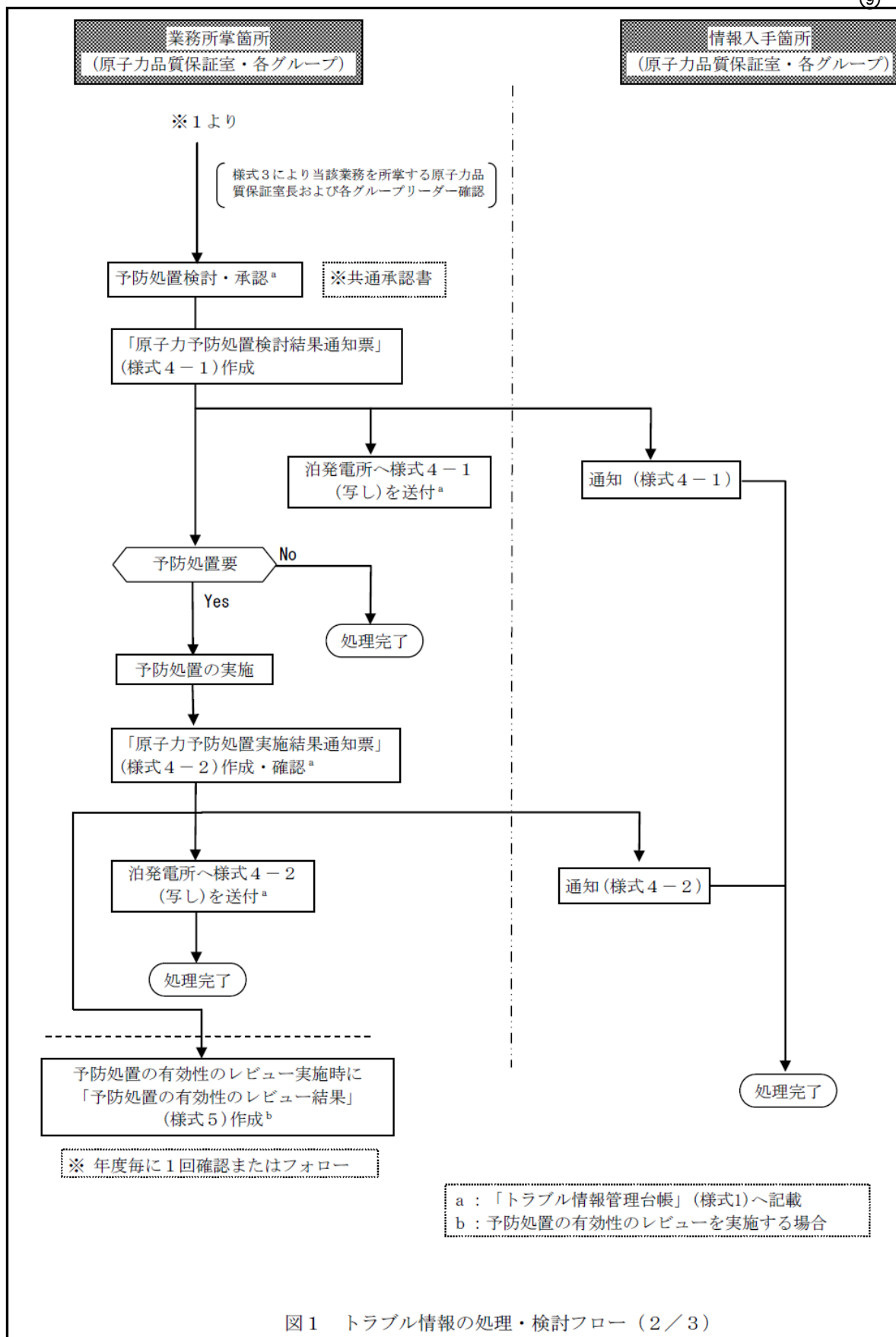
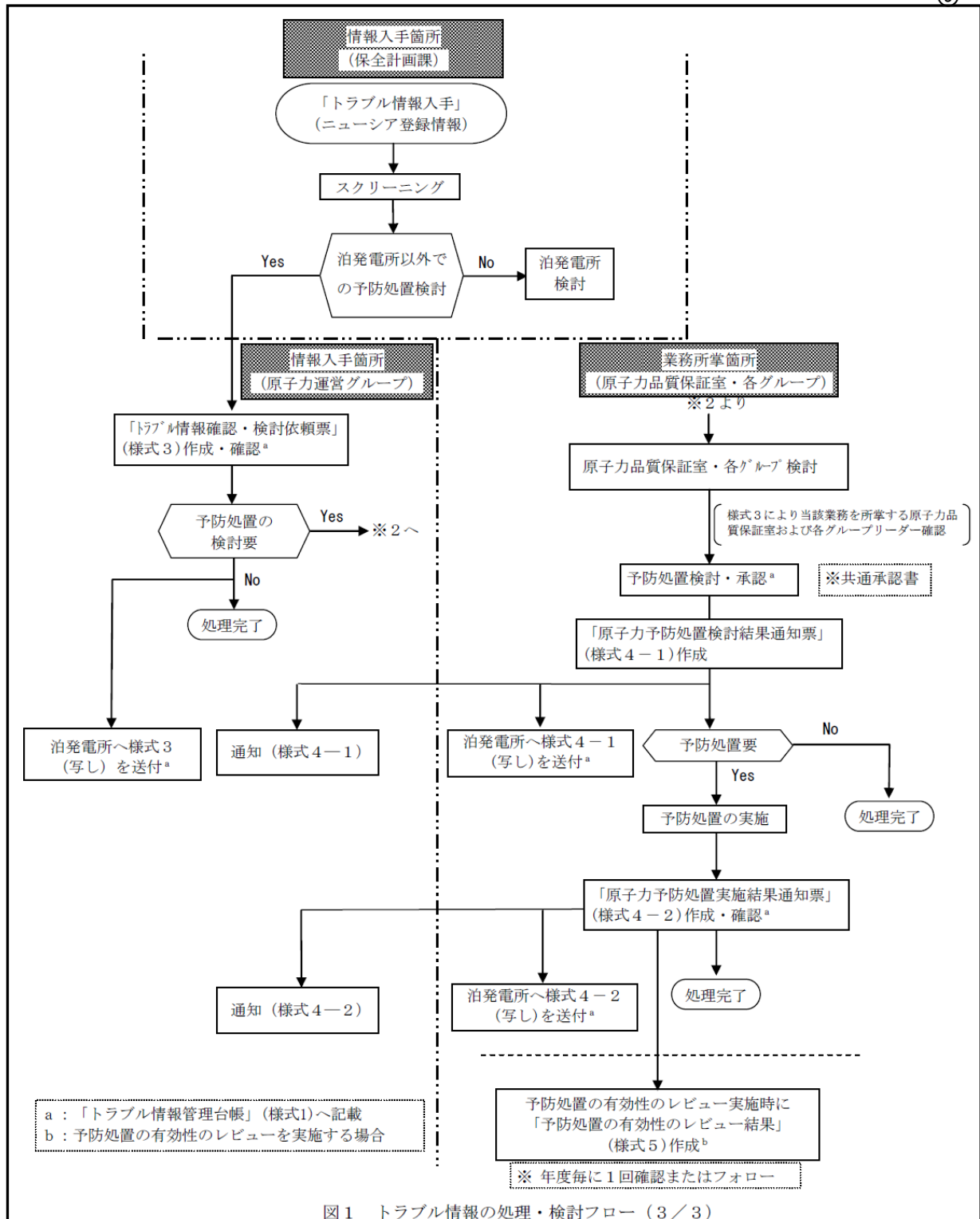


