

原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針の見直し等を踏まえた計装設備の安全性について

【説明概要】

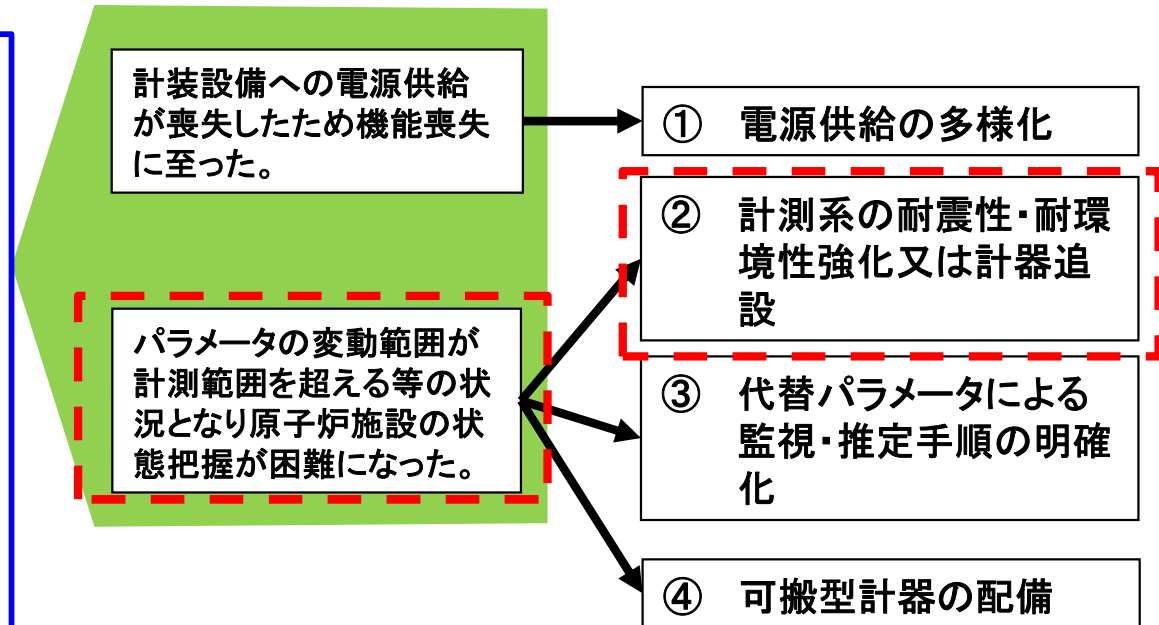
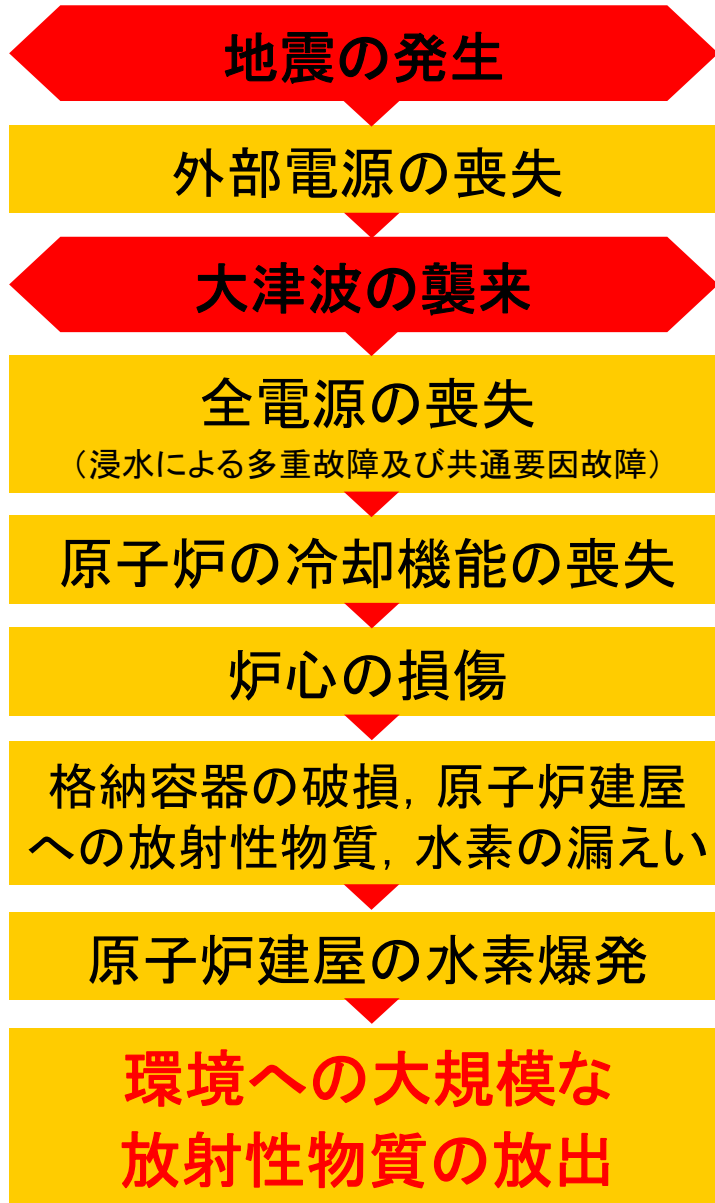
- ・福島第一原子力発電所での事故の教訓を踏まえ、耐震性・耐環境性強化や計器追設を行う。
- ・JEAG4623-2018の改定を踏まえて、設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、より厳しい評価となるACAガイドに従い長期健全性を評価している。
- ・重大事故等に対処する各設備は、重大事故等時の温度、放射線、荷重等の環境条件下で健全性を確保し、計測装置の計測範囲は予想変動範囲を包絡するよう設定している。

1. 福島第一原子力発電所事故の教訓(1/3)

【1F事故の推移】

【事故の教訓】

【対応方針】



1. 福島第一原子力発電所事故の教訓(2/3)

<福島第一原子力発電所の事故の推移と教訓(計装設備に関して)>

- ① 地震により外部電源が喪失したが、非常用ディーゼル発電機が設計どおりに作動し、交流電源*1、直流電源*2とも確保 ⇒計装設備は機能維持
- ② その後の想定を超える津波襲来による冷却用海水ポンプ*3の被水や蓄電池や配電盤の冠水により交流電源、直流電源ともに喪失 ⇒計装設備の機能喪失→持ち込んだバッテリーを接続し計測するが監視計器は限定的
- ③ シビアアクシデント(炉心損傷・放射性物質放出等)の進展による環境悪化や計測範囲の超過により測定できない計器が発生 ⇒代替パラメータや他のパラメータによる推定手段の整備が不十分



計装設備に関する事故の教訓

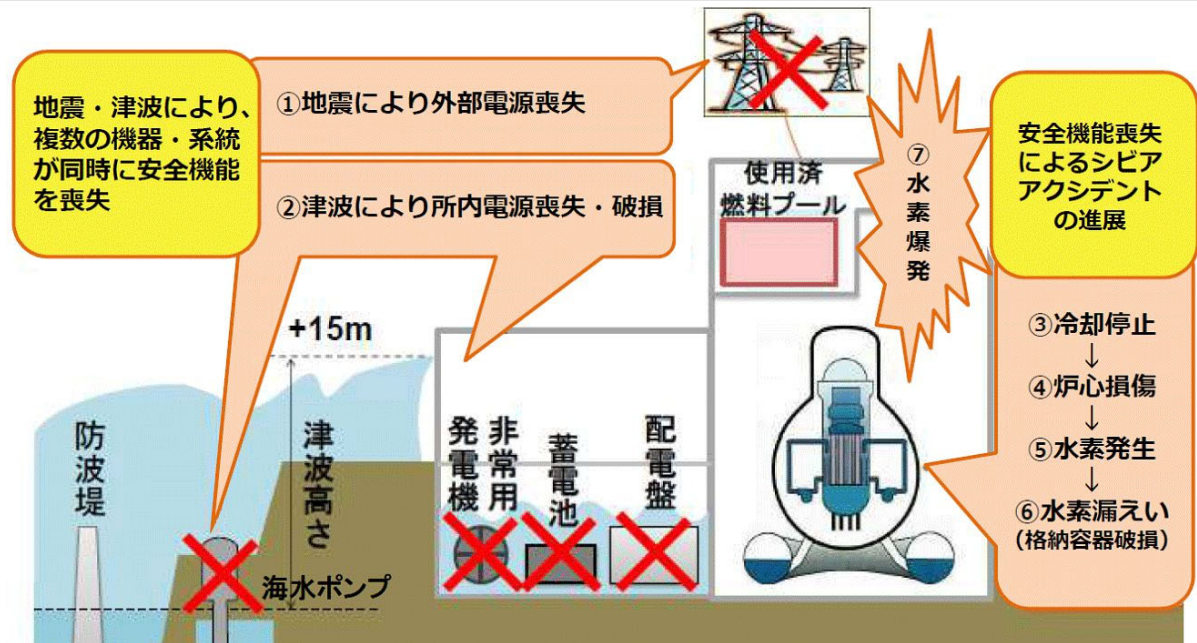
*1 交流電源 : 主にポンプモータの駆動等に用いる電源
 *2 直流電源 : 主にプラントの状態監視・制御に用いる電源
 *3 海水ポンプ: 非常用ディーゼル発電機を冷却するためのポンプ

◆外部事象による共通原因故障に係る脆弱性を克服する観点から電源の多様性が図られていなかった。
 また、交流電源が復帰する前に直流電源が枯渇した。

◆計測設備の仕様がシビアアクシデント時の厳しい環境条件やパラメータの変動範囲を考慮した仕様になっていなかった。

◆当該パラメータの計測ができない場合に代替パラメータによりプラント状態を監視・推定する手順が十分に整備されていなかった。

● 福島第一原発事故では地震や津波により、複数の機器・システムが同時に安全機能を喪失
 ● さらに、その後のシビアアクシデントの進展を食い止めることができなかった



1. 福島第一原子力発電所事故の教訓(3/3)

＜福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた計装設備に係る対応方針＞

計装設備に関する事故の教訓

◆電源の多様性が図られていなかった。
また、交流電源が復帰する前に直流電源が枯渇した。

非常用ディーゼル発電機が機能喪失した場合を想定し、常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車等を設置することにより、電源を多様化する。

代替交流電源の復旧まで電源(直流)の供給を行えるよう、蓄電池の容量を増加する。
(第8回「電源設備」にて説明済。)

◆シビアアクシデント時の環境条件や変動範囲を考慮した仕様になっていなかった。

重大事故等対処時に監視が必要なパラメータの計測が行えるよう、計器設置場所の環境条件やパラメータの予想変動範囲を評価し、耐震性・耐環境性強化や計器追設を行う。

◆代替パラメータによる監視や状態推定の手順の整備が不十分であった。

代替パラメータによる推定の流れと手順の優先順位を明確にする。

さらに、

代替電源の喪失等、不測の事態を想定し、乾電池を電源とする可搬型計測器を配備する。

2. 計装設備の主要な変更

計装設備の主要な変更

対応方針	従来の方策	新たな対策
① 電源供給の多様化	<ul style="list-style-type: none"> ● 非常用所内電源又は直流電源(無停電電源装置を含む)による給電 	<ul style="list-style-type: none"> ● 左記に加えて、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備による給電を追加
② 計装系の耐震性・耐環境性強化又は計器追設	<ul style="list-style-type: none"> ● 設計基準事故時の予想変動範囲、耐震性・耐環境性を満足する計装系を設置 	<ul style="list-style-type: none"> ● 重大事故等時の予想変動範囲、耐震性・耐環境性が左記を上回るものについて、耐震性・耐環境性強化又は計器追設 ● 重大事故等時対処設備の設置に伴い新たに計測が必要な計装系を追加
③ 代替パラメータによる推定手順の明確化	—	<ul style="list-style-type: none"> ● 計器故障時等に代替パラメータにより原子炉施設の状態を把握又は推定する手段と優先順位を明確化
④ 可搬型計器の配備	—	<ul style="list-style-type: none"> ● 計器電源が全て喪失した場合に備え、乾電池を電源とした可搬型計測器を配備(測定値と換算表により対象パラメータを計測)

尚、上記項目については、第11回「事故対応基盤について(計装設備にへの対応)」にて説明済み。

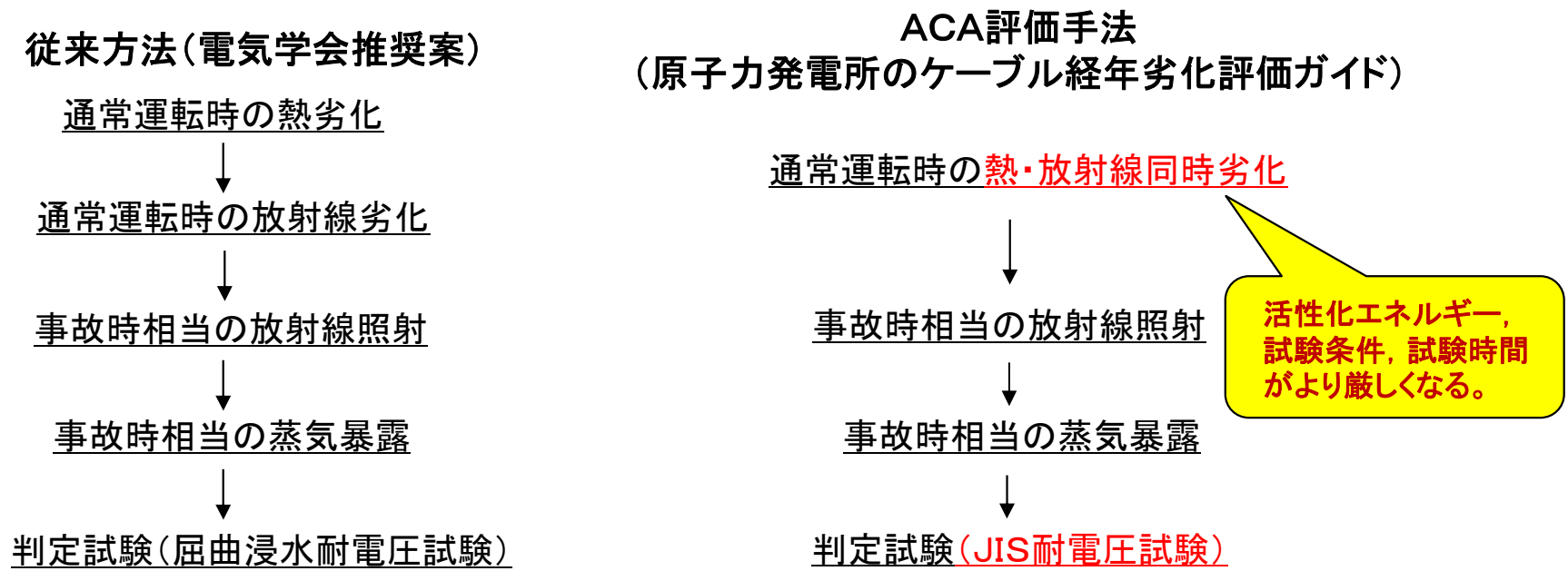
3. 電気・計装品の耐環境性能の検証に関する対応(1/3)

○原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(JEAG4623-2018)の主な改定内容

- 電気ケーブルに対して、**原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(平成26年2月 JNES-RE-2013-2049)**を用いてもよいこと、最終機能試験には、原則としてケーブル線種ごとに定められている最新版のJIS規格を適用することが追記された。

JNES-RE-2013-2049 原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド
 ケーブルについて、**より実機に近い経年劣化を模擬した**耐環境性能検証について、考慮すべき事項や推奨される方法についてまとめたもの

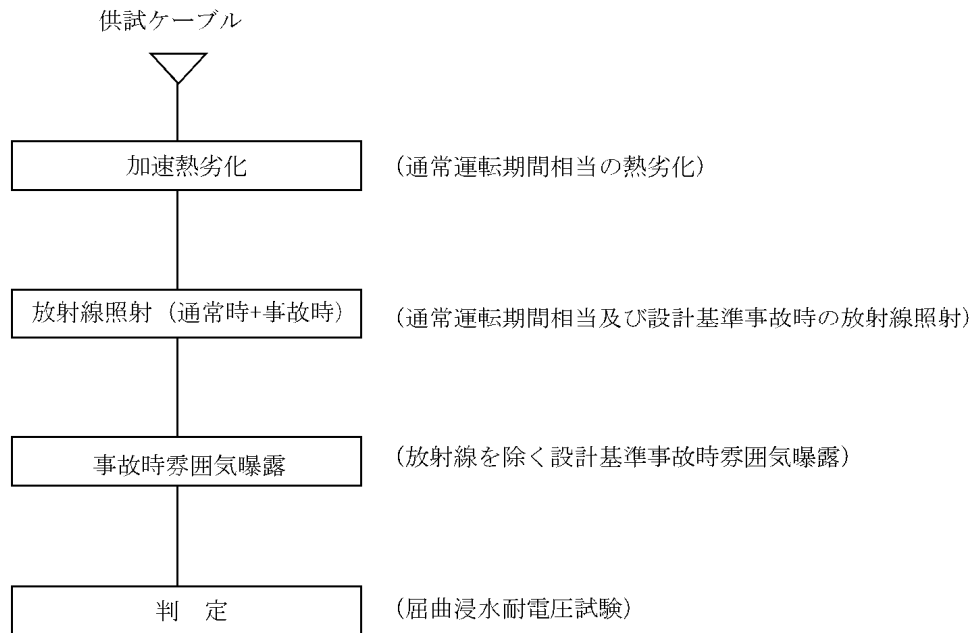
- ACA評価手法の方が実環境を模擬できており、**従前手法よりACAの方が劣化が加速**される。
- そのため、従来手法に比べて**ACA評価手法ではケーブル寿命が短命に評価される傾向**となる。