図1 トラブル情報の処理・検討フロー (1/3)



⑨



R-30-218

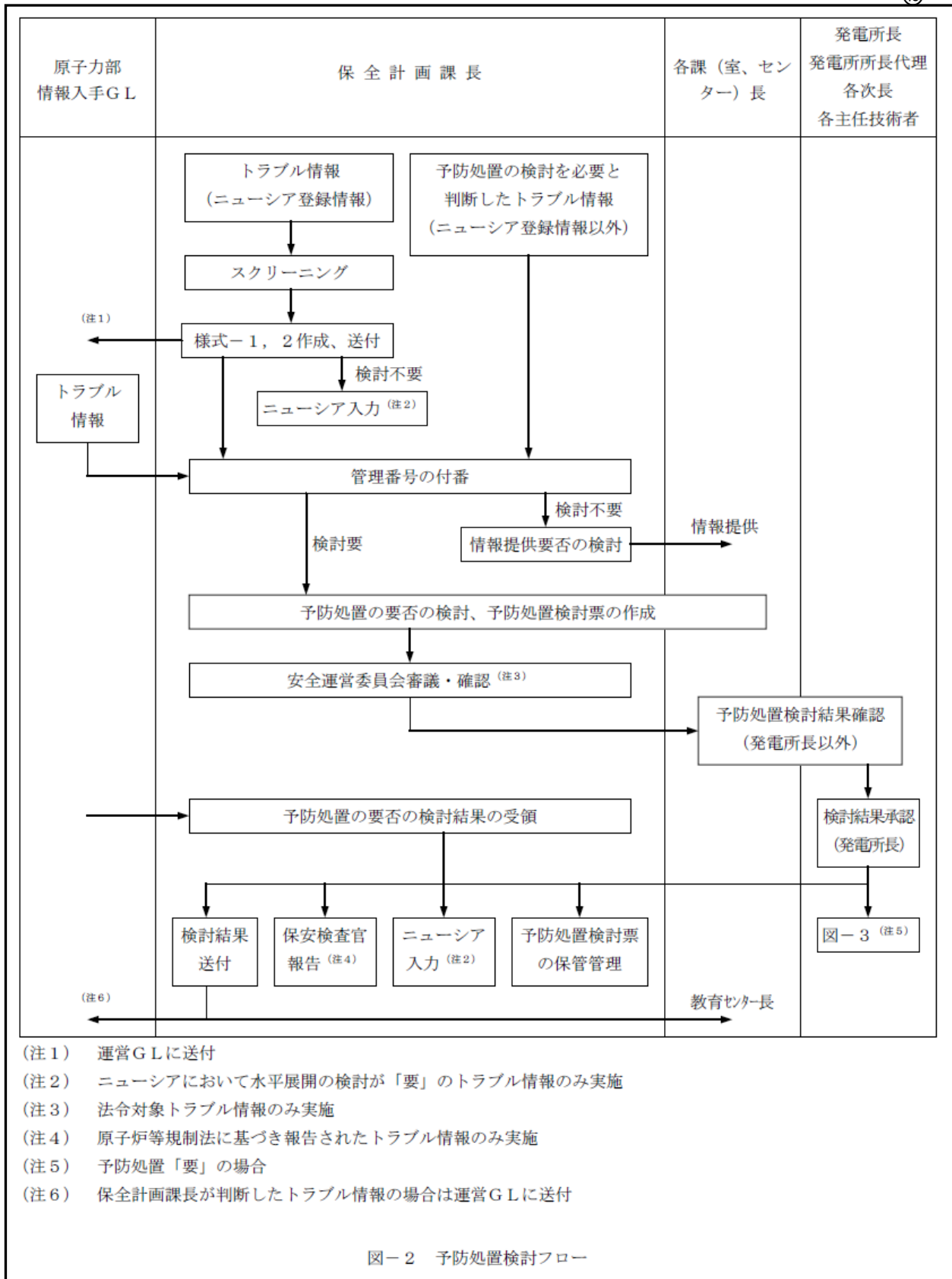
泊発電所トラブル情報検討要領

（ 平成16年 2月13日施行
平成25年 4月30日施行（第16次改正）
（所管） 泊発電所 保全計画課 ）

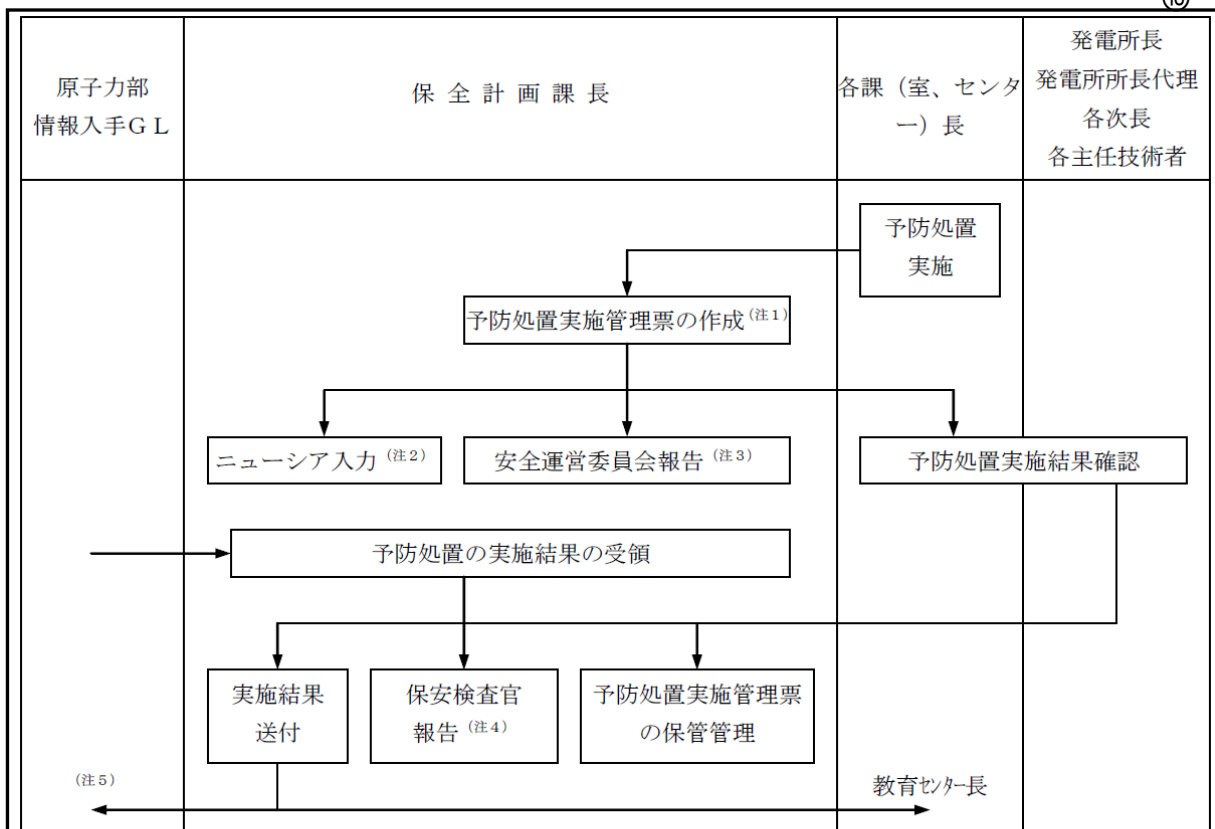
抜 粋

北海道電力株式会社

⑩



⑩



- (注1) 複数の予防処置を実施する場合、実施の都度予防処置実施管理票を作成
- (注2) ニューシアにおいて水平展開の検討が「要」のトラブル情報のみ実施
- (注3) 法令対象トラブル情報のみ実施
- (注4) 原子炉等規制法に基づき報告されたトラブル情報のみ実施
- (注5) 保全計画課長が判断したトラブル情報の場合は運営GLに送付

図-3 予防処置実施管理フロー

泊発電所原子炉施設保安規定

抜 粹

平成 2 8 年 4 月

(品質保証計画)

第3条 第2条（基本方針）に係る保安活動のための品質保証活動（以下、「品質保証活動」という。）を実施するにあたり、次のとおり品質保証計画を定める。

5.6 マネジメントレビュー

5.6.1 一般

- (1) 社長は、組織の品質マネジメントシステムが、引き続き適切で、妥当、かつ、有効であることを確実にするため、あらかじめ定められた間隔でマネジメントレビューを実施する。
- (2) マネジメントレビューでは、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価ならびに品質方針および品質目標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。
- (3) 原子力品質保証室長は、マネジメントレビューの結果の記録を維持する。（4.2.4参照）

5.6.2 マネジメントレビューへの報告事項（インプット）

マネジメントレビューへの報告事項には、次の情報を含める。

- (1) 監査の結果
- (2) 原子力安全の達成に関する外部の受け止め方
- (3) プロセスの成果を含む実施状況ならびに検査および試験の結果 ⑪
- (4) 予防処置および是正処置の状況
- (5) 前回までのマネジメントレビューの結果に対するフォローアップ
- (6) 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
- (7) 品質マネジメントシステムの改善のための提案

5.6.3 マネジメントレビューからの指示事項（アウトプット）

マネジメントレビューからの指示事項には、次の事項に関する決定および処置すべてを含める。

- (1) 品質マネジメントシステムおよびそのプロセスの有効性の改善
- (2) 業務の計画および実施に係る改善
- (3) 資源の必要性

重大事故等時における更なる監視性向上
のための対策について

平成 2 8 年 1 0 月 2 7 日

北海道電力株式会社

重大事故等時における更なる監視性向上のための対策の検討について

1. 要旨

2016年9月9日に実施した泊3号炉現地調査において、「重大事故等時にAM設備監視操作盤及び水素濃度監視盤でしか監視できない水素濃度（※）やPARとイグナイタに関するパラメータについて、監視性を向上するよう工夫すること。」とのご指摘をいただいている。

指摘事項に対する回答及び重大事故等時における監視性の更なる向上のための対策についてまとめる。

※：水素濃度監視盤はアニュラス水素濃度及び格納容器水素濃度の信号をAM設備監視操作盤まで中継する盤であり、監視機能も有しているが、運転員による監視には用いないこととしている。

2. 中央制御室におけるパラメータ監視について

重大事故等発生時のパラメータ監視は、中央制御室内に設置した主盤及びAM設備監視操作盤により監視することとしており、以下のとおり継続的にプラント状態を把握できるよう配慮したものである。

- ▶ AM設備監視操作盤は、中央制御室内の主盤近傍に設置しており主盤からAM設備監視操作盤への移動は短時間であり大型表示装置に対する視界を妨げることもないことから、他の対応操作や監視に影響を及ぼすものではない。
- ▶ AM設備監視操作盤では、格納容器内水素濃度の他、格納容器水素イグナイタ温度、PAR温度、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、格納容器圧力、原子炉容器水位、炉心出口温度等のパラメータ監視が可能であり、主に炉心損傷後のプラント状態を把握するために必要なパラメータについて主盤で監視するパラメータを代替するパラメータで監視できるよう設計しており、炉心の著しい損傷後に一時的に主盤を離れAM設備監視操作盤でのみ監視可能なパラメータを確認する場合でもAM設備監視操作盤により重大事故等時の対処のためのパラメータ監視が可能である。

3. 重大事故等時における更なる監視性向上のための対策

パラメータの監視は、炉心損傷判断や各操作後のパラメータの変化等、監視を強化する必要がある場合に、運転員が主盤とAM設備監視操作盤の間を移動しても継続的にプラント状態を把握できるよう配慮したものであるが、AM設備監視操作盤でのみ監視可能な格納容器内水素濃度、PAR温度、格納容器水素イグナイタ温度等は重大事故等対処のための重要なパラメータであり、より速やかに監視できることが望ましいことから、AM設備監視操作盤の監視対象パラメータと同じものを表示できる可搬型表示端末を必要時に主盤や発電課長（当直）席に設置することとし、更なる監視性の向上を図ることとする。

4. 検討内容

(1) 監視機能の現状について

泊3号炉では重大事故等時の対処に必要なパラメータを選定し、中央制御室で監視するものについては主盤及びAM設備監視操作盤に集約している(図1参照)。

なお、水素濃度監視盤には格納容器及びアニュラスの水素濃度の指示機能付きの変換器を設置しているが、指示値はAM設備監視操作盤に伝送しており(図2参照)、AM設備監視操作盤側で集中監視できる。