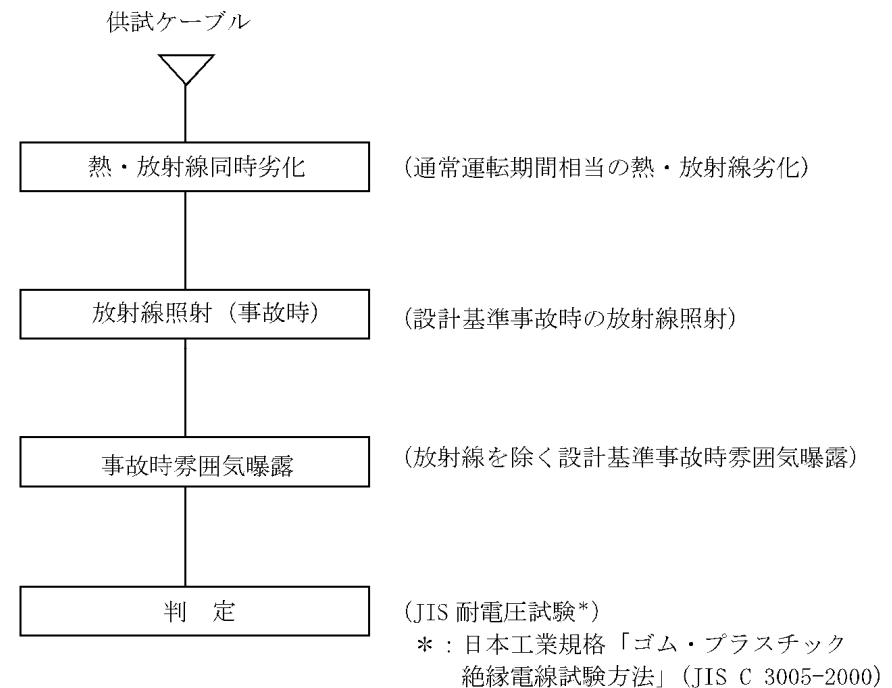
3. 電気・計装品の耐環境性能の検証に関する対応(2/3)

- 設計基準事故時雰囲気内で機能要求があるケーブルについては、**電気学会推奨案及びACAガイドの両試験にて以下の試験手順・環境条件で評価を行い、いずれの試験に対しても必要な性能を確保していることを確認している。**

【CVケーブルの例】



試験手順(電気学会推奨案)



試験手順(ACAガイド)

3. 電気・計装品の耐環境性能の検証に関する対応(3/3)



試験条件(電気学会推奨案)

	試験条件	説明
加速熱劣化	135℃×149 時間	原子炉格納容器外の周囲最高温度 40℃では、60 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射 (通常時 事故時)	放射線照射線量 : 760 kGy	東海第二で想定される線量 約 7.1 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に設計基準事故時の最大積算値約 7.0 kGy を加えた線量) を包絡する。 また、東海第二で想定される線量 約 101 kGy (60 年間の通常運転期間相当の線量 約 80 Gy に重大事故等時の最大積算値約 100 kGy を加えた線量) を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171℃ 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 25 時間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 100℃, 最高圧力 0.001744 MPa 及び重大事故等時の最高温度 100℃, 最高圧力 0.0069 MPa を包絡する。

試験条件(ACAガイド)

	試験条件	説明
熱・放射線同時劣化	100℃-89.3 Gy/h-805 時間	「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書 (JNES-SS-0903)」(以下、「ACA 研究」という)の試験結果をもとに時間依存データの重ね合わせ手法を用いて東海第二の原子炉格納容器外の環境条件に展開し評価した結果、60 年間の通常運転期間を包絡する。
放射線照射 (事故時)	放射線照射線量 : 260 kGy	東海第二で想定される設計基準事故時の最大積算値約 7.0 kGy を包絡する。
事故時雰囲気曝露	最高温度 : 171℃ 最高圧力 : 0.427 MPa 曝露時間 : 13 日間	東海第二における設計基準事故時の最高温度 100℃, 最高圧力 0.001744 MPa を包絡する。

試験結果(電気学会推奨案)

項目	試験手順	判定基準	結果
屈曲浸水耐電圧試験	① 直線状に試料を伸ばした後、試料外径 (14.5 mm) の約 40 倍のマンドレルに巻きつける。 ② ①の両端部以外を常温の水中に浸し 1 時間以上放置する。 ③ ②の状態、公称絶縁体厚さに対し交流電圧 3.2 kV/mm を 5 分間印加する。	絶縁破壊しないこと。	良

[出典 : メーカーデータ]

試験結果(ACAガイド)

項目	試験手順	判定基準	結果
JIS 耐電圧試験	AC 1,500 V-1 分間	絶縁破壊しないこと。	良

[出典 : 原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書 (JNES-SS-0903)]

4. 計装設備の裕度について(1/3)

○重大事故等時の環境条件における機器の健全性の確保について

- 基準地震動による地震力に対して、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
- 重大事故等時の温度、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、その設置場所(使用場所)又は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。
- 原子炉格納容器内を代表として、一律で設定する重大事故等対処設備の設置エリアに対する環境条件と考慮事項を示す。

No	重大事故等対処設備の設置エリア	環境条件		考慮事項
1	原子炉格納容器内	圧力	・原則 0.62 MPa[gage]	・PCV限界圧力を設定
		温度・湿度	・原則 200 °C (最高 235 °C) ・原則 100 % (蒸気)	・200°Cは、PCVバウンダリ許容温度を設定 ・235°Cは、有効性評価における原子炉格納容器気相部の最高温度を設定
		放射線	・原則 640 kGy/7 日間	・PCV内の空間線量への寄与が大きい希ガス、よう素、セシウムについては、RPVからPCVに全量放出されている状態を保守的に想定する等し、半球中心における線量評価結果(サブマージョンモデル)を設定 D/W最大 540 kGy/7 日間 S/C最大 640 kGy/7 日間

PCV: 原子炉格納容器

RPV: 原子炉圧力容器

D/W: 原子炉格納容器上部

S/C: 原子炉格納容器下部(圧力抑制室)

4. 計装設備の裕度について(2/3)

○重大事故等時を考慮した計測装置の計測範囲について

- 計装装置の計測範囲は、通常運転時から設計基準事故時及び重大事故等時に至った際のプラント状態に応じたパラメータの各予想変動範囲を十分包絡するように設定している。

以下に、計測範囲の設定に関する考え方の一例を示す。

パラメータ変動包絡例

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故時 ^{※1}		
				炉心損傷前		炉心損傷後
原子炉圧力	0~10.5MPa [gage]					
原子炉圧力 (SA)	0~10.5MPa [gage]					

4. 計装設備の裕度について(3/3)

○重大事故等時を考慮した計測装置の計測範囲について

パラメータ新規追加例

名称	計測範囲	プラントの状態 ^{※1} と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		通常運転時 ^{※1}	設計基準事故時 ^{※1} (運転時の異常な過渡変化時を含む)	重大事故時 ^{※1}		
				炉心損傷前	炉心損傷後	
格納容器下部水温						

※1 プラント状態の定義は、以下のとおり。

- ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。
- ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。
- ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は稀であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。
- ・重大事故時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。

【論点No.107】

原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針の見直し等を踏まえた計装設備の安全性について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.99

電気協会の電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針については、ポスト福島の数々の研究成果や、国が行った試験の成果等を盛り込んだ改定の審議がなされたところだが、東海第二発電所の計装設備の検討で用いた技術基準は、ポスト福島の結果は十分盛り込まれているのか。最新の技術的な知見を反映して検討すること。

No.100

計装設備に関し、対策後の各種計装の耐環境性や測定範囲は、シビアアクシデント時に想定される最も厳しい環境や計測が必要な範囲に対して、どの程度の裕度があるのか、設計の方針を説明すること。

重大事故等対策における計装設備の信頼性について

【説明概要】

- ・原子炉水位の計測は、既設の水位計又はシビアアクシデントに対応した新設の水位計により、複数のチャンネルや多重性を有している。さらに、万一、水位が直接測定できない場合でも、性質の異なる水位・満水の推定方法にて代替監視が可能
- ・原子炉水位計の電源は、交流電源が喪失しても、125V蓄電池A系又はB系、更に緊急用直流125V蓄電池より給電可能な設計としている。さらに、不測の事態により、計測に必要な直流電源まで喪失に至った場合でも、可搬型計測器を用いて水位の監視が可能

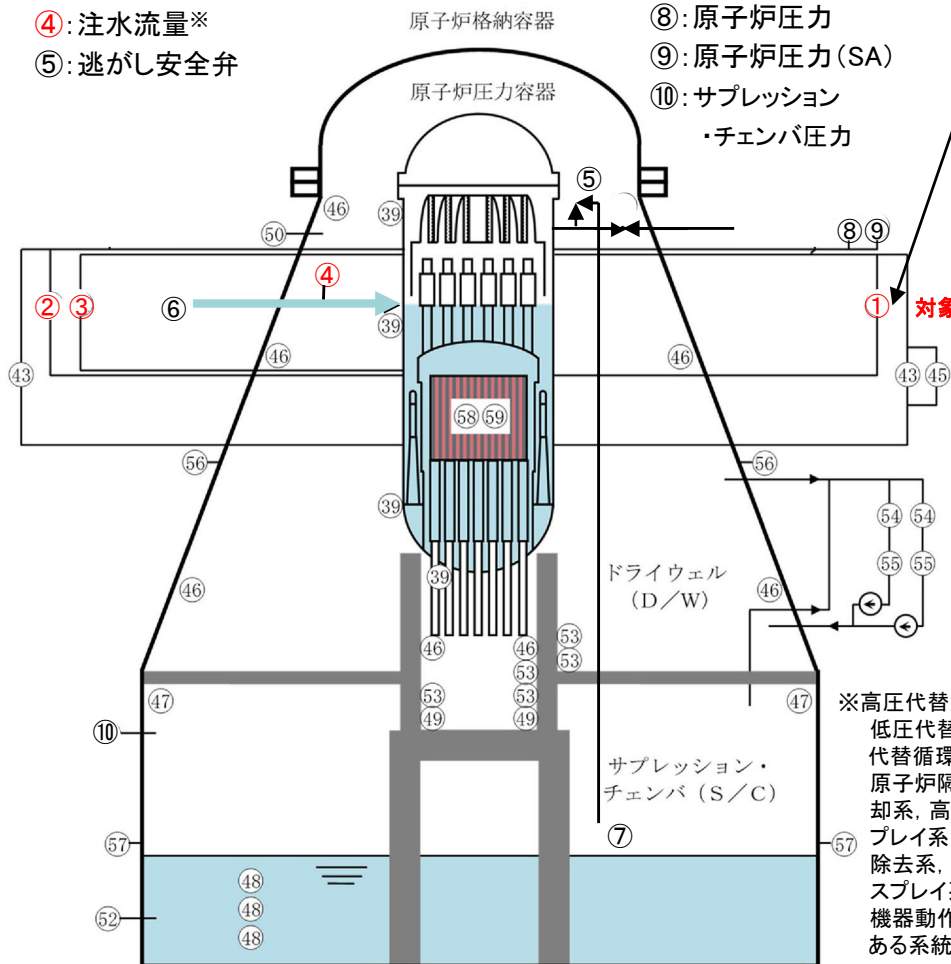
1. 原子炉水位計による水位の計測について(1/2)

○原子炉水位の計測は、既設の水位計又はシビアアクシデントに対応した新設の水位計により、複数のチャンネルや多重性を有している。さらに、万一、水位が直接測定できない場合でも、性質の異なる水位・満水の推定方法にて代替監視が可能である。

○原子炉水位計(広帯域)が故障した場合の代替の水位監視の手段及び水位の推定方法を一例として示す。

- ①②: 原子炉水位(広帯域)
- ③: 原子炉水位(SA広帯域)
- ④: 注水流量※
- ⑤: 逃がし安全弁

- ⑥: 原子炉圧力容器への注水
- ⑦: 逃がし安全弁からの排水
- ⑧: 原子炉圧力
- ⑨: 原子炉圧力(SA)
- ⑩: サプレッション・チェンバ圧力



※高圧代替注水系、
低圧代替注水、
代替循環冷却系、
原子炉隔離時冷却系、
高圧炉心スプレイ系、
残留熱除去系、
低圧炉心スプレイ系のうち
機器動作状態にある
系統の流量

推定手順と優先順位

1. 原子炉水位(広帯域)①(対象パラメータ)の監視
- 故障等
2. 原子炉水位(広帯域)②による監視 **他チャンネル監視**
- 故障等
3. 原子炉水位(SA広帯域)③による監視 **新設水位計監視(多重性)**

故障等

4. 原子炉圧力容器への注水流量④※により、崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 **水位推定(多様性)**

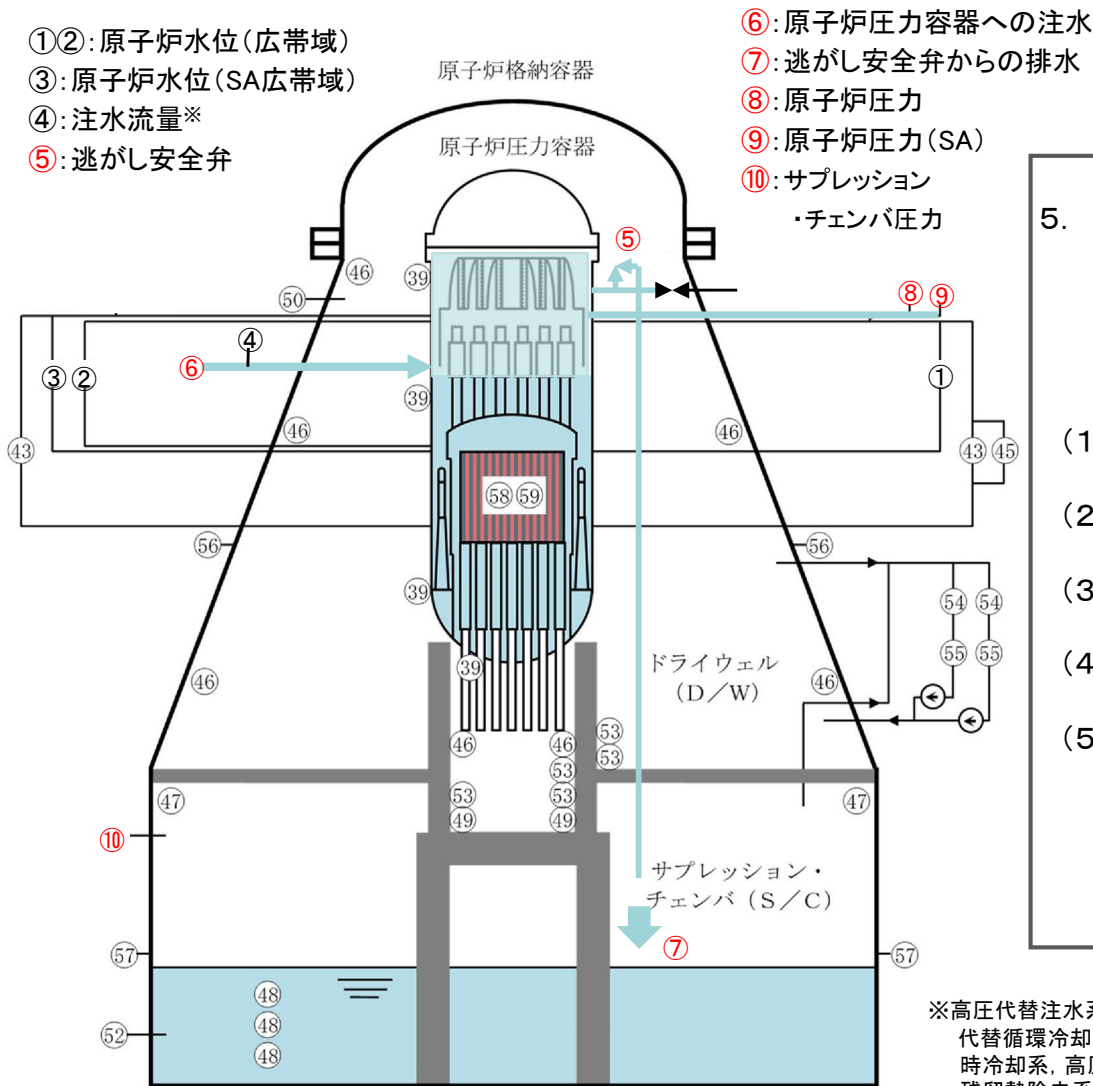


故障等

5. 原子炉圧力又は原子炉圧力(SA)とサプレッション・チェンバ圧力の圧力差(差圧)から原子炉圧力容器の満水を推定(炉心冷却状態を確認) **満水の推定(多様性)**
⇒次シートにて説明

1. 原子炉水位計による水位の計測について(2/2)

○満水の推定方法



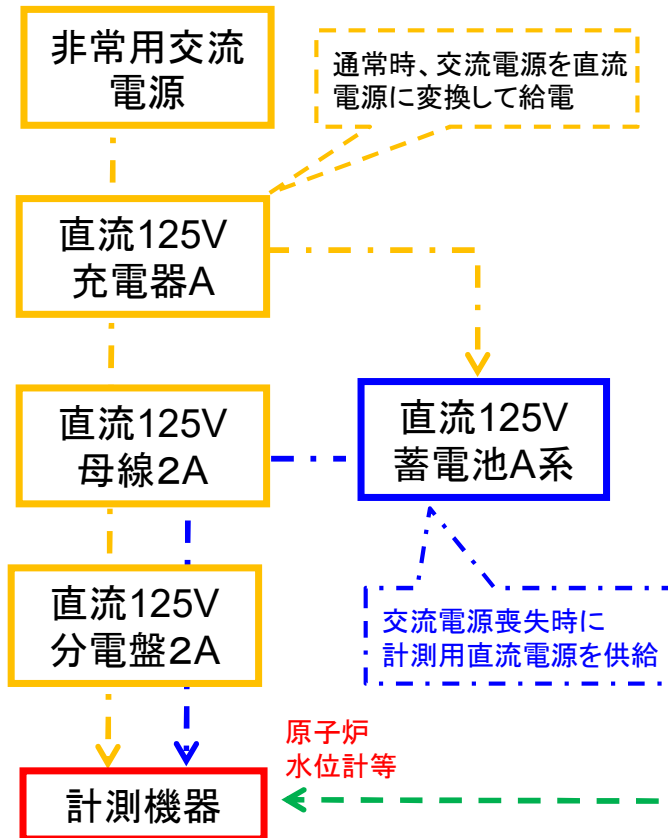
5. 原子炉圧力又は原子炉圧力 (SA) とサプレッション・チェンバ圧力の圧力差 (差圧) から原子炉压力容器の満水を推定 (炉心冷却状態を確認)
- (1) 逃がし安全弁⑤が開状態である
 - (2) 原子炉压力容器への注水⑥を継続
 - (3) 逃がし安全弁⑤から蒸気ではなく水が流出する⑦
 - (4) 原子炉压力容器内の圧力⑧⑨が上昇する
 - (5) 原子炉圧力⑧又は原子炉圧力 (SA) ⑨とサプレッション・チェンバ圧力⑩の圧力差 (差圧) が発生し、差圧が一定値以上であれば原子炉压力容器は満水と推定