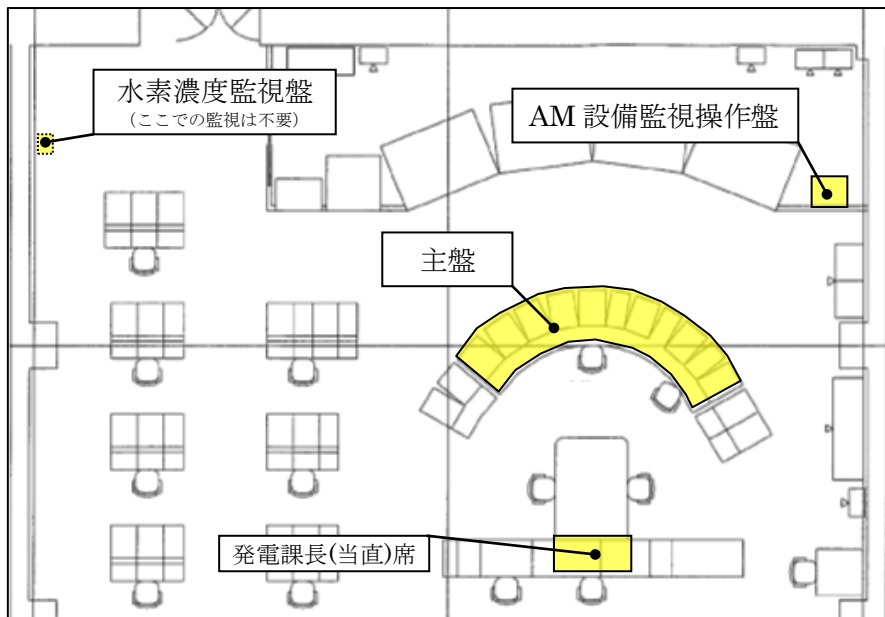


図1 中央制御室内 監視設備配置図

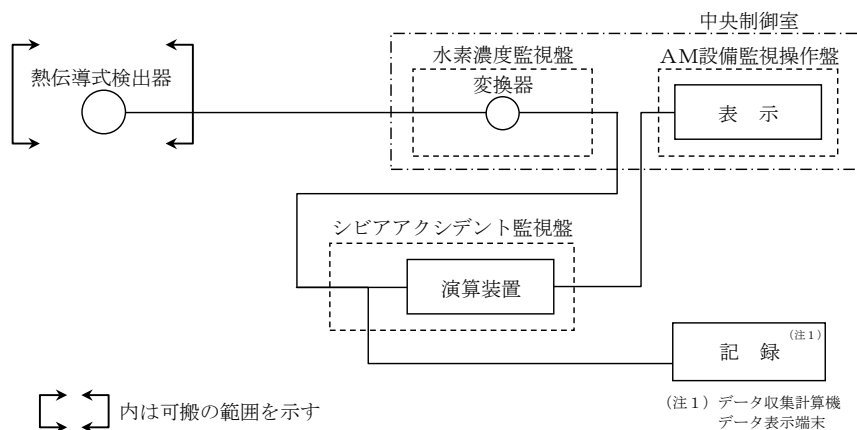


図2 格納容器内/アニュラス水素濃度(可搬型)の概略構成図

(2) 重大事故等時に監視が必要なパラメータについて

重大事故等時の対処に必要な中央制御室での監視パラメータとその表示箇所は以下のとおり。

表1 主盤及びAM設備監視操作盤にて監視可能な計器
(重大事故等対処設備)

パラメータ	表示箇所	
	主盤	AM設備監視 操作盤
出力領域中性子束	○	—
中間領域中性子束	○	—
中性子源領域中性子束	○	—
1次冷却材温度(広域-高温側)	○	—
1次冷却材温度(広域-低温側)	○	—
1次冷却材圧力(広域)	○	—
加圧器水位	○	—
原子炉容器水位	—	○
高圧注入流量	○	—
低圧注入流量	○	—
B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量(AM用)	—	○
代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量	—	○
燃料取替用水ピット水位	○	—
ほう酸タンク水位	○	—
格納容器内高レンジエアモニタ(低レンジ)	○	—
格納容器内高レンジエアモニタ(高レンジ)	○	—
格納容器内温度	○	—
原子炉格納容器圧力	○	—
格納容器圧力(AM用)	—	○
格納容器再循環サンプル水位(狭域)	○	—
格納容器再循環サンプル水位(広域)	○	—
格納容器水位	—	○
原子炉下部キャビティ水位	—	○
格納容器内水素濃度	—	○
アニュラス水素濃度(可搬型)	—	○
蒸気発生器水位(狭域)	○	—
蒸気発生器水位(広域)	○	—
主蒸気ライン圧力	○	—
補助給水流量	○	—
補助給水ピット水位	○	—
原子炉補機冷却水サージタンク水位	○	—
原子炉格納容器内水素処理装置温度	—	○
格納容器水素イグナイト温度	—	○
使用済燃料ピット水位(AM用)	—	○
使用済燃料ピット温度(AM用)	—	○
使用済燃料ピット水位(可搬型)	—	○
使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	—	○

(3) 重大事故等時の監視機能のさらなる改善策について

現状の重大事故等時の監視機能は、耐震かつ安全系電源から給電されている主盤のFDP及びAM設備監視操作盤にて実施する(配置は図3参照)ことは、上述のとおり問題ないが、さらなる監視方法の改善策として可搬型表示端末を配備し、使用時に仮設のLANケーブルにてAM設備監視操作盤と接続することで、主盤付近等での監視を可能とする。(図4参照)

なお、本設備は通常時は未接続とすることで、既存設備に影響を与えない構成となる。



図3 主盤のFDP及びAM設備監視盤配置図

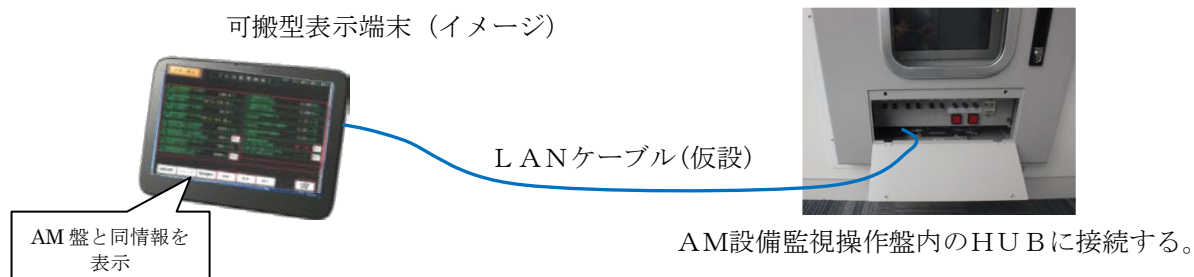


図4 可搬型表示端末の設置概要図

5. まとめ

重大事故等対処のためのパラメータのさらなる監視性向上のため、可搬型表示端末を配備する。

防波堤の検討状況に関する補足説明資料

平成 2 8 年 1 0 月 2 7 日

北海道電力株式会社

1. はじめに

泊発電所では、平常時の復水器に必要な安定した冷却水の取水などを目的に港内の静穏度を確保するため、敷地前面の海域に防波堤を設置している(6. 参考(泊発電所防波堤の概要))。

防波堤については、平成26年1月の審査会合では、津波影響軽減施設として説明をした。

その後、基準津波の規模を大きくしたことに伴い、防波堤の安定性を確保することが厳しいと見通しとなったことから、平成28年7月26日の審査会合では、入力津波の設定に当たっては、防波堤がないものとして評価しており、取水路・放水路等の経路からの流入防止、津波の2次的影響評価に与える防波堤の影響等について検討を進める旨を説明した。

本資料では、その後の検討進捗を踏まえ、防波堤に係る検討方針を取りまとめた。

2. 津波影響軽減施設の概要

(1) ガイド等における津波影響軽減施設の記載

津波影響軽減施設については、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」及び「耐津波設計に係る工認審査ガイド」において、以下のとおり記載されている。

a. 「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」における津波影響軽減施設の記載

○津波防護施設、浸水防止設備への波力による影響を軽減する効果が期待される施設・設備。

b. 確認内容(耐津波設計に係る工認審査ガイド「3.7.2 津波影響軽減施設・設備の扱い」)