※高圧代替注水系、低圧代替注水、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系のうち機器動作状態にある系統の流量

2. 原子炉水位計の電源について(1/2)

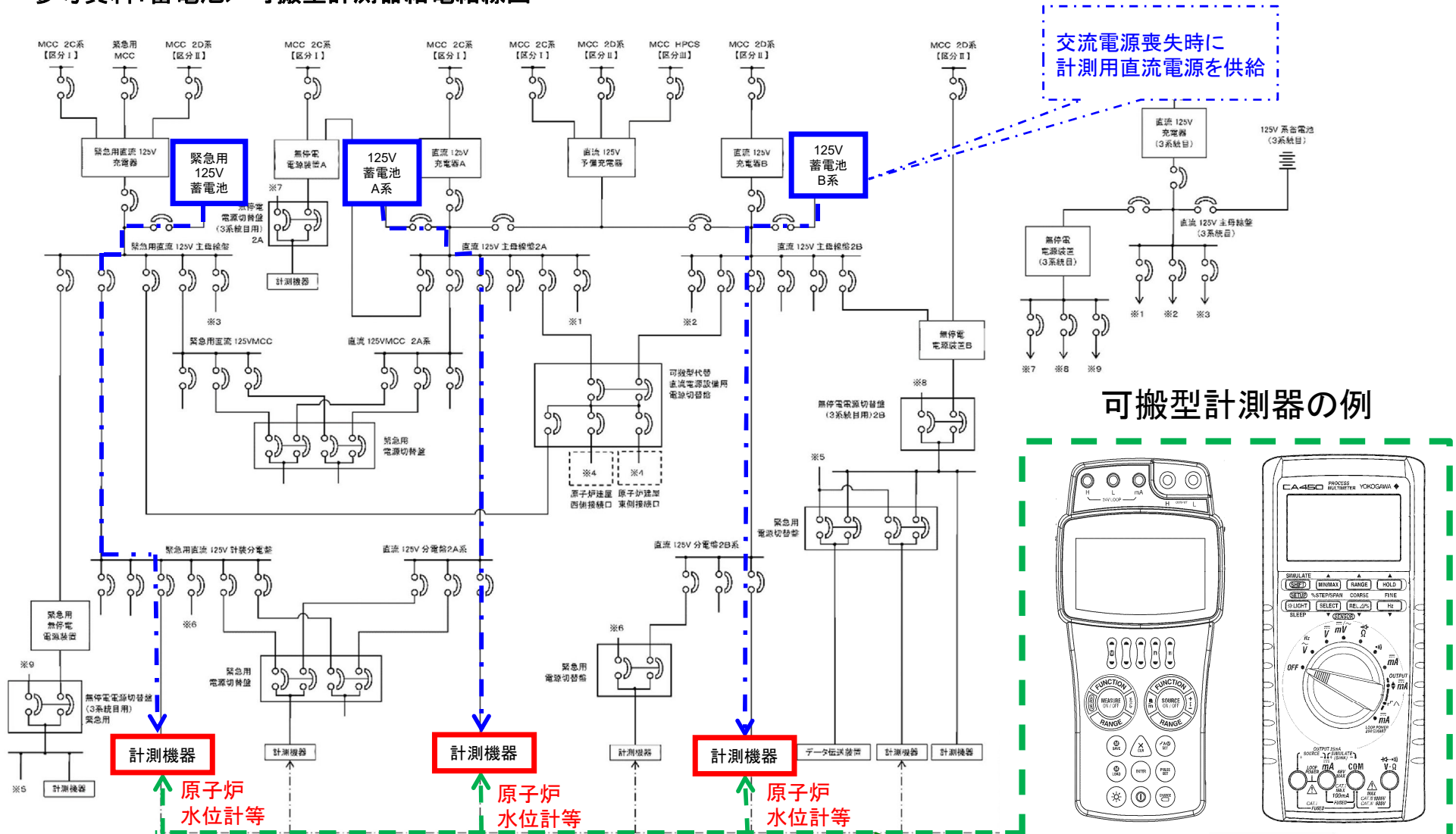
- 原子炉水位計の電源は、所内の交流電源を変換した直流電源系から給電される。仮に、全交流電源喪失等により、上流側の交流電源が喪失しても、直流125V蓄電池A系又はB系、更に緊急用直流125V蓄電池より、計測用の直流電源を給電可能な設計としている。これらの対応により、継続的に原子炉水位の監視が可能である。
- さらに、不測の事態により、計測に必要な直流電源まで喪失に至った場合でも、乾電池を電源とする可搬型計測器を用いて水位の監視が可能である。

代表でA系を記載



2. 原子炉水位計の電源について(2/2)

参考資料: 蓄電池／可搬型計測器給電結線図



【論点No.121】

重大事故等対策における計装設備の信頼性について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.963

・事故・故障発生時の発電所の非常時対応に関する意見

1原子炉の水位計で原理的に同じの水位計を使用する事は福島事故の反省がないと思います。水位計の数を増やす事では課題解決にはなりません。

No.1210

さらに、スクラム時にはそれを確実にするために保護系母線を断つ設計となっていることから、この保護系母線に接続されている広帯域水位計も電源を断たれてスクラム後の広帯域水位は計測できない状態となり、スクラム後の原子炉水位を測るためには水位計への電源を「手動」でつなぎ直すのが手順になっていると日本原電は説明している。スクラムすると原子炉水位が測れなくなり、その都度手動で電源をつなぎ直すのが通常の手順などという設計があり得るのかという疑いは残されたままであり、水位計を増やせばよいという問題ではない。審査においても被災経験のプラントであることを考慮して審査したと言うが、こうした設計上の問題について健全性を維持できるのかの審査が行われた形跡はないまま変更許可がされており再審査が求められる。

以上のように、バックフィット制度が設けられ、設置変更許可においてさえ現在の水準からの体系的な再評価が必要であるにもかかわらず、設計の旧さによる構造的脆弱性の検討・審査が行わなわれないことは、「規制自身が旧態依然で陳腐化している」ことを示すものであり、茨城県としてはどのように考えているのか見解をお聞きしたい。

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.121】

重大事故等対策における計装設備の信頼性について

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.799

住民説明会に出て、原子力規制委員会からの説明を聞いていると、会社(日本原電)の申請を鵜のみにして合格させたように思えてならない。厳しい意見は出なかったのか? 全員賛成とは解せない。かえってあやしい。規制委は本当に住民の安全を第一に考えているのか。疑問を持った。

東海第二原発は、老朽化に加えて2011年3月11日の巨大地震で被災し、津波もかぶり電源喪失している。1つだけ発電機が動いてかろうじて重大事故を免れたと聞いている。非常に危なかった。もし、全電源が喪失していたらと考えると恐ろしい。私たちは今ここ(茨城県)には住んでいないだろう。

そこで3点具体的に事故未然防止策をあげてみたい。1つは、原子炉内の水位計の設計を見直すべきだ。2011年3月11日の大地震では水位計の電源も喪失したために温度の上昇が1時間も続き、発生した蒸気を大気中に放出する事故がおきた。緊急停止と共に水位計の電源が遮断されるという設計を見直すべきだ。

P.4~5

重大事故等対処設備の重要度の考え方について

【説明概要】

重大事故等対処設備については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」において「重大事故等クラス」が規定されており、既設時からの区分のクラスアップ※や条件アップ※を考慮した技術基準に基づく材料設計・強度評価を行っている。また、重大事故等対処設備は保安規定にて保全計画を策定することとしている。

※該当しない設備もある。

重大事故等対処設備の重要度の区分

○重大事故等対処設備(以下「SA設備」という。)の区分

➤SA設備の材料及び構造等の区分

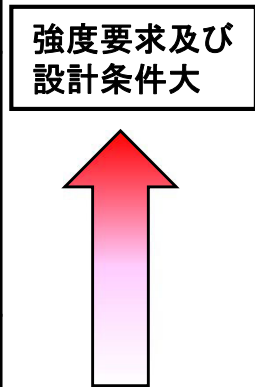
- ・実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則(以下「技術基準規則」という。)の解釈では、規定に適合する**材料及び構造は、JSME※の規定・要件によること**としている。〈表1参照〉

注)施設時にJSMEが適用されていない設備については、施設時に適用された規格
 (「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)」等)による。

※日本機械学会の『発電用原子力設備規格 設計・建設規格JSME S NC1-2005等』

表1. 材料及び構造による重大事故等クラスの区分 <DB設備の区分は別紙1参照>

材料及び構造によるSA設備クラス	技術基準規則によるSA設備クラス区分の定義	設計条件等	JSMEクラス
重大事故等クラス1	重大事故等対処設備のうち 特定重大事故等対処施設 に属する容器, 管, ポンプ又は弁	特重時の環境条件(大型航空機の衝突その他テロリズム等含む)及び一定程度の裕度を確保	クラス2 (クラス1)
重大事故等クラス2	重大事故等対処設備のうち 常設のもの に属する容器, 管, ポンプ又は弁(特定重大事故等対処施設を除く)	SA事象時の環境条件(温度, 放射線, 荷重)	
重大事故等クラス3	可搬型重大事故等対処設備 に属する容器, 管, ポンプ又は弁	SA事象時の環境条件にて, JSMEによる評価または完成品においては一般産業品の規格及び基準が妥当と確認されたもので評価	クラス3



- ・SA設備は、**材料及び構造による既設時からの区分のクラスアップ※1**、**条件アップ※2**及び**耐震重要度分類Sクラス※3**としての評価により、SA時においても、**必要な機能が損なわれるおそれがないよう設計を行っている。**

※1 既設時の区分が同じまたは上位は除く

※2 SA事象時の条件が設計基準事故時の条件に包絡されていない場合

※3 全体的な変形を弾性域に抑え、延性破断や座屈を生じない設計 <耐震上の区分は別紙2参照>

- ・保安規定にて保全プログラム(保全計画)を策定し**保全及び有効性評価等を行うこと**としている。

<保全計画の詳細は別紙3参照>

<別紙1>DB設備クラスについて

○技術基準規則の解釈におけるDB設備の機器クラスとJSMEにおける機器クラスの比較

材料及び構造区分	技術基準 第二条 DB設備のクラス区分定義	JSMEにおける定義
クラス1	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する容器、管、ポンプ又は弁をいう。 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器をいう。
クラス2	<ul style="list-style-type: none"> イ 設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉を安全に停止するため又は発電用原子炉施設の安全を確保するために必要な設備であって、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器(放射線管理施設又は原子炉格納施設(非常用ガス処理設備に限る。)に属するダクトにあっては、原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る。) ロ 蒸気タービンを駆動させることを主たる目的とする流体(蒸気及び給水をいう。)が循環する回路に係る設備に属する機器であって、クラス1機器(クラス1容器、クラス1管、クラス1ポンプ又はクラス1弁をいう。以下同じ。)の下流側に位置する蒸気系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの及びクラス1機器の上流側に位置する給水系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの ハイ及びビロに掲げる機器以外の機器であって、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの 	<ul style="list-style-type: none"> a) 原子炉を安全に停止するために必要な設備または非常時に安全を確保するために必要な設備であって、その故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器(放射線管理設備に属するダクトにあっては原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る) b) タービンを駆動させることを主たる目的とする流体が循環する回路に係る設備に属する機器であって、クラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの c) a)およびb)に掲げる機器以外の機器であって原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁または外側隔離弁までのもの
クラス3	<ul style="list-style-type: none"> それぞれクラス1機器、クラス2機器(クラス2容器、クラス2管、クラス2ポンプ又はクラス2弁をいう。以下同じ。)、原子炉格納容器及び放射線管理施設若しくは原子炉格納施設(非常用ガス処理設備に限る。)に属するダクト以外の設計基準対象施設に属する容器又は管(内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル(流体が液体の場合にあっては、三十七キロベクレル毎立方センチメートル)以上の管又は最高使用圧力が零メガパスカルを超える管に限る。)をいう。 	<ul style="list-style-type: none"> a) クラス1機器、クラスMC容器※、クラス2機器および放射線管理設備に属するダクト以外の容器および管(内包する流体の放射性物質の濃度37 mBq/cm³(流体が液体の場合にあっては、37 kBq/cm³)以上の管または最高使用圧力0 MPaを超える管に限る。)*クラスMCの該当は原子炉格納容器のみため記載省略 b) 原子炉を安全に停止するためまたは非常時に安全を確保するために必要な設備を二次的に冷却するために設けられているポンプ及び弁、またはこれに準ずる機能を果たすために設けられているポンプおよび弁 c) b)に掲げる機器以外のポンプおよび弁であって、使用済み燃料貯蔵設備を冷却するために設けられているポンプおよび弁、またはこれに準ずる機能を果たすために設けられているポンプおよび弁 d) b)およびc)に掲げる機器以外のポンプおよび弁であって、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する系統のうち、2つの弁(通常時閉あるいは自動閉可能)により原子炉冷却材圧力バウンダリから隔離できる範囲に属するポンプおよび弁(なお、この場合において、上位のクラスに属するものおよび第3の弁により隔離可能な範囲に属するものは除く)
クラス4	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理施設又は原子炉格納施設(非常用ガス処理設備に限る。)に属するダクトであって、内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル以上のもの(クラス2管に属する部分を除く。)をいう。 	<ul style="list-style-type: none"> 放射線管理施設に属するダクトであって内包する流体の放射性物質の濃度が37 mBq/cm³以上のもの(クラス2配管に属する部分を除く)

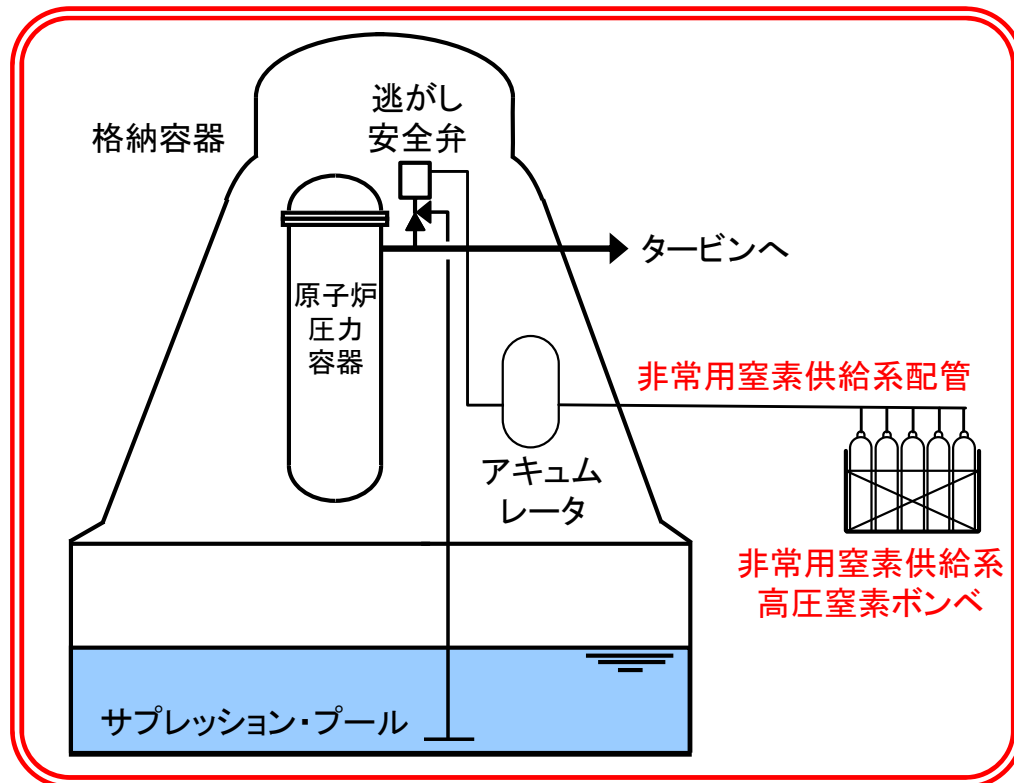
➤上記比較より、DB設備における技術基準とJSMEの機器クラスは同等である。



- 重大事故等対処設備は、要求される機能に応じて、**重大事故等の発生を防止する機能を有する設備**(重大事故防止設備)、又は**事故の拡大を防止しまたその影響を緩和するための設備**(重大事故緩和設備)に区分し、さらに設置方法により**常設**、**可搬**に区分される。
- これら設備区分に応じ耐震評価に適用する設計用地震力は下表のとおりとなる。

設備区分		該当する施設 (設備, 機能の例)	設計用地震力
重大事故 防止設備	常設耐震重要 重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち 常設 のものであって、重大事故等時において 耐震Sクラス に属する設備の機能を代替するもの (代替制御棒挿入機能, 高圧代替注水系による原子炉注水)	基準地震動 S_s による地震力
	常設耐震重要重大事故防止施設以外の 常設 重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち 常設 のものであって、重大事故等時において 耐震Bクラス及び耐震Cクラス に属する設備の機能を代替するもの (使用済燃料プール水位・温度監視設備(主要監視設備の代替機能))	代替する設備の耐震クラス(Bクラス又はCクラス)に対する地震力 ・Bクラスを代替する設備: $2.4C_i^*$ ・Cクラスを代替する設備: $1.2C_i$ *: 共振する可能性がある設備: $S_d \times 1/2$
	可搬型 重大事故防止設備	重大事故防止設備のうち 可搬型 のもの (可搬型代替注水中型/大型ポンプ, 可搬型代替低圧電源装置)	基準地震動 S_s による地震力
	常設耐震重要重大事故防止設備及び可搬型重大事故防止設備が設置される 重大事故等対処施設	常設耐震重要重大事故防止設備及び可搬型重大事故防止設備が設置される 建物・構築物及び土木構造物 (原子炉建屋)	基準地震動 S_s による地震力
重大事故 緩和設備	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 (格納容器圧力逃がし装置)	基準地震動 S_s による地震力
	可搬型 重大事故緩和設備	重大事故緩和設備のうち 可搬型 のもの	基準地震動 S_s による地震力
	常設重大事故緩和設備及び可搬型重大事故緩和設備が設置される 重大事故等対処施設	常設重大事故緩和設備及び可搬型重大事故緩和設備が設置される 建物・構築物及び土木構造物	基準地震動 S_s による地震力

原子炉建屋



- 非常用窒素供給設備*のうち、非常用窒素供給系配管は「常設耐震重要重大事故防止設備」に、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベは「可搬型重大事故防止設備」に該当するため、いずれも基準地震動 S_s による地震力を用いた評価を行い、発生値が許容値に収まることを確認している。
- また、これら設備が設置される原子炉建屋についても、「常設耐震重要重大事故防止設備等」が設置される建物として基準地震動による地震力により発生値が許容値に収まることを確認している。

* 減圧手段の強化の一つとして、逃がし安全弁に動作に必要な窒素が喪失した場合でも、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベにより、逃がし安全弁に窒素を供給することで、逃がし安全弁を動作させ、原子炉を減圧させることができるようにする。

評価対象設備 (設備区分)	設計用 地震力	評価項目	評価部位	応力分類	発生値	許容値
非常用窒素供給系配管 (常設耐震重要重大事故防止設備)	S_s	構造強度	配管本体	一次応力	144 MPa	371 MPa
非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ (可搬型重大事故防止設備)	S_s	構造強度	アンカプレート	せん断	13 MPa	70MPa
原子炉建屋 (常設耐震重要重大事故防止設備等が 設置される重大事故等対処施設)	S_s	構造強度	耐震壁	せん断ひずみ	0.60×10^{-3}	2.0×10^{-3}

- 発電所で新たに導入するSA設備(常設設備, 可搬型設備)等については, 今後, 当該設備に対して定める保全計画に基づき, 定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。
- SA設備の動作確認・性能試験等の実施時期, 頻度は, 今後策定する保全計画で定める頻度を下回らないよう以下の方針で設定し, 管理していく。
- また, これらの機能確認以外にも, 日々の巡視点検や週次・月次の外観点検等を通じて, また訓練実施時の設備の運転状態等を把握し, 設備の不具合等を早期に発見するように努める。
- 本方針による代替電源設備及び代替注水設備の機能確認等の内容, 頻度について, 次頁に例示する。

東海第二発電所 SA設備の主な機能確認等の頻度(案) *1

	性能確認 (定検時等毎に行う性能確認)	動作確認 (定期的に行う動作試験)	機能確認の頻度の 設定の考え方
常設のSA設備 (電源, ポンプ等)	定検停止毎 (定期事業者検査による 原子炉停止期間中)	1カ月に1回	当該設備が機能を代替する 設計基準事故対処設備と 同等の頻度とする。
可搬型のSA設備 (電源車, ポンプ車等)	定検停止毎(又は1年毎) 又は 2定検毎(又は2年毎)	3カ月に1回	運用管理の観点から, メーカー推奨値等に基づき保全 計画で設定した定期的な運 転頻度以上の頻度に設定 する。

*1 試験頻度等は例示であり, 内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果に基づき決定する。

<別紙3> SA設備の機能確認内容, 頻度(代替電源設備)



- SA設備として新たに設置する代替電源設備は、当該設備に対して定めた保全計画に基づき、定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容*1について、代替電源設備に対応する非常用電源設備(非常用ディーゼル発電機等)と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各電源設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用電源設備(DB設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】		新たに設置する代替電源設備(案)*1 (SA設備)	
定検停止時	非常用ディーゼル発電機 *3	模擬信号による作動確認	常設代替高圧電源装置	・分解検査, 外観検査 ・模擬負荷(100%)による機能・性能確認 (性能確認の頻度: 定検停止時)
原子炉 運転時等*2		機関の始動, 定格出力運転可能の確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)		・起動試験による動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)
—	—	—	・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器	・分解検査 ・模擬負荷(100%)による出力特性の確認 ・可搬型整流器の出力特性確認 (性能確認の頻度: 1年に1回) ・外観検査, 運転状態確認 (定期試験頻度: 3ヵ月に1回)
定検停止時	直流電源 (蓄電池及び充電器*4)	直流電源(蓄電池及び充電器)機能確認	緊急用125V系蓄電池	・外観検査 ・蓄電池及び充電器の電圧確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) (定期試験頻度: 1週間に1回)
原子炉 運転時等*2		蓄電池及び充電器の電圧の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)		・定期試験頻度: 1週間に1回)
原子炉 運転時等*2	所内電源系統 (非常用交流高圧電源母線, 直流電源母線及び原子炉保護系母線*5)	電源母線の受電の確認 (定期試験頻度: 1週間に1回)	代替所内電気設備 (代替電源設備の電源盤等が使用可能であることの確認)	・遮断器の動作確認 (性能確認の頻度: 定検停止時) ・外観検査, 電圧の確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)

*1 代替電源設備の記載内容は例示であり、性能確認及び定期試験の内容は今後の保安規定変更認可申請の審査結果、保全計画策定により決定する。
 *2 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)及び原子炉停止時(冷温停止及び燃料交換)
 *3 原子炉運転時: 非常用ディーゼル発電機2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の3台
 原子炉停止時: 非常用ディーゼル発電機及び電力供給が可能な非常用発電機(合計2台)
 *4 原子炉運転時: 2A系, 2B系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源
 *5 原子炉運転時: 2A系, 2B系, 2C系, 2D系及び高圧炉心スプレイ系 原子炉停止時: 計装制御, 原子炉停止時冷却及び非常用炉心冷却系の一部に係る電源

○SA設備として新たに設置する代替注水設備は, 当該設備に対して定めた保全計画に基づき, 定期的な動作確認・性能試験等を実施していく。主な性能確認・定期試験の内容*¹について, 代替注水設備に対応する非常用炉心冷却系等と比較して下表に示す。

東海第二発電所 各注水設備の主な機能確認の内容

プラント状態	(参考) 非常用炉心冷却系等(DB設備) 【東海第二発電所原子炉施設保安規定より】		新たに設置する代替注水設備(案)* ¹ (SA設備)	
定検停止時	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系 ・低圧炉心スプレイ系 ・残留熱除去系 (低圧炉心注水系等) 	模擬信号による作動確認	低圧代替注水系(常設) (常設低圧代替注水系ポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時* ²		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回) 		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)
定期検査時	原子炉隔離時冷却系	模擬信号による作動確認	高圧代替注水系 (常設高圧代替注水系ポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査
原子炉 運転時* ²		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの作動, 吐出圧力・流量の確認 ・注入弁等の動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回) 		<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の動作確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)
—	—	—	低圧代替注水系(可搬型) ・可搬型代替注水大型ポンプ ・可搬型代替注水中型ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> ・ポンプの運転性能, 漏えい・外観確認 ・弁の開閉動作の確認 ・分解検査*³ ・車両の走行確認 (定期試験頻度: 1ヵ月に1回)

*1 代替注水設備の試験頻度等は例示であり, 内容は今後の保安規定変更認可申請審査, 保全計画策定により決定する。

*2 原子炉運転時(運転, 起動及び高温停止)

*3 ポンプの検査は定期検査時及び原子炉運転時に実施, 弁の検査は定期検査時に実施

(参考)安全機能における重要度の区分

➤ SA設備の安全機能に関する重要度分類との関係

- ・原子力発電所が従来より備える**設計基準対象施設(DB設備)**については、施設の安全性を確保するために必要な安全機能について、**安全上の見地から相対的な重要度を定めている**※。

※ 原子力安全委員会『発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針』

- ・一方、**SA設備**は、いずれの設備も、DB設備の機能が失われた場合又はDB設備で対処しきれない、重大事故等に対処するための設備であり、**安全機能について直接的な分類はなされていない**。

発電用軽水型原子炉施設の安全上の機能別重要度分類とSA設備の対応

設 備	重要度による分類	設備の例	設計上の基本的目標
設計基準対象施設 (DB設備)	クラス 1	・非常用ディーゼル発電機 ・非常用炉心冷却系	合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
	クラス 2	・使用済燃料プール冷却系	高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
	クラス 3	・タービン, 主発電機	一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
重大事故等対処設備 (SA設備)	安全機能の直接的な 分類なし	・常設代替高圧電源装置 ・低圧代替注水系	重大事故等が発生した場合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。

(参考)材料及び構造の重要度区分における東海第二の評価対応方針

- 技術基準規則の解釈により、材料及び構造の適用すべき規格が記載されている。
- また、「技術基準規則に定める技術的要件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、技術基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、技術基準規則に適合するものと判断する。**」との記載もあるため、ここでは**東海第二における対応**を記載する。

DB設備	材料及び構造の東海第二における評価対応方針
クラス1	<ul style="list-style-type: none"> ・施設時: 昭和45年告示第501号 ⇒ JSME or 昭和45年告示第501号 (安全側) ・施設時: 平成6年告示第501号 ⇒ JSME* ・その他: JSME
クラス2	<ul style="list-style-type: none"> ・JSME
クラス3	<ul style="list-style-type: none"> ・火災防護設備用水源タンク(原水タンクを除く): JIS B 8501(1995)「鋼製石油貯槽の構造(全溶接製)」 ・消火設備用ポンベ及び消火器: 高圧ガス保安法及び消防法 ・その他: JSME
クラス4	<ul style="list-style-type: none"> ・JSME

※平成6年告示第501号の評価式は、ほぼJSME規格と同じものであることから、JSME規格にて評価を行う。

- 【凡例】・昭和45年告示第501号: 「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(昭和45年9月3日, 昭和55年10月30日通商産業省告示第501号)
 ・平成6年告示第501号: 「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(平成6年7月21日 通商産業省告示第501号)
 ・JSME: 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005/2007)等

SA設備	材料及び構造の東海第二における評価対応方針
重大事故等クラス1 (特重)	<ul style="list-style-type: none"> ・JSME
重大事故等クラス2 (常設SA設備)	<ul style="list-style-type: none"> ・施設時: 告示第501号 ⇒ JSME or 告示第501号 (安全側) ・非常用炉心冷却設備に係るろ過装置(ストレーナ): 「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」(平成20・02・12原院第5号(平成20年2月27日原子力安全・保安院制定))要求 ・その他: JSME または 規定によらない評価(例: 長方形板の大たわみ式, ねじ山のせん断破壊式, クラス1容器準用等)
重大事故等クラス3 (可搬型SA設備)	<ul style="list-style-type: none"> ・JSME (完成品は一般産業品の規格及び基準)

【論点No.111】

重大事故等対処設備の重要度の考え方について

【委員からの指摘事項等】

No.106

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

重大事故等の対処に係る設備については、従来の設計基準対象施設とはかなり違う考え方に基づいていると思う。この設備の重要度(グレード)については、メンテナンスも含め、どう考えているか。

P.2-10

設計基準を超えて起こり得る様々な事象に柔軟かつ確実に対応するための手順書策定上の考え方・工夫について

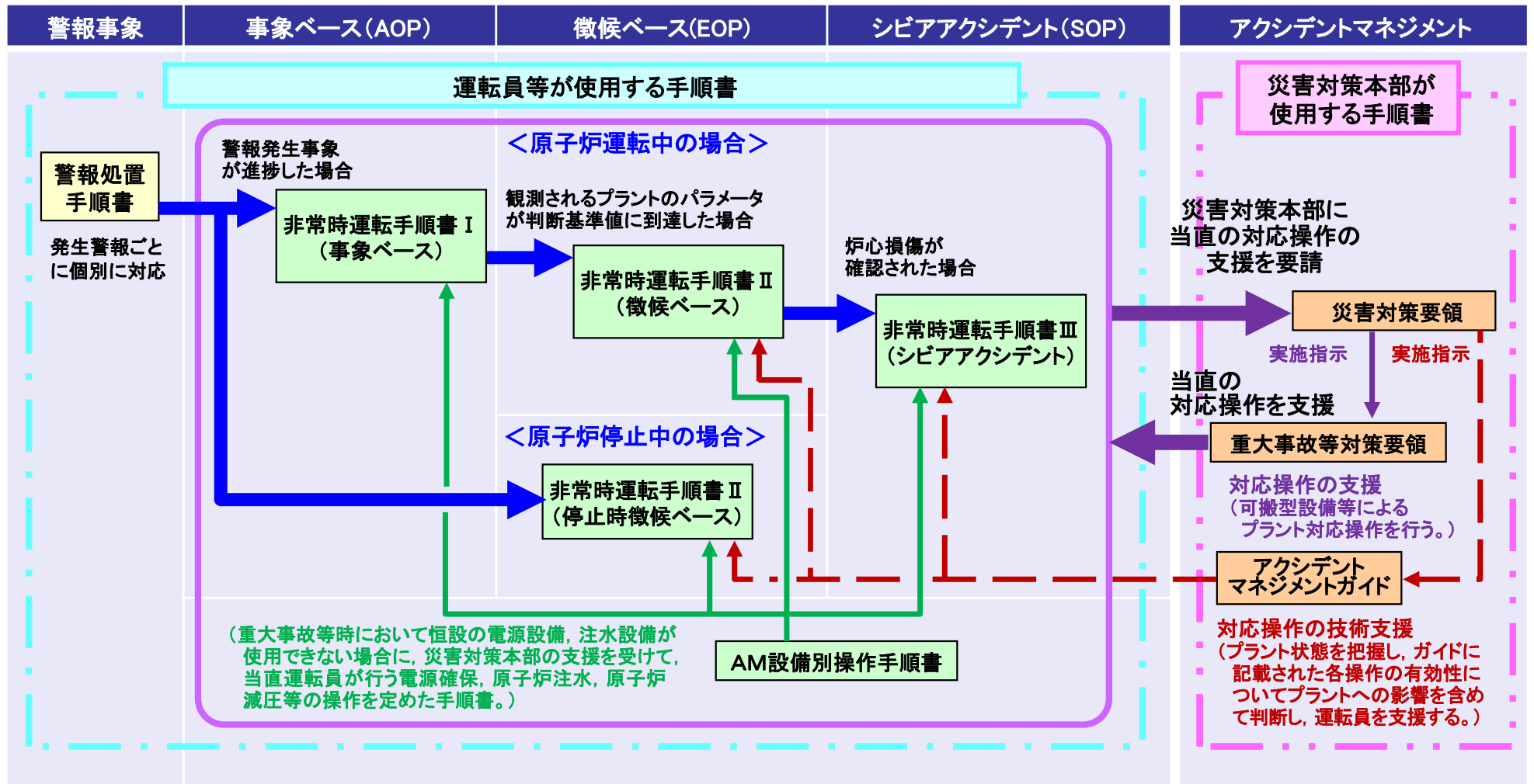
【説明概要】

- 重大事故等時において、**事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるように手順書を整備する。**
- **手順書は事象ベース及び徴候ベースに区分けした手順書体系で構成しており、各手順書は移行基準を元に手順書を移行し、対応操作を行っていく。**
- 手順書は使用主体に応じて、中央制御室及び現場で運転操作に対応する当直（運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）が使用する手順書及びそれ以外の災害対策要員が使用する手順書を整備する。
- 手順書の作成にあたっては**運転操作ミス（誤操作）の防止に配慮して整備を行う。**

1. 手順書の体系と概要

- ▶ 設計基準を超えた事象の対応に当たっては、各手順書ごとに移行基準を定めており、移行基準を元に手順書に移行し、対応操作を行っていく手順書体系を構成している。
- 重大事故等時の手順書については、炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準をあらかじめ明確化し、発電長の判断により迅速な操作ができるようにする。

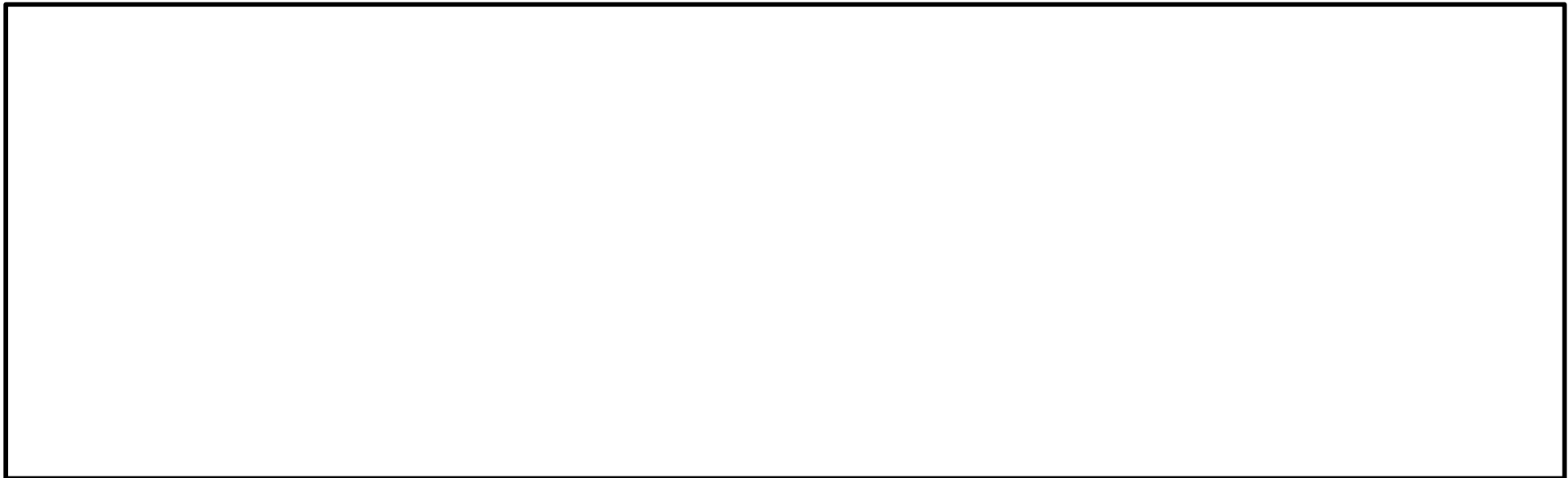
【手順書機能体系の概要図】



1. 手順書の体系と概要

【当直運転員が使用する手順書の概要】

	警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)
手 順 書	【警報処置手順書】 中央制御室及び現場制御盤に警報が発生した際に、警報発生原因の除去あるいはプラントを安全な状態に維持するために必要な対応操作を定めた手順書。	【非常時運転手順書Ⅰ】 単一の故障等で発生する可能性のあるあらかじめ想定された異常又は事故が発生した際に、事故の進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。	【非常時運転手順書Ⅱ】 非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース） 事故の起因事象を問わず、 <u>事象ベース(AOP)では対処できない複数の設備の故障等による異常又は事故が発生した際に、重大事故への進展を防止するために必要な対応操作を定めた手順書。</u> 非常時運転手順書Ⅱ（停止時徴候ベース） 原子炉停止中の場合において、異常事象が発生した際の対応操作に関する事項を定めた手順書。	【非常時運転手順書Ⅲ】 徴候ベース(EOP)で対応する状態から更に事象が進展し炉心損傷に至った際に、事故の拡大を防止し影響を緩和するために必要な対応操作を定めた手順書。