○設置位置の入力津波による荷重に対して、滑り、転倒、沈下により津波影響軽減機能が損なわれないこと。

○基準地震動に対して、滑り、転倒、沈下により津波影響軽減機能が損なわれないこと。

(2) 津波影響軽減施設としての防波堤に期待される効果

○波及的影響の低減(津波防護施設の損傷防止)

○入力津波の低減(水位及び流速の低減：設計外力の低減)

○津波の2次的影響の低減(取水口・取水路の砂の堆積量・濃度の低減、漂流物の衝突力の低減)

3. 泊発電所の防波堤に関する検討について

(1) 防波堤の安定性に関する概略検討結果

国土交通省が、東北地方太平洋沖地震による防波堤の被害状況などを踏まえて取りまとめたガイドライン^{※1}及び港湾基準^{※2}に基づき、泊発電所の防波堤に係る検討結果を示す。

a. (阻害機能) 基準地震動による堤体の変形に関する評価

港湾基準を参照し、耐震評価に関する基準(係留施設の許容変形量等を準用し、水平変位量及び残留変形角)を満たすか否かを確認した結果、既存の地質調査結果によれば、防波堤設置位置の地盤において、砂層が50m以上と厚く堆積しており、基準地震動発生時の液状化により3m程度の大幅な沈下が発生する可能性がある。

b. (平面位置) 基準津波による堤体の移動に関する評価

ガイドラインに基づき、強度評価に関する基準(堤体の滑動安全率及び転倒安全率、基礎地盤の支持力安全率)を満たすか否かを確認した結果、基準津波の規模が大きく、滑動等の安定性を確保することが困難な見通しであるが、移動による影響範囲が40m程度と港湾の規模(422m×340m)と比較して小さい。

以上から、ガイドライン及び港湾基準に基づき、概略検討をした結果、各基準を満足しない結果となった。

(2) 津波影響軽減施設に係る取扱い

「2. (2)」及び「3. (1)」を踏まえて、泊発電所の防波堤の取扱いを以下のとおりとした。

○津波や地震により、防波堤が移動・変形(沈下)する可能性があり、変形(沈下)に対して、砂層が厚く、確実な対策を実施し、その対策効果を確認することが難しいことから、津波影響軽減施設とせず、波及的影響評価により安全性を確認する。

○津波影響軽減施設としないことにより失われる効果については、適切に設計側の外力等に見込み、耐津波設計を行うこととする。

○そのため、「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」及び「耐津波設計に係る工認審査ガイド」に基づき、波及的影響に関する解析的評価及び水理模型実験、地質調査結果を踏まえた防波堤沈下量解析などを基に、以下の検討を進め、評価結果に応じ、適切な対策を講じる。

- ・津波防護施設等への波及的影響の検討(津波防護施設の損傷、堤体による取水口閉塞)
- ・保守性を持たせた入力津波の詳細検討(水位及び流速(設計外力)、敷地開口部からの溢水)
- ・津波の2次的影響に関する詳細検討(取水口・取水路の砂の堆積量・濃度、漂流物の軌跡)

※1 防波堤の耐津波設計ガイドライン、国土交通省港湾局、平成25年9月、平成27年12月一部改訂。

※2 港湾の施設の技術上の基準・同解説、日本港湾協会、平成19年。

4. 評価対象・項目及び評価手法

防波堤に係る評価対象・項目・評価手法の概要を以下に示す。

(1) 地震時の影響及び波及的影響

a. 評価対象・項目

(a) 防潮堤・貯留堰・逆流防止設備

- ・評価対象に堤体が影響を与えないこと

(b) 3号炉取水口

- ・取水口閉塞による取水性確保への影響

b. 評価手法

(a) 防潮堤・貯留堰・逆流防止設備, (b) 3号炉取水口

- ・既存の地質調査結果を踏まえた変形（沈下）量の解析的評価
- ・防波堤位置 における追加の地質調査及び室内試験による防波堤位置の砂層等の液状化性データの補強と, それを踏まえた変形（沈下）量の解析的評価
- ・地震後の堤体の変形を考慮した強度評価等による移動量の評価(解析的評価)
- ・水理模型実験による（津波による）防波堤の移動状況の実験的検証

(2) 入力津波

a. 評価項目

(a) 津波の遡上

- ・敷地における津波高さ

(b) 津波防護施設

- ・施設設計の外力評価に係る水位・流速

(c) 取水口・放水口からの津波の流入

- ・敷地内開口部からの溢水量

b. 評価手法

(a) 津波の遡上

- ・防波堤「あり」「なし」「変形（沈下）を考慮」の津波シミュレーション結果の比較による保守性を持った水位の評価

(b) 津波防護施設

- ・防波堤「あり」「なし」「変形（沈下）を考慮」の津波シミュレーション結果の比較による保守性を持った水位・流速の評価

(c) 取水口・放水口からの津波の流入

- ・管路解析による流量の評価

(3) 津波の2次的影響・漂流物の挙動予測

a. 評価対象・項目

(a) 港湾内（取水口・取水路）の砂移動

・砂の堆積量・濃度

(b) 港内外の漂流物の検討

・漂流物の軌跡

b. 評価手法

(a) 港湾内（取水口・取水路）の砂移動

・砂移動を考慮した平面2次元解析による砂移動評価

(b) 港内外の漂流物の移動

・津波シミュレーションによる軌跡評価

5. まとめ

- 泊発電所の防波堤については、基準地震動及び基準津波による影響に関して試算を行った結果に基づき、津波影響軽減施設とせず、波及的影響評価により基準適合性を説明する。
- 波及的影響、入力津波及び津波の2次的影響に関して検討を進めるとともに、防波堤に対して必要に応じて対策工事を実施することとし、十分に安全率（余裕）を保持していることを示す。
- 今後、既存の地質調査結果を踏まえた沈下量解析結果、入力津波の設定結果、解析的評価による波及的影響の検討結果及び追加の地質調査計画・結果、水理模型実験の計画・結果等について説明する。

6. 参考（泊発電所防波堤の概要）

- 泊発電所では、港内の静穏度を確保する目的で、発電所敷地前面海域に北防波堤及び南防波堤を構築している（図-1 参照）。
- 北防波堤及び南防波堤ともに、構造形式はケーソン式混成堤であり、北防波堤は、港内側に割石を腹付した補強マウンドを有する構造である。
- 北防波堤及び南防波堤が設置されている地盤は、厚く堆積した砂層である。
- 北防波堤の腹付工及び各防波堤の基礎マウンド表面には、洗掘対策として根固工及び被覆工を施工している。
- ケーソン内は、コンクリートで区画をし、砂を充填している。
- なお、基準津波による敷地前面及び3号炉取水口前の最大水位上昇量は、それぞれ12.63m及び8.47mである。

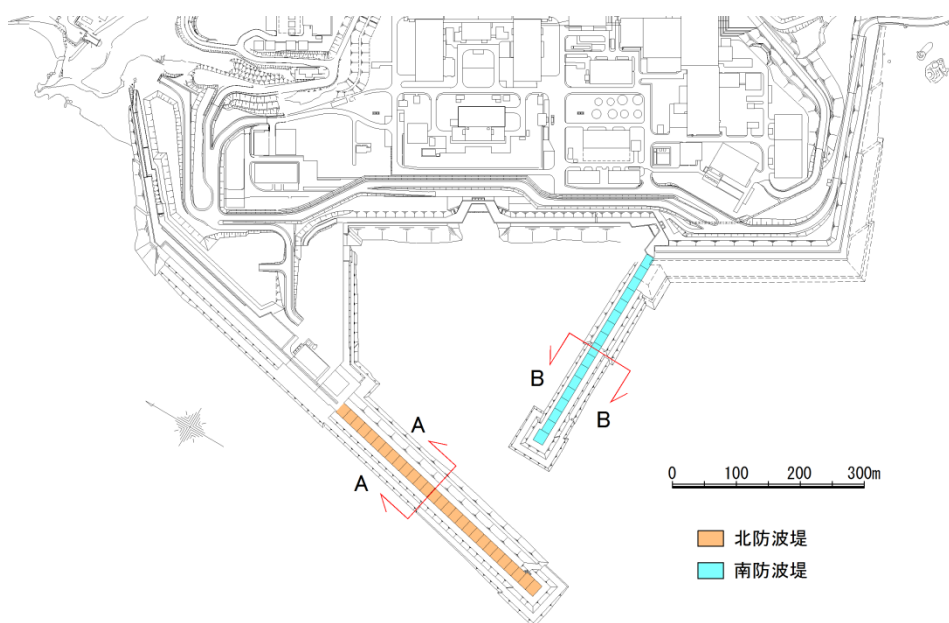


図-1 防波堤配置図

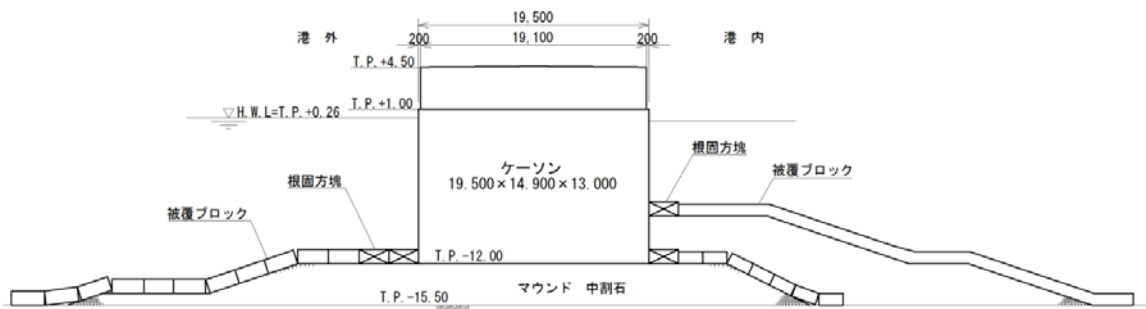


図-2 北防波堤標準断面図

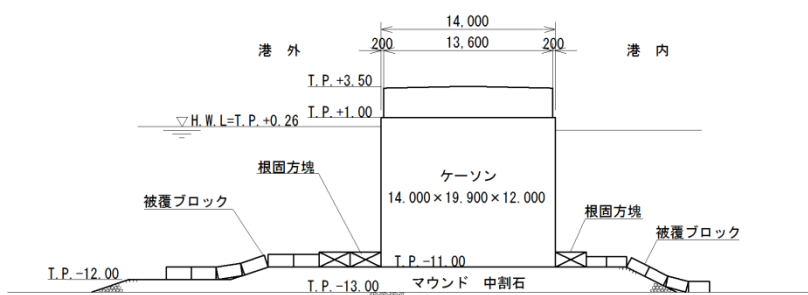


図-3 南防波堤標準断面図

表-1 防波堤構造諸元

	構造	ケーソン天端高 (m)	延長 (m)
北防波堤	ケーソン式混成堤	T. P. +4.5	422
南防波堤	ケーソン式混成堤	T. P. +3.5	340