	AM設備別操作手順書
手 順 書	<p>重大事故等時において恒設の電源設備、注水設備が使用できない場合に、災害対策本部の実施組織による支援を受けて行う事故対応操作のうち、当直運転員が行う対応操作及び事故時において当直運転員が行う主要な設備の対応操作を定めた手順書。</p> <p>AM設備別操作手順書では、 電源確保、反応度制御、原子炉注水、原子炉減圧、原子炉格納容器冷却、原子炉格納容器減圧、原子炉格納容器下部注水、水素対策、使用済燃料プール注水、使用済燃料プール冷却、除熱、冷却水確保、中央制御室居住性確保の13項目ごとに手順を定め、その手順を使用するタイミングを対応操作のフローチャートに明示する。</p>

1. 手順書の体系と概要

【災害対策本部が使用する要領の概要】

	災害対策支援要領	重大事故等対策要領	アクシデントマネジメントガイド
要領	重大事故、大規模損壊等が発生した場合又はそのおそれがある場合に、緊急事態に関する災害対策本部の責任と権限及び実施事項を定めた要領。	自然現象や大規模損壊等により、多数の恒設の電源設備、注水設備等が使用できない場合に、当直(運転員)が行うプラント対応に必要な支援を行うため、可搬型設備等によるプラント対応操作を定めた要領で災害対策要員が使用する。	プラントで発生した事故・故障等が拡大した際の、炉心損傷の防止あるいは炉心が損傷に至った場合における影響緩和のために実施すべき措置を判断、選択するための情報を定めたガイドで、技術支援組織が使用する。

【手順書の適用イメージ(例:全交流動力電源喪失が発生しシビアアクシデントまで事象が進展した場合)】

		警報発生事象	事象ベース(AOP)	徴候ベース(EOP)	シビアアクシデント(SOP)
時系列		▽設備の故障警報 状態異常の警報等	▼外部電源喪失 (外部電源喪失(275kV, 154kV)) ▽原子炉スクラム ▽非常用ディーゼル発電機 自動起動	▼全交流電源喪失 (非常用ディーゼル発電機トリップ) ▽原子炉隔離時冷却系による 原子炉注水、原子炉水位維持 ▽残留熱除去系の停止に伴う 格納容器圧力等の上昇	▼原子炉の水位が低下し、原子炉水位が 燃料有効長頂部に到達 ▽炉心損傷の有無を判定 ⇒炉心損傷を判定した場合は、 シビアアクシデントに移行
			事象が進展した場合	事象が更に進展した場合	
手順書	運転員	警報処置手順書 ○発生警報ごとに個別に対応	非常時運転手順書Ⅰ (事象ベース) ○外部電源喪失に伴う 原子炉スクラム操作	非常時運転手順書Ⅱ (徴候ベース) ○徴候ベースでの対応操作 ・原子炉水位維持 ・格納容器圧力制御 等	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) ○損傷炉心への注水 等
		AM設備別操作手順書			
	災害対策本部	○恒設設備の喪失に伴う、可搬型設備を用いた代替注水、格納容器の除熱、代替電源の確保等の対応の実施			
		災害対策要領 ○所長を本部長とした災害対策本部の構築し、重大事故等への対応を実施する体制			
		重大事故等対策要領 ○恒設設備の喪失に伴う、可搬型設備を用いた代替注水、格納容器の除熱、代替電源の確保等の対応の実施			
		アクシデントマネジメントガイド ○災害対策本部の技術支援組織が使用。プラント状態に応じた注水・除熱を選択する。			

2. 手順書の作成にあたって考慮する事項

➤ 手順書の作成にあたっては運転操作ミス(誤操作)の防止に配慮して整備を行う

- 手順書の整備にあたっては、従来より運転操作ミス(誤操作)の防止に取り組んでいる。
- 重大事故等発生時における対処に係る運転操作は、運転操作ミスの防止に係る重要性がさらに高まることから、手順書の作成にあたっては以下の事項を考慮する。

	手順書の作成にあたって考慮する事項
ヒューマンエラー防止 のための対策	設計基準事故を超える事故に対し、的確かつ柔軟に対処できるよう、必要な手順書類を整備する。
	適切な判断を行うために必要となる情報の種類、入手方法及び判断基準を整備する。
	事象の進展状況に応じて手順書類がいくつかの種類に分けられる場合には、別の手順書に移行する <u>判断基準を明確にし、手順書間の関係を明確にする。</u>
	運転員が操作する際には、操作指示者が確認した上で了解し、実施する。また、必要なステップ毎に適切な職位がダブルチェックする。
重大事故等時における 手順書に考慮する事項	炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等(ほう酸注入、海水注入、格納容器ベント)の <u>判断基準をあらかじめ明確化し、発電長の判断により迅速な操作ができるようにする。</u>
	重大事故等時に運転操作する設備、監視する計器及び通信連絡設備等については、その他の設備等と識別化しておく。

【論点No.112】

設計基準を超えて起こり得る様々な事象に柔軟かつ確実に対応するための手順書策定上の考え方・工夫について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.107

重大事故時の手順を考えるときには、事象ベースだけではなくて、徴候ベースとか機能ベースの考え方が必要だと思うが、これから具体的に手順書に落とすときに、運転員から見たときの手順という観点から、どういうふうにまとめるのか。

P.2-3

No.108

重大事故対策の手順について、誤解がないよう命題の形で記載するべきではないか。

P.2-5

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

逃がし安全弁等の直流電源から給電される設備・機器等に関する直流電源喪失時の対応について

【説明概要】

発電所が全交流動力電源喪失の状態に至っても、直流電源を用いる設備には各蓄電池から直流電源が供給可能。また可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器により、原子炉建屋の外から直接直流電源の供給も可能。更に、原子炉の減圧・冷却上で特に重要な逃がし安全弁の作動用として専用の逃がし安全弁用可搬型蓄電池を設け信頼性を高めている。

- 東海第二発電所で外部電源が喪失すると、非常用ディーゼル発電機等(全3台*)が自動起動して所内に非常用電源を供給する。仮に、何らかの異常により非常用ディーゼル発電機が全台とも起動しない場合には、発電所は全交流動力電源喪失(SBO)の状態に至る。

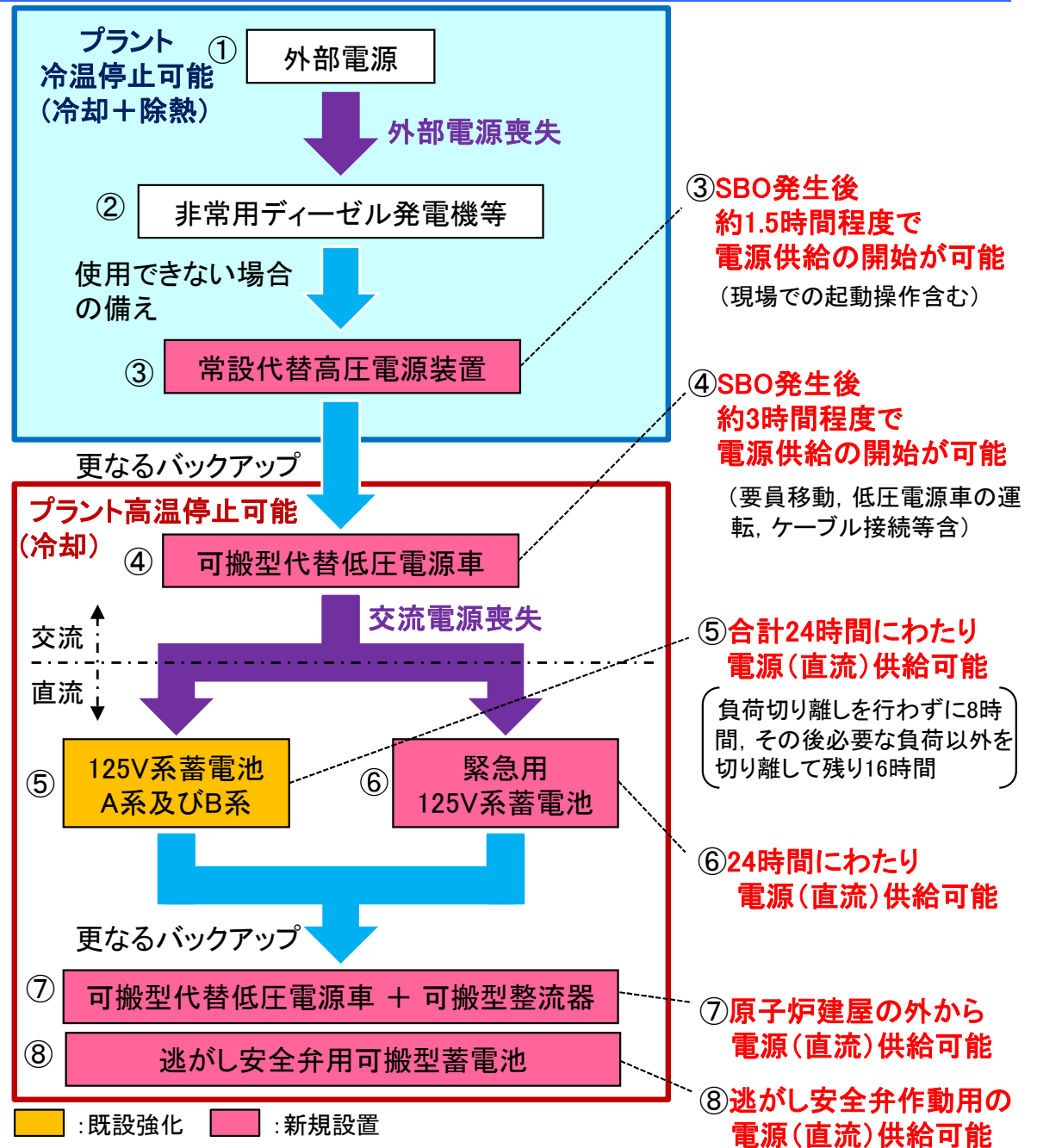
* 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。

- SBOに至った状態でも、直流電源を用いる設備は蓄電池(125V系蓄電池A系及びB系、又は緊急用125V系蓄電池)から継続して給電可能であり、これらの蓄電池は必要な直流電源を24時間にわたり供給できる容量を有している。

- 24時間以降は、代替電源設備として整備した常設代替高圧電源装置又は可搬型代替低圧電源車より交流電源を供給し、直流に変換することで継続的に直流電源を供給できる。仮に、交流から直流への変換ができない事態でも、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器を組み合わせることで原子炉建屋の外から直接直流電源を供給できる。

- 更に、上記蓄電池とは別に、原子炉減圧・冷却上で特に重要な逃がし安全弁作動用として専用の逃がし安全弁用可搬型蓄電池を中央制御室に設け信頼性を高めている。

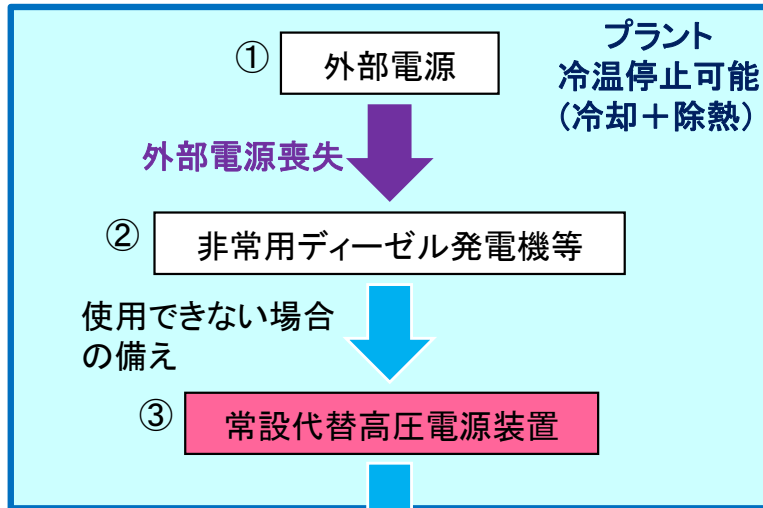
<別紙参照>



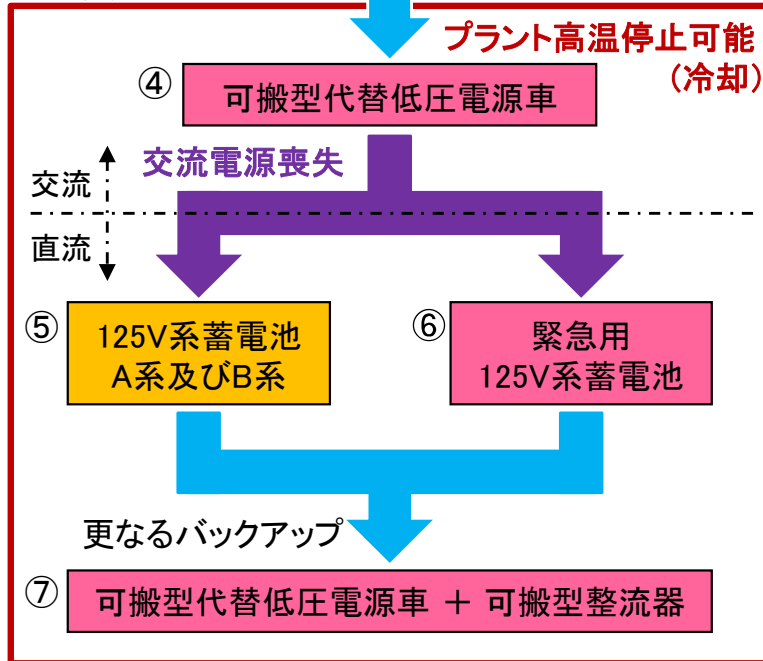
<別紙> 電源喪失時のバックアップ電源の流れ



給電対象負荷一覧



更なるバックアップ



■ : 既設強化 ■ : 新規設置

機能	系統	冷温停止(冷却+除熱)			高温停止(冷却)			
		① 外部電源	② 非常用ディーゼル発電機等	③ 常設代替高圧電源装置	④ 可搬型代替低圧電源車	⑤ 125V系蓄電池 A系及びB系	⑥ 緊急用 125V系蓄電池	⑦ 可搬型代替低圧電源車 + 可搬型整流器
炉心冷却 ※1	高圧炉心スプレイ系	○	○	—	—	—	—	—
	高圧代替注水系	○	○	○	○	—	○	○
	原子炉隔離時冷却系	○	○	○	○	○	—	○
	低圧 ECCS系	○ (2系列)	○ (2系列)	○ (1系列)	※3 —	※3 —	※3 —	※3 —
	低圧代替注水系(常設)	○	○	○	○	— ※3	— ※3	— ※3
除熱 ※1	残留熱除去系	○	○	○	—	—	—	—
	代替循環冷却系	○	○	○	— ※4	—	—	—
SFP ※2 冷却 ※1	燃料プール冷却系	○	○	—	—	—	—	—
	代替燃料プール冷却系	○	○	○	○	— ※3	— ※3	— ※3
補機冷却 ※1	緊急用海水系	○	○	○	— ※3	—	—	—
監視	監視計器類	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (交流+直流)	○ (直流)	○ (直流)	○ (直流)

注: ○は電源設備から該当する系統を作動させる電力を供給可能なことを示す。

※1: 起動・制御に関するものを含む。 ※2: SFPは、使用済燃料プール(Spent Fuel Pool)の略

※3: 可搬型注水設備(ポンプ車等)により、炉心冷却等を実施 ※4: 他負荷を使用しない場合は運転可能

交流電源喪失

外部電源及び非常用ディーゼル発電機から
交流電源供給不可

125V系蓄電池
A系及びB系

緊急用
125V系蓄電池

125V系蓄電池A系及びB系は、
負荷切り離しを行わずに8時間、
その後、必要な負荷以外を切
り離して残り16時間の**合計24
時間にわたり電源(直流)の供
給が可能。**

24時間にわたり、重大事故等
の対応に必要な電源(直流)
の供給が可能。

更なるバックアップ

可搬型代替低圧電源車 + 可搬型整流器



+



24時間にわたり、重大事故等
の対応に必要な電源(直流)の
供給が可能。

↑ 常設
↓ 可搬型

■ : 既設強化
■ : 新規設置

125V系蓄電池A系 負荷一覧表

125V系蓄電池B系 負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)			
	0~1 分	1~60 分	60~540 分 ^{*1}	540~ 1440分
M/C・P/C遮断器の制御電源				
2C D/G初期励磁				
原子炉隔離時冷却系真空ポンプ				
原子炉隔離時冷却系復水ポンプ				
原子炉隔離時冷却系蒸気入口弁				
原子炉隔離時冷却系ポンプ 出口弁				
その他の負荷				
合計 (A)	1,750	255	238	134