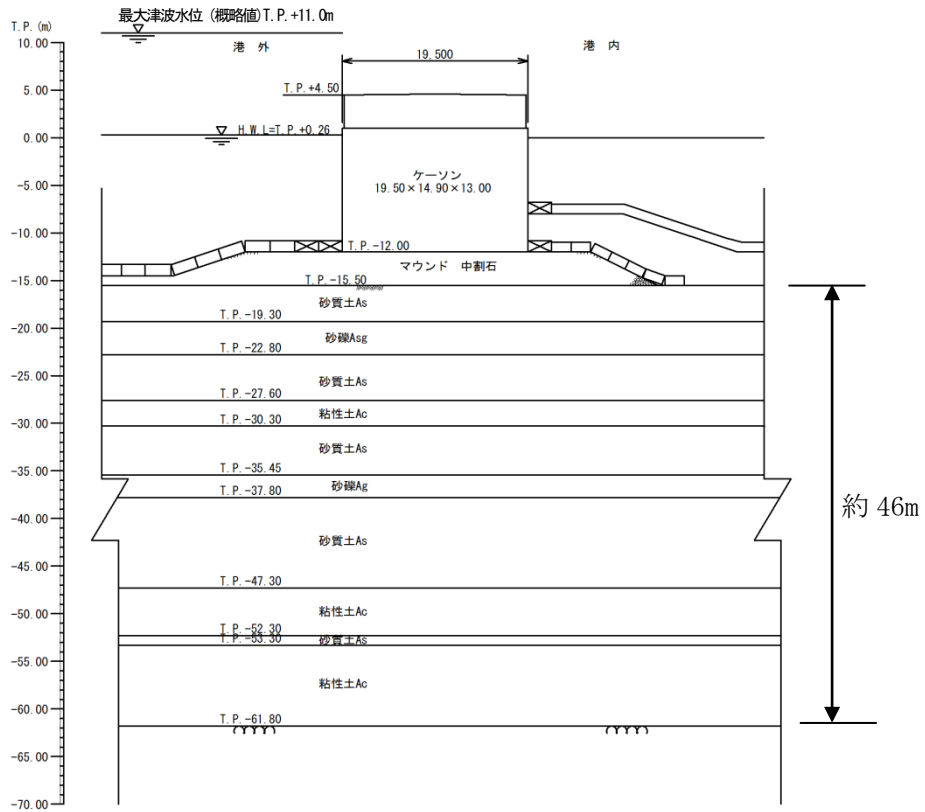


図-4 北防波堤位置土層区分図(A-A断面)

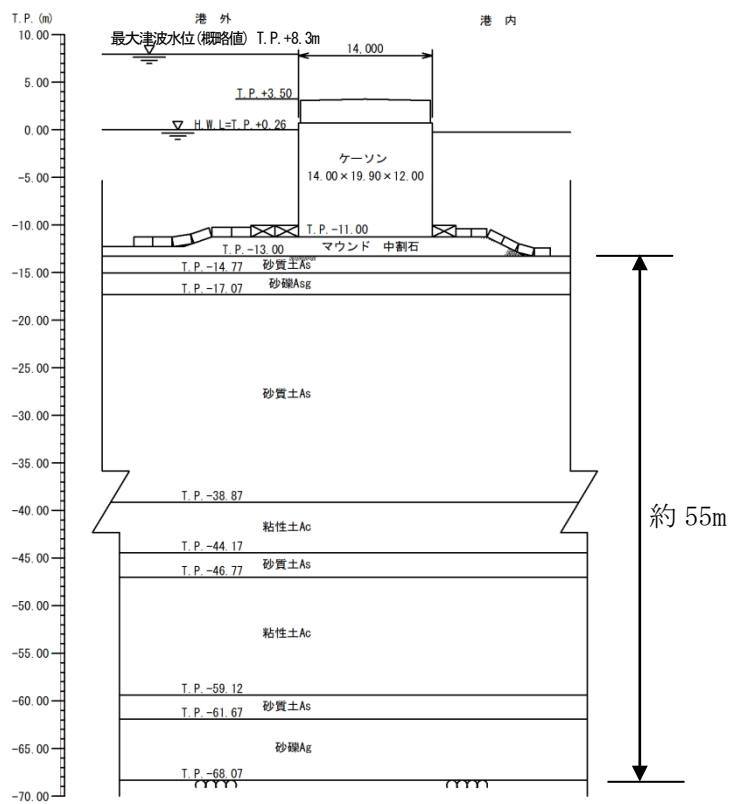


図-5 南防波堤位置土層区分図(B-B断面)

【参 考】

1. 防波堤の耐津波設計ガイドライン

東北地方太平洋沖地震に伴う津波による防波堤の被害の調査結果や震災後に実施された一連の水理模型実験結果等を総合的に検討し、粘り強い防波堤を設計するための基本的考え方を取りまとめたものである。

また、ガイドラインの適用対象施設は、「港湾の施設の技術上の基準・同解説(平成 19 年)」※に示す外郭施設としての防波堤のうち、港湾機能を維持するために津波発災直後から波浪に対して一定の港内静穏度を確保する必要がある防波堤や津波を低減する効果を期待する防波堤であるとされている。

また、その構造形式としては、主に混成堤及び消波ブロック被覆堤を対象としている。

※ 港湾の施設の技術上の基準・同解説検討委員会：港湾の施設の技術上の基準・同解説，日本港湾協会，2007.

2. 港湾の施設の技術上の基準・同解説（平成 19 年 7 月）

「港湾の施設の技術上の基準」の全面的な性能規定への移行に伴い、性能規定化の思想を設計実務に的確に反映させ、技術者が具体的な事例に対応する際の参考資料として発刊された。