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)			
	0~1 分	1~60 分	60~540 分 ^{*1}	540~ 1440分
M/C・P/C遮断器の制御電源				
2D D/G初期励磁				
その他の負荷				
合計 (A)	1,200	237	220	139

※1 事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し 9 時間給電を継続するとして容量を計算している。

※2 2C D/G初期励磁はM/C・P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と同時に操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、2C D/G初期励磁電流 [] はM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に1分間電源給電するものとして蓄電池容量を計算する。

※1 事象発生後 8 時間から負荷切り離し作業を実施するが、作業時間を考慮し 9 時間給電を継続するとして容量を計算している。

※2 2C D/G初期励磁は、M/C・P/C遮断器の制御電源（遮断器投入・引外し）と同時に操作されることはなく、各動作時間は1分未満である。また、2C D/G初期励磁電流 [] はM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）より小さいため、電流値の大きいM/C・P/C遮断器の制御回路電流（遮断器投入・引外し）に1分間電源給電するものとして蓄電池容量を計算する。

※蓄電池の容量(Ah)は、負荷電流(A)に各種係数を用いて算出。

<別紙> 125V系蓄電池の負荷(A系, B系, 緊急用) (2/2)



緊急用125V系蓄電池 負荷一覧表

負荷名称	負荷電流 (A) と運転時間 (分)	
	0~1 分	1~1440 分
6.9kV 緊急用M/Cトリップ・投入		
480V 緊急用P/Cトリップ・投入		
S A制御盤, S A監視盤, S A変換器盤		
高压代替注水制御盤		
常設代替高压電源装置遠隔操作盤		
計測装置		
逃がし安全弁 (自動減圧機能) A系		
安全パラメータ表示システム (S P D S)		
緊急用 125V 系蓄電池室水素濃度計		
緊急用無停電電源装置		
緊急用無停電電源装置制御電源		
高压代替注水系注入弁		
高压代替注水系タービン止め弁		
原子炉隔離時冷却系 S A 蒸気止め弁		
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口弁		
原子炉隔離時冷却系原子炉注水弁		
高压代替注水系ミニフロー弁		
高压代替注水系ミニフロー弁		
非常用逃がし安全弁駆動系電動弁		
合計 (A)	約 1,844	約 181

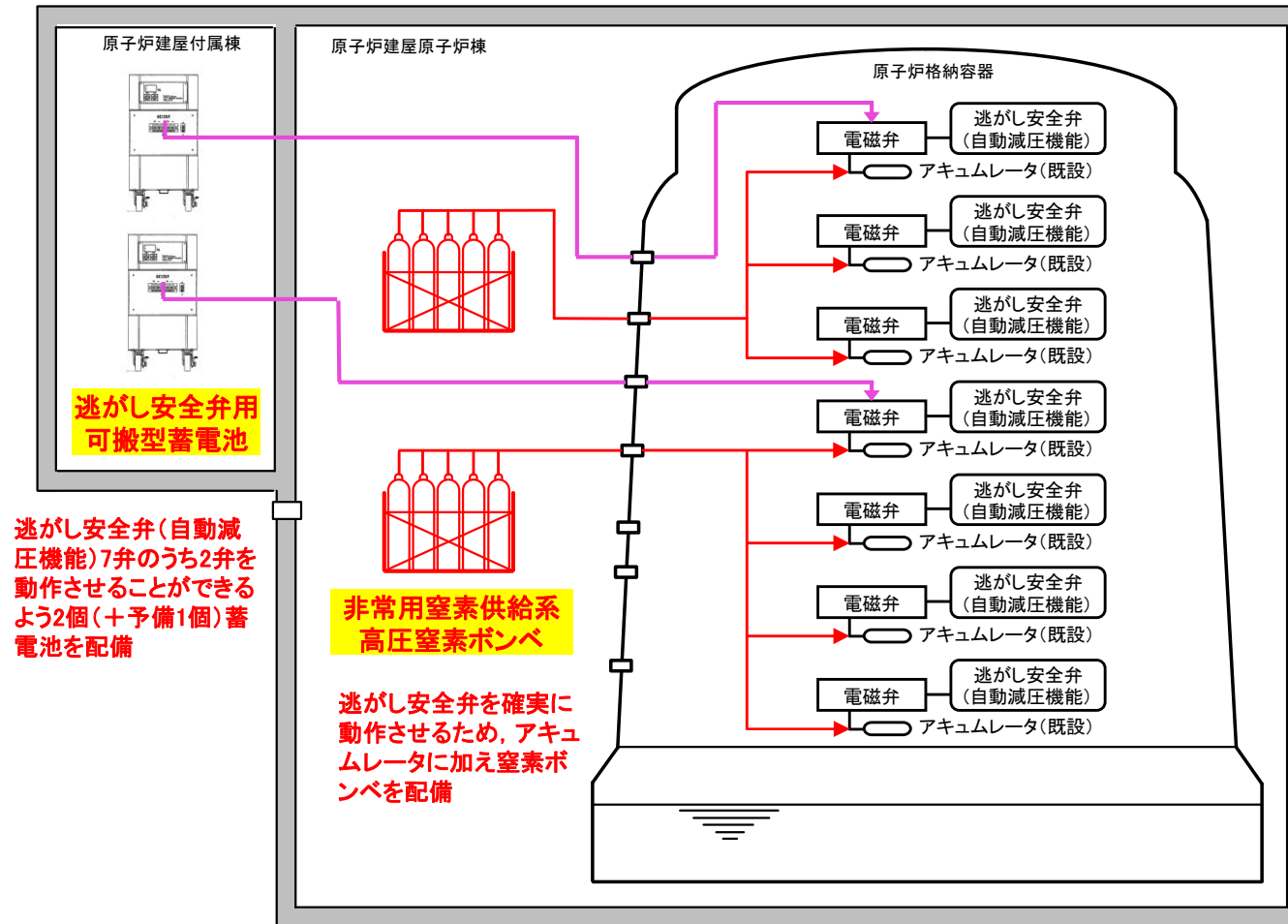
※蓄電池の容量(Ah)は、負荷電流(A)に各種係数を用いて算出

<別紙> 逃がし安全弁による原子炉減圧機能の強化内容



【逃がし安全弁用可搬型蓄電池及び非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの設置】

- 逃がし安全弁駆動源(電源・窒素)を追加し圧力容器の減圧機能を強化する。
- 所内常設直流電源が喪失した場合でも、**逃がし安全弁用可搬型蓄電池により、重大事故対応に必要な逃がし安全弁(2弁)の電磁弁に直接給電し逃がし安全弁を動作させ原子炉を減圧させることができるようにする。**
- 逃がし安全弁に動作に必要な窒素が喪失した場合でも、**非常用窒素供給系高圧窒素ポンベにより、重大事故対応に必要な逃がし安全弁(2弁)に窒素を供給し逃がし安全弁を動作させ、原子炉を減圧させることができるようにする。**



逃がし安全弁(自動減圧機能)7弁のうち2弁を動作させることができるよう2個(+予備1個)蓄電池を配備

非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ

逃がし安全弁を確実に動作させるため、アキュムレータに加え窒素ポンベを配備

逃がし安全弁用可搬型蓄電池仕様

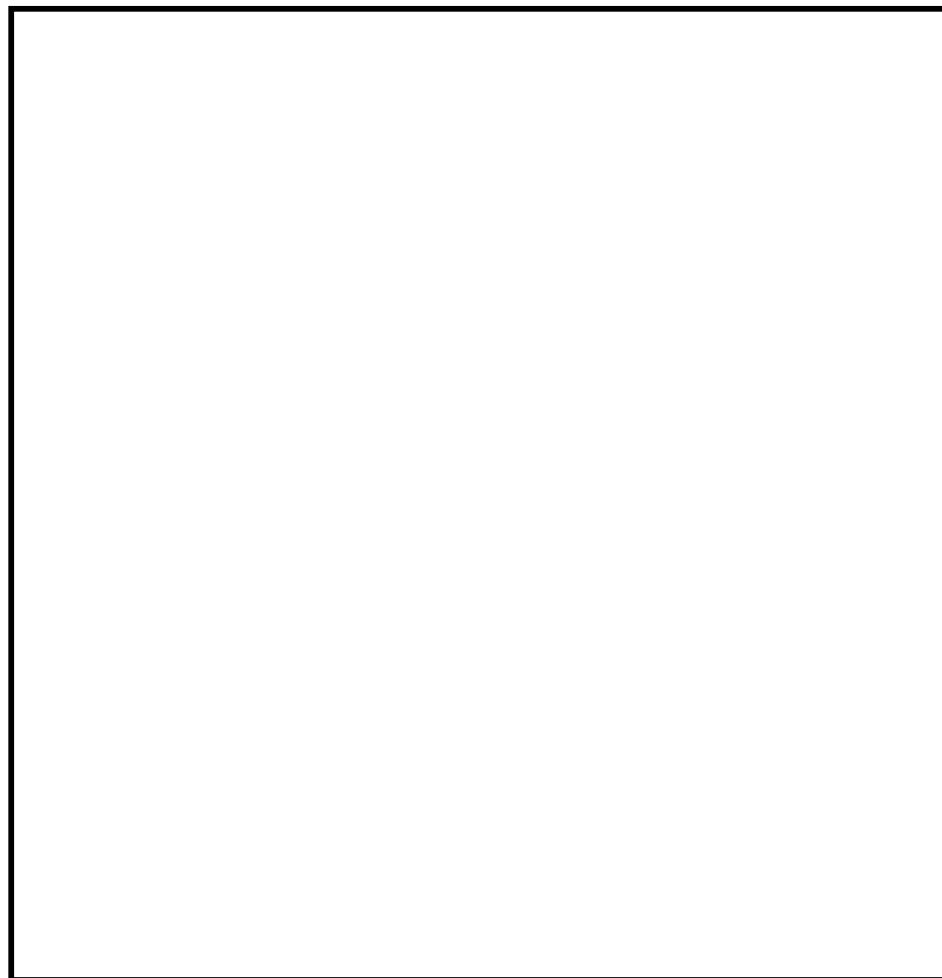
電源	個数	保管場所
DC 125V	2個 (予備1個)	原子炉建屋付属棟 (中央制御室)

非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ仕様

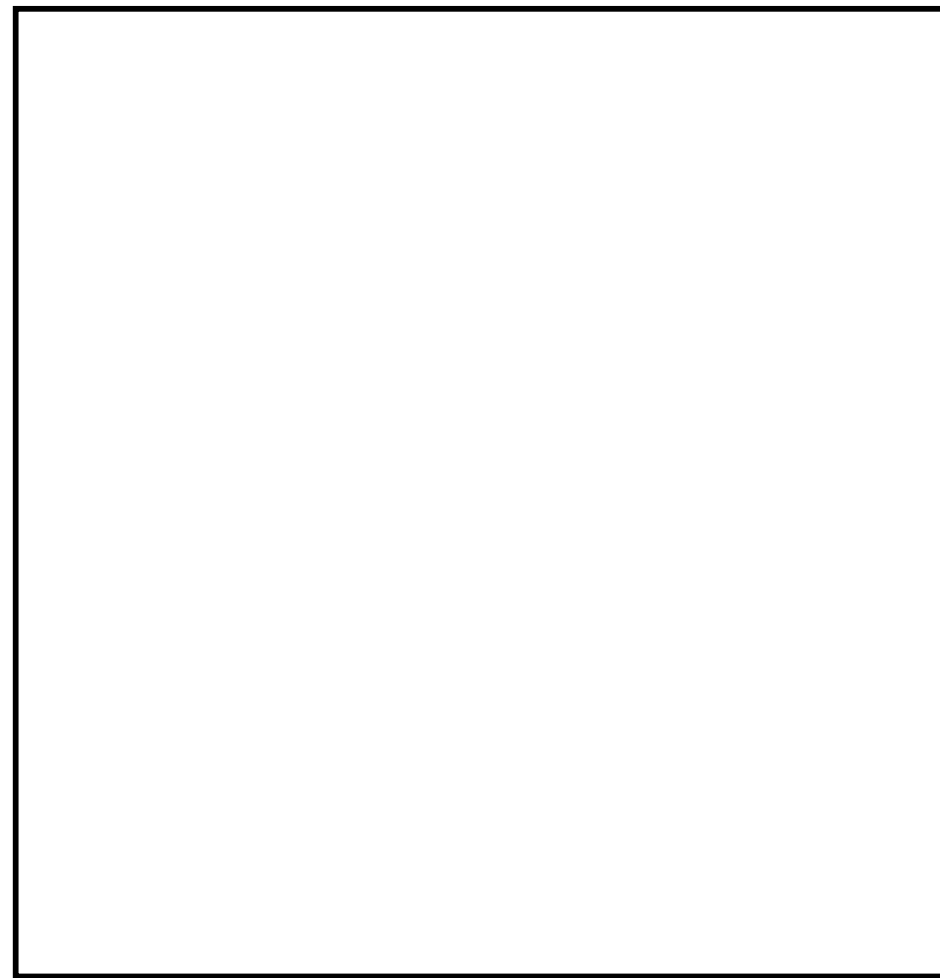
個数	充填圧力	保管場所
10本 (予備10本)	約47L (1本当たり)	原子炉建屋 原子炉棟

新たに強化した設備

- 電源
- 窒素



逃がし安全弁用可搬型蓄電池の配置
(原子炉建屋内)



125V系蓄電池A系, B系の配置と緊急用125V系蓄電池の配置
(原子炉建屋内)

【論点No.113】

逃がし安全弁等の直流電源から給電される設備・機器等に関する直流電源喪失時の対応について

【委員からの指摘事項等】

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

No.109

逃がし安全弁について、自動減圧機能となっているが、開にするときの動力源は何か。また、どのように圧力低下を感知し、何を動力として閉となるか。さらに、逃がし安全弁を制御する電源も喪失したときはどうなるか。

P.2-8

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.1186

・事故・故障発生時の対応

OSR弁は人力では開閉しない。被ばくを防ぐため完全自動化する

P.2-8

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

大規模自然災害時等において計画通りの参集ができない場合に対する備えについて

【説明概要】

参集する要員は、事象発生後2時間以内に参集できる体制としており、特定の力量を有する参集要員は発電所近傍に待機させ、参集の确实性を向上させている。自然災害等の影響により、参集する要員が、万が一、参集できない不測の事態の場合には、状況に応じ、対応操作の優先順位を判断して必要な操作に初動体制の要員を充てて対応操作を行うことで、収束対応の継続性は損なわない。

1. 事故シーケンスを基にした災害対策本部の要員数の想定

- ▶ **初動対応に最も多くの要員を必要とする事故シーケンス**についても、**対応可能な初動体制の要員を確保**(初動体制の要員(39人)を発電所構内に常駐)
- 事故シーケンスグループ等のうち全交流電源喪失(TBP※1)は、炉心損傷防止のため、**事象発生後 2時間までに必要となる要員数が最も多く(24人)**、かつ事象発生3時間後までの**早期に可搬型代替注水中型ポンプ**を用いた対応が必要な代表的な事故シーケンス

※1 TBP:全交流動力電源喪失+逃がし安全弁1弁開固着

各事故シーケンスグループ等において参集要員に求める主な対応と参集時間					
事故シーケンスグループ等	6	12	18	24	有効性評価上事象発生2時間までに必要な要員数
炉心損傷防止	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失(長期TB)(TBD、TBU) 津波浸水による最終ヒートシンク喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ▲(約8時間)可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水の流量調整 ▲(約8時間)可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給 ▲(約13時間)格納容器スプレイの系統構成及び流量調整 			24
炉心損傷防止	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失(TBP)※1 	<ul style="list-style-type: none"> ▲(約3時間)可搬型代替注水中型ポンプによる原子炉注水の流量調整 ▲(約3時間)可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給 (約14時間)▲格納容器スプレイの系統構成及び流量調整 			24
格納容器破損防止	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器ベントを実施する事故シーケンスグループ ・TQUV ・TW(残留熱除去系が故障した場合) ・LOCA 	<ul style="list-style-type: none"> ▲(約5時間以降)可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給実施に伴う燃料補給 (24時間以降)▲格納容器ベントの現場操作 			18
格納容器破損防止	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器ベントを実施する格納容器破損モード ・静的負荷(代替循環冷却系を使用できない場合) 	<ul style="list-style-type: none"> (約16時間)▲格納容器ベントの現場操作待機 (24時間以降)▲可搬型代替注水中型ポンプによる水源補給実施に伴う燃料補給 			20
格納容器破損防止	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器ベントを実施しない格納容器破損モード ・静的負荷(代替循環冷却系を使用する場合) ・DCH ・FCI ・MCCI ・水素燃焼 	<ul style="list-style-type: none"> (24時間以降)▲可搬型窒素供給装置による格納容器への窒素供給に伴う燃料補給 			20
使用済燃料プール	<ul style="list-style-type: none"> 想定事故1(冷却機能、注水機能喪失) 想定事故2(プール水の小規模な喪失) 	<ul style="list-style-type: none"> ▲(約8時間)可搬型代替注水中型ポンプによる注水開始後の燃料補給 			17

初動体制の要員	要員数※2	役割
当直要員	7人	運転操作
災害対策要員(指揮者等)(統括待機当番者、現場統括待機、情報班員)	3人	状況把握、通報連絡、対応指示
災害対策要員(指揮者等)(情報班員)	1人	通報連絡(中央制御室に常駐)
重大事故等対応要員(運転操作対応)	3人	運転操作(原子炉注水系統構成)
重大事故等対応要員(アクセスルート確保)	2人	がれき撤去(アクセスルート確保の対応がある場合に出動)
重大事故等対応要員(給水確保)	8人	可搬型代替注水中型ポンプを用いた送水対応
重大事故等対応要員(電源確保)	2人	電源車を用いた電源復旧対応
重大事故等対応要員(放射線測定)	2人	放射線管理対応(緊急時対策所エリアモニタ設置、可搬型モニタリングポスト設置の対応がある場合に出動)
自衛消防隊	11人	消火活動がある場合に備え待機

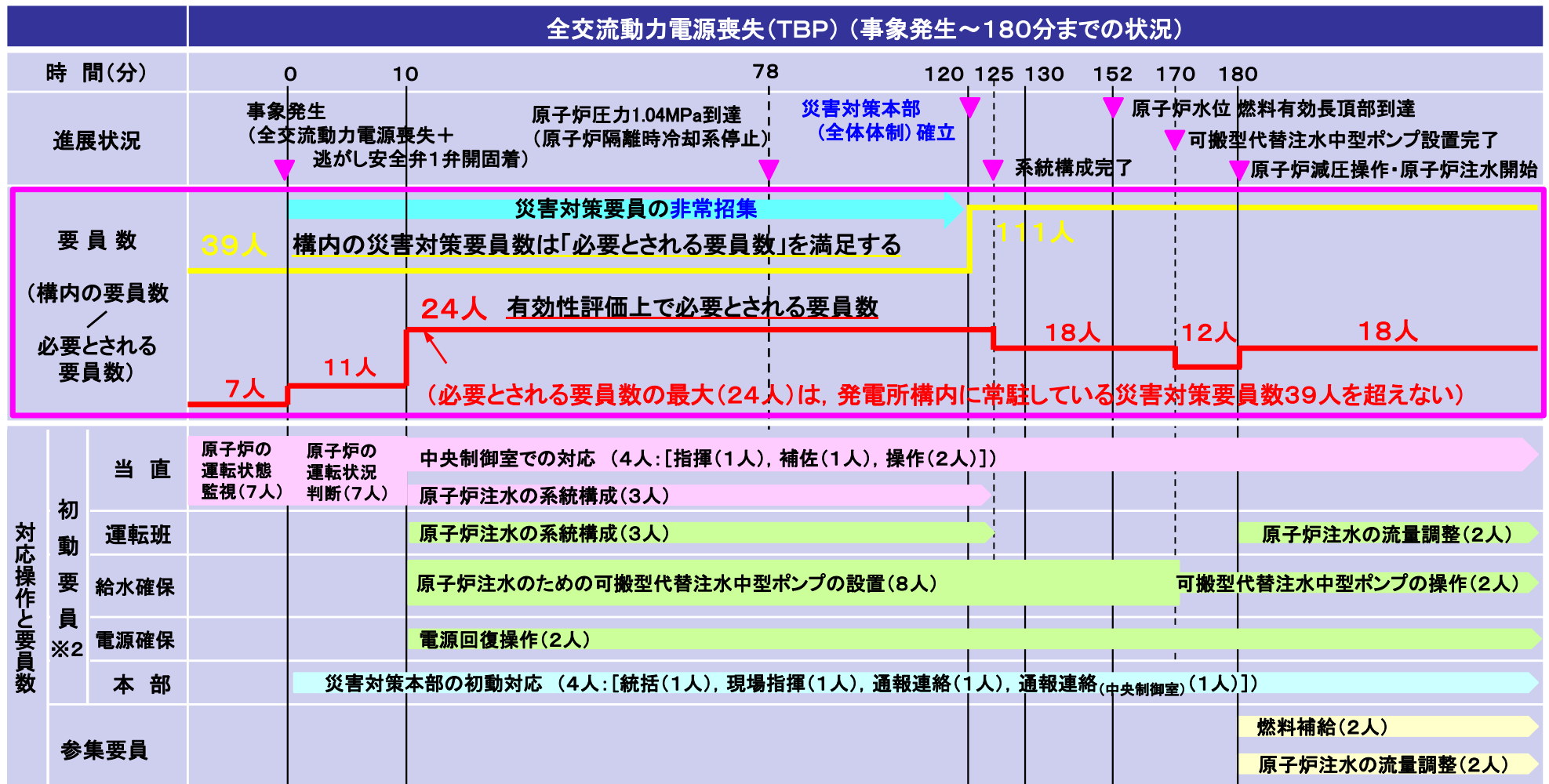
※2 有効性評価では、表中の枠囲みの要員を全交流電源喪失(TBP)の直接的な事故対応に必要な要員として評価。その他の要員は事象の状況により各々の役割の活動を行う。

- 初動体制の要員(39人)で、**がれき撤去や消火活動等が必要となる場合でも対応可能**
- 発電所構外より参集する災害対策要員に期待する操作は、最も早いものでも事象発生3時間後以降(給油対応)
- 非常招集から2時間以内に災害対策要員が参集するため、給油対応(早くて事象発生3時間後以降)を行う要員は確保可能

2. 事故シーケンス(TBP)における事故収束に必要な要員数

- 有効性評価(全交流電源喪失(TBP※1))の事故シーケンスで評価した事故収束に係る対応と必要な要員数は以下のとおり。事象発生3時間後までに初動体制の要員(39人)のみで可搬型ポンプによる原子炉注水が開始できることを確認
- 参集する要員は、非常招集後2時間以内に参集できる体制としている。万が一、参集できない不測の事態の場合には、対応操作の優先順位を判断し、必要な操作に初動体制の要員を充てて対応を行う。

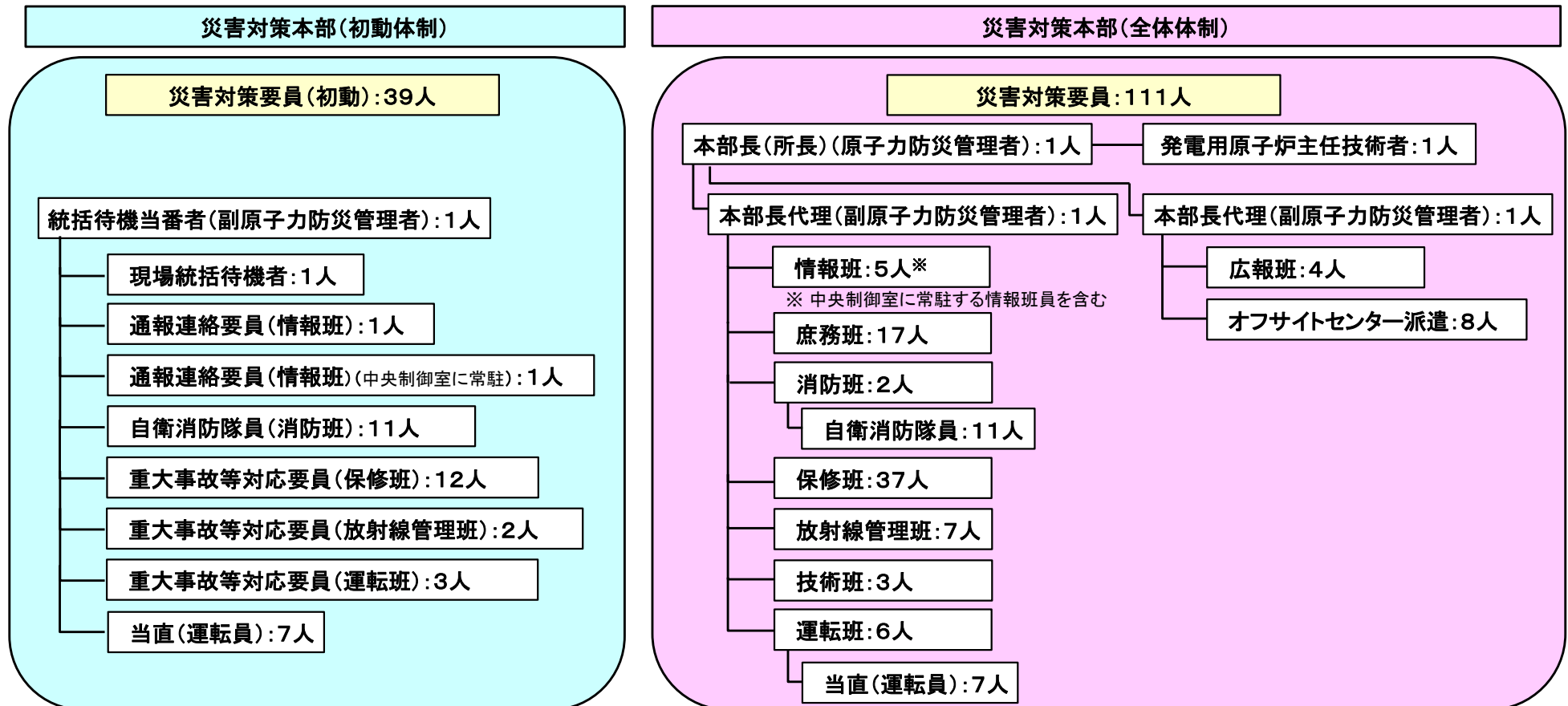
※1 TBP:全交流動力電源喪失+逃がし安全弁1弁開固着



※2 この他にも初動体制の要員が構内には常駐していることから、状況に応じて、必要な対応操作を行えるよう、あらかじめ要員に力量を付与させ、多能化する。

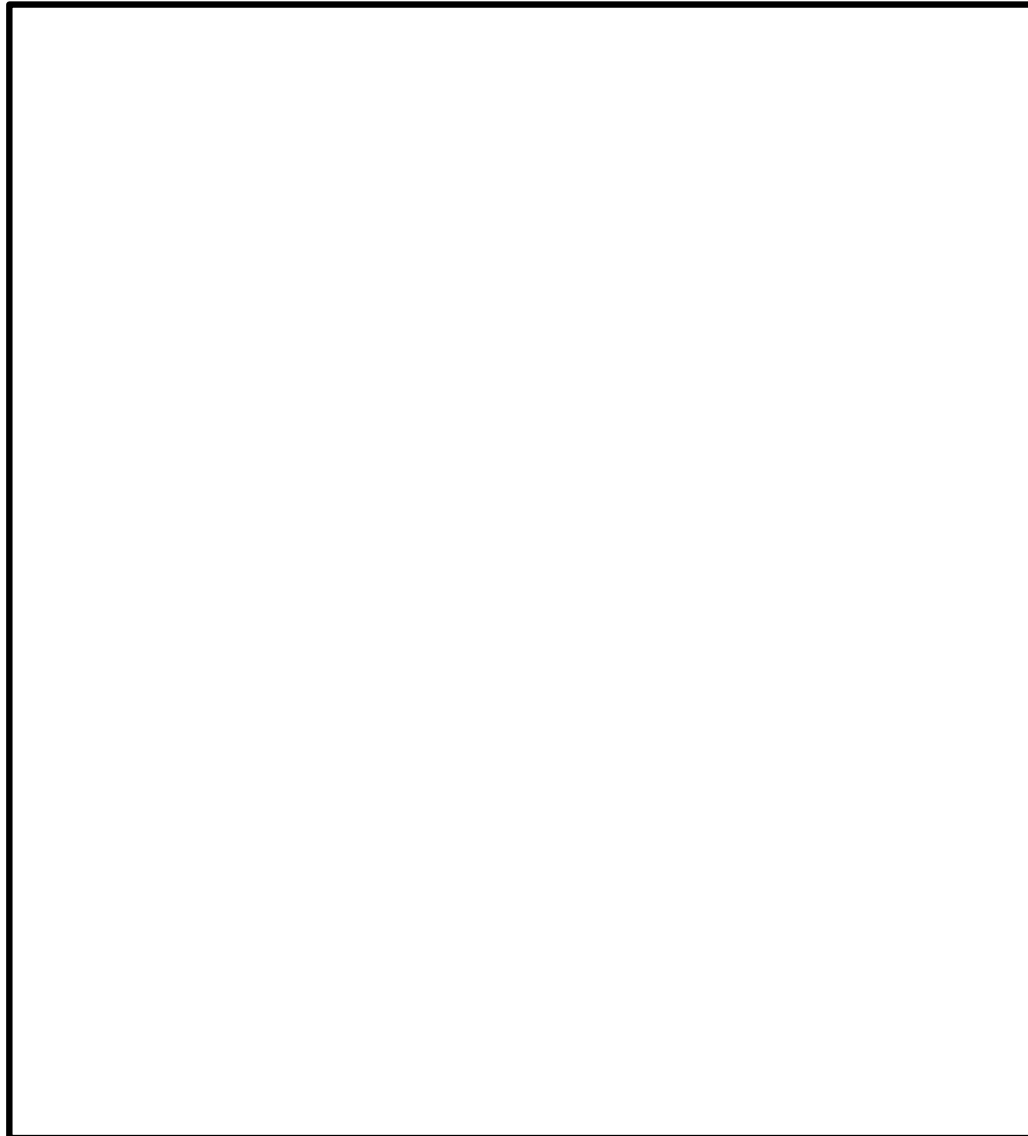
＜別紙＞災害対策本部の体制

- 夜間及び休日(平日の勤務時間以外)においては、**初動対応を担う要員が発電所構内に常駐する体制を整備**
 - 有効性評価の事故シーケンスグループ等の事象発生初期に必要な対応操作を行う要員を、**災害対策要員(初動)**として**発電所構内に常駐**
 - 災害対策要員(初動)以外の災害対策要員は、**非常招集**により**参集**して初動体制に加わることで、災害対策本部の体制は初動体制(39人)から**全体体制(111人)に移行**



<別紙> 発電所構内の待機場所

- 災害対策要員(初動)の待機場所は、地震等の自然災害及び重大事故等を考慮し、**発電所構内に分散して複数設置**



【災害対策要員の待機場所】

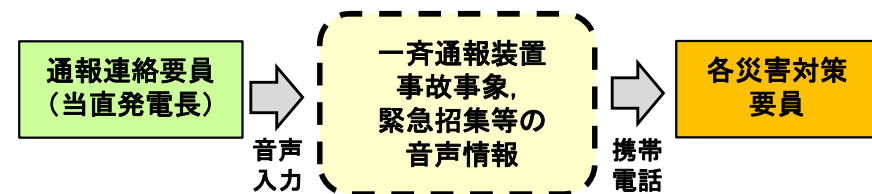
- 平日の勤務時間中は、事務本館等で執務する災害対策要員が緊急時対策所に参集し災害対策本部が確立
- 夜間及び休日(平日の勤務時間以外)は、災害対策要員(初動)が免震機能を持つ建物や耐震を考慮した建物に待機し、招集の連絡を受け、速やかに緊急時対策所に参集し災害対策本部(初動体制)が確立
- 災害対策要員のうち、運転班の要員は、原則中央制御室に参集
- 地震等の自然現象及び重大事故等による影響を考慮し、災害対策要員(初動)が待機する場所を**発電所構内に分散して複数設置**
- 待機に当たっては、災害対策要員(初動)の各々の**役割分担も考慮し、待機場所を分散**

＜別紙＞発電所構外から参集する要員の非常招集

- 夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても、**非常招集後2時間以内に参集し災害対策本部(全体体制)を確立できる体制を整備**
 - 災害対策本部を構成する要員は、夜間及び休日においても、一斉通報システムによる非常招集後**2時間以内に緊急時対策所に参集し**、災害対策本部を確立
 - 非常招集により発電所構外から参集する要員72人については、**拘束当番として確保**
 - 拘束当番者のうち、特に**特定の力量を有する参集要員**は、あらかじめ**発電所近傍に待機させ参集の確実性を向上**



一斉通報システムの概要



＜一斉通報システムによる災害対策要員の招集＞
 通報連絡要員(又は当直発電長)は、一斉通報装置に事故故障の内容及び招集情報を音声入力し、各災害対策要員に発信する。

居住地別の発電所員数

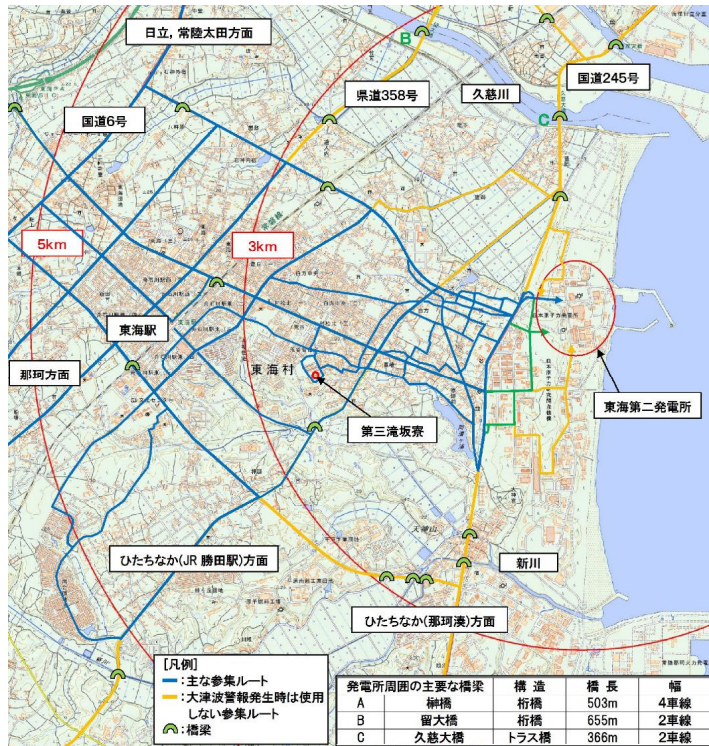
居住地	半径5km圏	半径5～10km圏	半径10km圏外
居住割合	52%	23%	25%

(平成28年7月時点)

発電所外から参集する要員は、参集訓練実績(徒歩移動速度: 4km/h)及び各種ハザードを考慮した参集条件を保守的に設定し、事象発生後2時間以内に参集できると評価

<別紙> 発電所構外からの参集ルートにおける自然災害時等への耐性

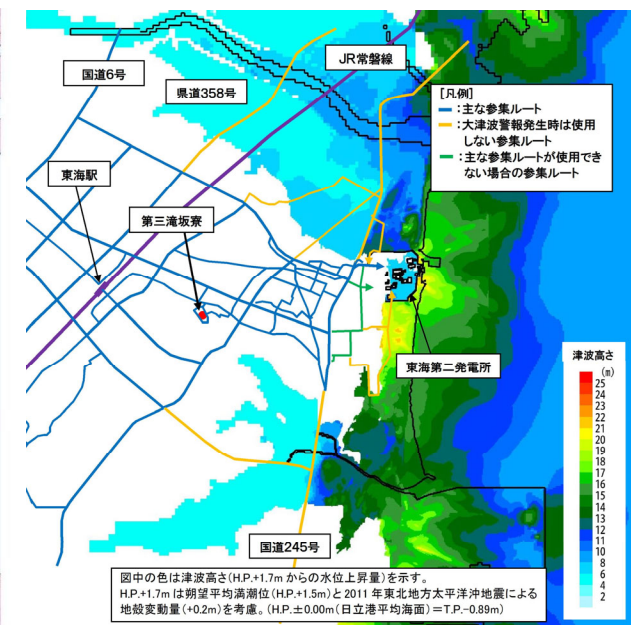
- 発電所構外より参集する災害対策要員の参集ルートは、**地震及び津波の影響を考慮して設定**
- 発電所が立地する東海村は比較的平坦な土地であり、通行に支障となる地形的な要因の影響は少ないことから、**通行可能な道路を状況に応じて選択して参集することが可能**
- 参集ルートは、津波による**浸水を受けない高所を通行するルート**を**主な参集ルート**として設定
- 大津波警報発生時は、津波の浸水が想定された道路は参集ルートとして使用しない



主要な参集ルート



茨城県(東海村)の津波浸水想定図

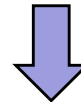


敷地に遡上する津波の遡上範囲想定図

＜別紙＞ 発電所構内への参集ルートの設定

- 発電所構内への参集ルートは、敷地の特性を踏まえ、**複数の参集ルートを設定**することで、**参集の確からしさを向上**

- 発電所の参集には必ず国道245号線を通過するため、同国道の交通状態及び道路状態によりアクセス性に影響を受けないよう、通行距離を短くするとともに、各参集ルートの**進入場所を離して複数設定**
- 敷地入口近傍にある送電鉄塔の倒壊による障害を想定し、鉄塔が倒壊しても影響を受けない参集ルートを設定
- 敷地高さを踏まえ、津波による影響を受けずに緊急時対策所に参集できるルートを設定



上記の考え方に基づき、以下の参集ルートを設定し、各参集ルートの状況を踏まえて安全に通行できるルートを選定する。

参集ルート	特 徴
正門ルート	通常、発電所に参集するルート
代替正門ルート	敷地入口の送電鉄塔が倒壊した場合の迂回ルート
北側ルート	敷地入口が通行できない場合の代替ルート
南側ルート	敷地入口及び北側ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート
西側ルート	津波の影響により他ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート①
南西側ルート	津波の影響により他ルートが通行できない場合に、隣接する他機関の敷地内を通行する代替ルート②

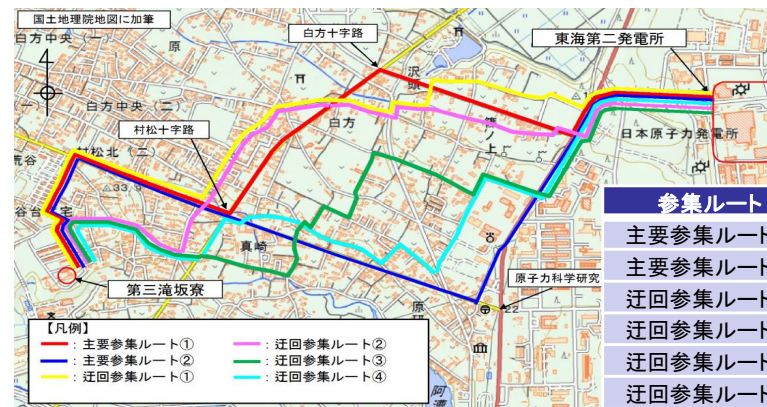
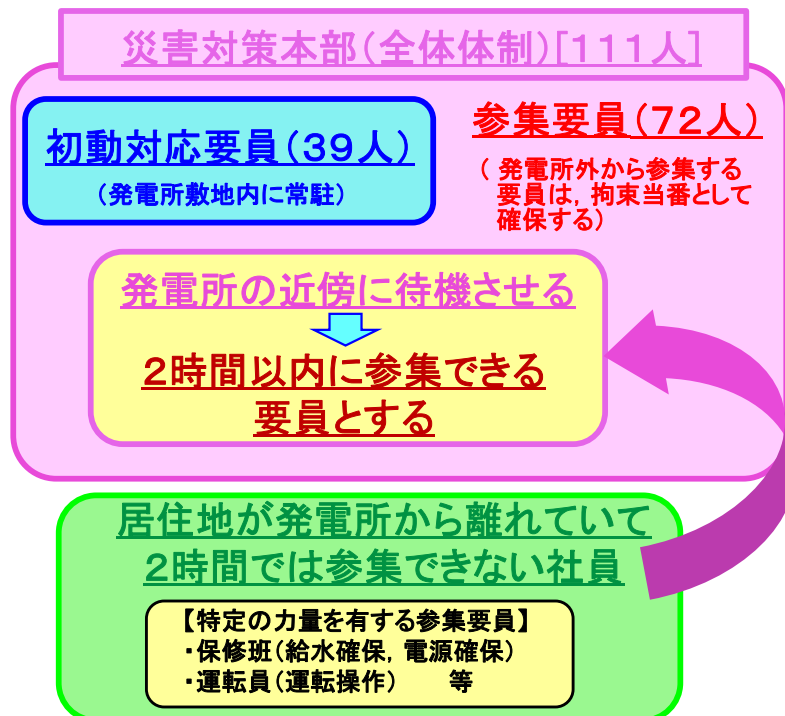
- 隣接する他機関とは、通行に係る運用及び参集ルートに影響する障害物の撤去等に係る運用について取り決めの締結を合意

発電所構内への複数の参集ルート設定

<別紙> 発電所に参集する要員

- 発電所に参集する要員のうち、一部の要員については、発電所の近傍にあらかじめ待機させることにより、参集の確からしさを向上させることから、事故対応を継続して遂行できる
 - 発電所外から参集する災害対策本部の要員は、夜間及び休日(平日の勤務時間帯以外)においても、**拘束当番として72名を確保**する。
 - 確保する拘束当番者の選定にあたっては、対象者の居住場所を考慮する。
 - 他操作との流動性が少ない**特定の力量を有する参集要員**(重大事故等対応要員のうち電源確保及び給水確保の要員、運転操作の要員)については、**参集の確実さを向上させるために、あらかじめ発電所近傍(第三滝坂寮など)に待機させ、2時間以内に72名が参集できる運用とする。**
 - 保修班等において作業に必要な有資格者(大型車両及びクレーンなどの免状取得者)を配置する。
 - 発電所員として約400名※が所属しているが、事故対応が長期に及んだ場合には、**社内において交代要員等を確保**し、継続的に収束対応に当たれる体制を整備する。

※ 2022年12月時点



(移動速度: 4km/h)

参集ルート	距離 (m)	所要時間
主要参集ルート①	3,180m	47分28秒
主要参集ルート②	3,630m	54分11秒
迂回参集ルート①	3,150m	47分01秒
迂回参集ルート②	2,980m	44分23秒
迂回参集ルート③	3,215m	47分59秒
迂回参集ルート④	3,230m	48分13秒

発電所の構外拠点から発電所敷地までの参集ルート及び迂回参集ルート

<別紙> 発電所への支援(1/3) (社内の発生事業所への支援)

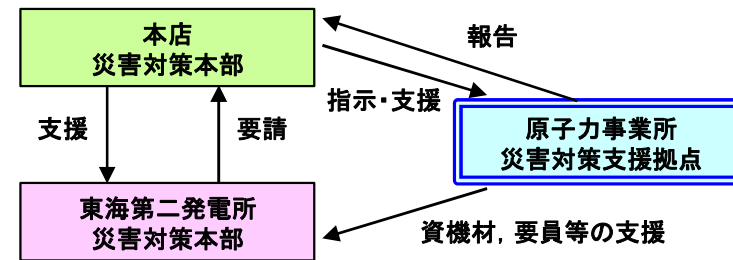
➤ 支援拠点の分散配置

- 発電所外からの支援に係る対応拠点となる候補地点を、原子力災害発生時における風向及び放射性物質の放出範囲等を考慮して、方位、距離(約20km圏内外)が異なる**6地点を選定**
- 原災法10条に基づく通報の判断基準に該当する事象が発生した際には、本店対策本部長は支援拠点の設置を指示し、支援拠点の責任者を指名し、要員を派遣して支援拠点を設置
- 支援拠点の責任者は外部支援計画※に基づき、災害対応状況等を踏まえながら、発電所、本店及び関係機関と連携し、発電所の災害対策活動の支援を実施

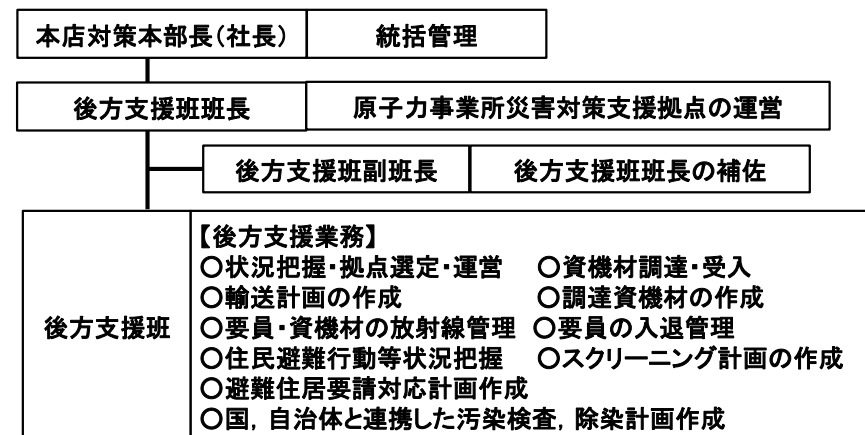


原子力事業所及び原子力事業所災害対策支援拠点の位置

※ 外部支援計画 : 発電所が必要とする支援事項を踏まえた、原子力事業所災害対策支援拠点への要員の派遣計画や資機材や消耗品の調達及び輸送計画を指す。



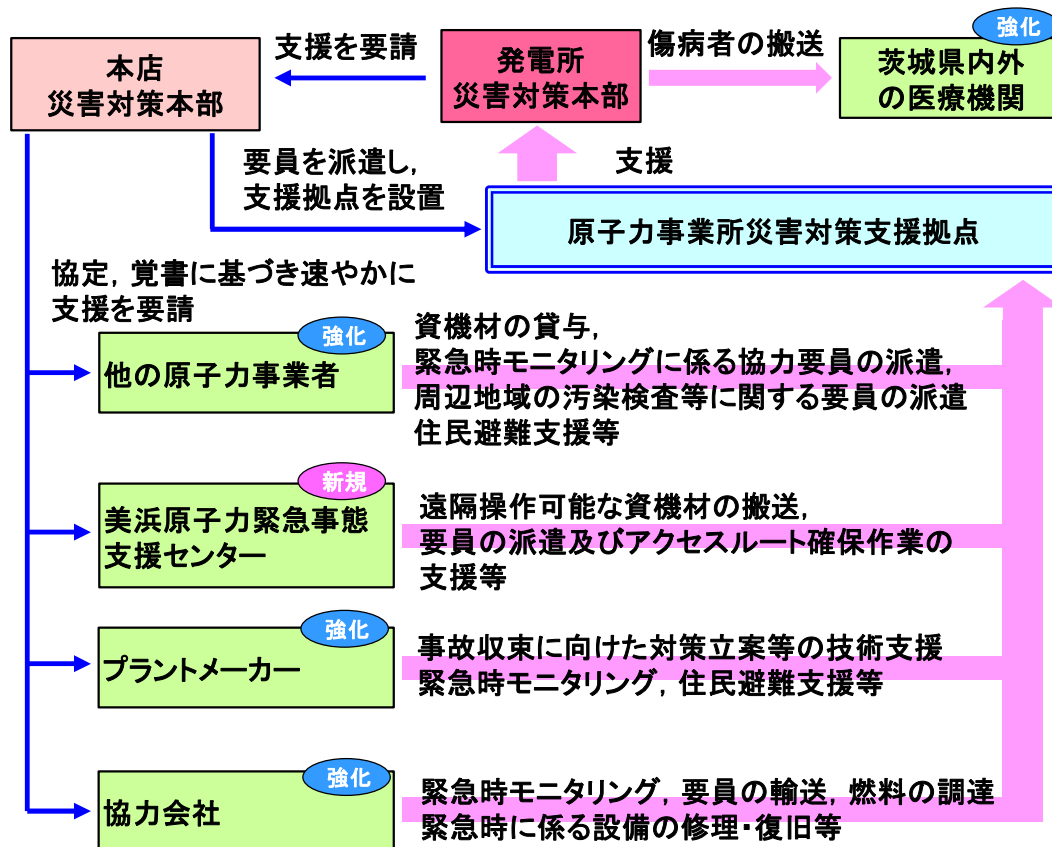
防災組織全体図



原子力事業所災害対策支援拠点 体制図

<別紙> 発電所への支援(2/3) (資機材・要員等の外部調達)

- 重大事故等の発生後7日間は、発電所構内に配備している資機材、燃料等により事故対応が可能な体制を整備
- 発生後7日間以降の事故収束対応を維持するために必要な燃料、資機材を、発生後6日後までに支援できる体制を整備
- 燃料の調達に係る支援や、迅速な要員の運搬及び資機材の輸送に係る支援を得られるよう、協力会社とは協定等の締結を行う。

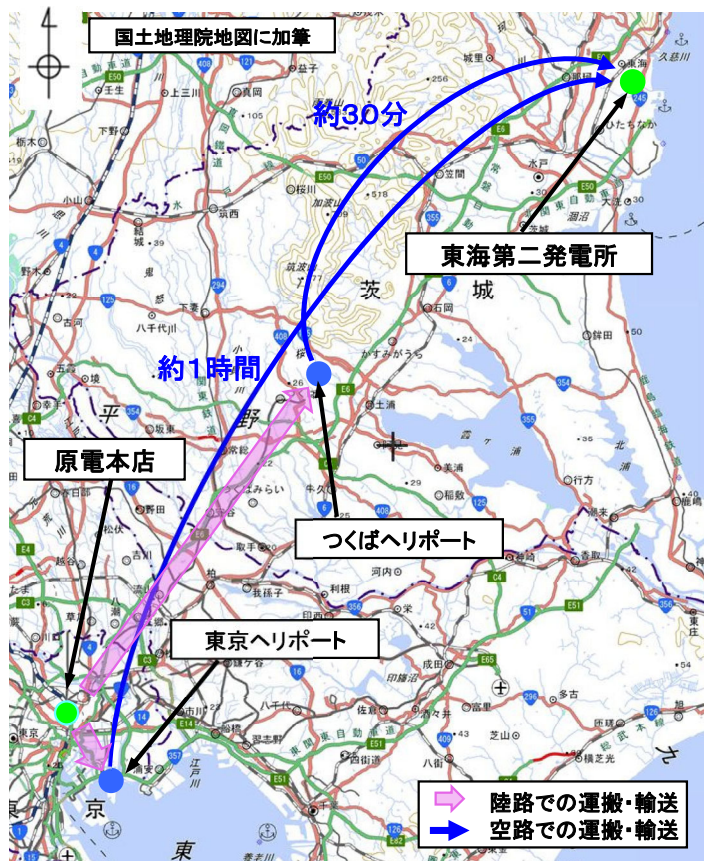


- 原子力事業所災害対策支援拠点を設置し、プラントメーカー、協力会社、原子力事業者及びその他組織からの支援を受け、発電所の事故収束対応を支援する体制を整備
- 協力会社及びプラントメーカーとは、事故収束及び復旧対策に関する支援を迅速に得られるよう、平常時より必要な連絡体制を整備
- 要員の支援を受けるに当たっては、要員の人命及び身体の安全を最優先した放射線管理を実施
- 事故対応が長期に及んだ場合においても、交代要員等の継続的な派遣を得られる体制を整備
- 茨城県内外の医療機関とは、災害対策要員等に汚染を伴う傷病者が発生した際の診療の受け入れ体制に係る覚書を締結

<別紙> 発電所への支援(3/3) (要員の運搬及び資機材等の輸送)

➤ 要員の運搬及び資機材等の輸送

- 発電所で原子力災害が発生した場合又は、発生のおそれがある場合、要員の運搬及び資機材の輸送について支援を迅速に得られるよう、協力会社と協定等を結んでいる。
- 支援拠点に集まった事故収束対応を維持するために必要な燃料、食糧、その他の消耗品、汚染防護服等及びその他の放射線管理に使用する資機材、予備品などを、発電所に適宜輸送する。
- 陸路での輸送は、輸送経路上において自然災害の影響を受ける恐れがあるため、ヘリコプターによる空輸も可能な体制を整えている。空輸を行う場合には、東京及びつくば市内のヘリポートと、発電所構内及び構外に設けた飛行場外離着陸場との間を往復し、要員の運搬並びに資機材の輸送を行う。



飛行場外離着陸場の位置

空路を活用した
資機材等の輸送のイメージ

①原子炉圧力容器等の劣化状況評価及びその保守性並びに評価を踏まえた運用等に関する詳細かつ丁寧な説明について

【説明概要】

■第17回

原子炉圧力容器については、高経年化技術評価上着目すべき劣化事象である「中性子照射脆化」が懸念される。

そのため、監視試験片による試験結果のみならず中性子照射量が高い箇所の圧力容器母材及び溶接金属について60年時点を想定した劣化評価を行い、最も評価結果が厳しい部位の最低使用温度が十分管理可能であることを確認した。

■今回

原子炉圧力容器の中性子照射脆化の評価において、評価部位の選定から予測式の適用、最低使用温度の評価等について整理し、各評価が種々の保守性を有していることを確認した。

②監視試験の代表性及び保守性について

【説明概要】

■第17回

監視試験片は原子炉圧力容器胴の胴板及び溶接金属と同じものを適用している。監視試験の結果に加えて、試験結果を包含するような保守性を有する国内脆化予測法を用いて、材料成分の異なる各部位ごとに評価を実施している。

■今回

5回目の監視試験の方法について、再生の対象とする監視試験片、対象部位及びその考え方と関係する国内外の知見を整理し、監視試験について母材で代表できることを確認した。

③5回目の監視試験を行う場合の対応方針について

【説明概要】

■第17回

東海第二発電所では、建設時に装荷した監視試験片4カプセルについて適切に評価を行っている。

今後、50年目高経年化技術評価の実施に当たり、5回目の監視試験として再生監視試験片の母材における評価で代表できるものと判断しており、保守管理に関する方針に基づいて今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して実施する計画としている。

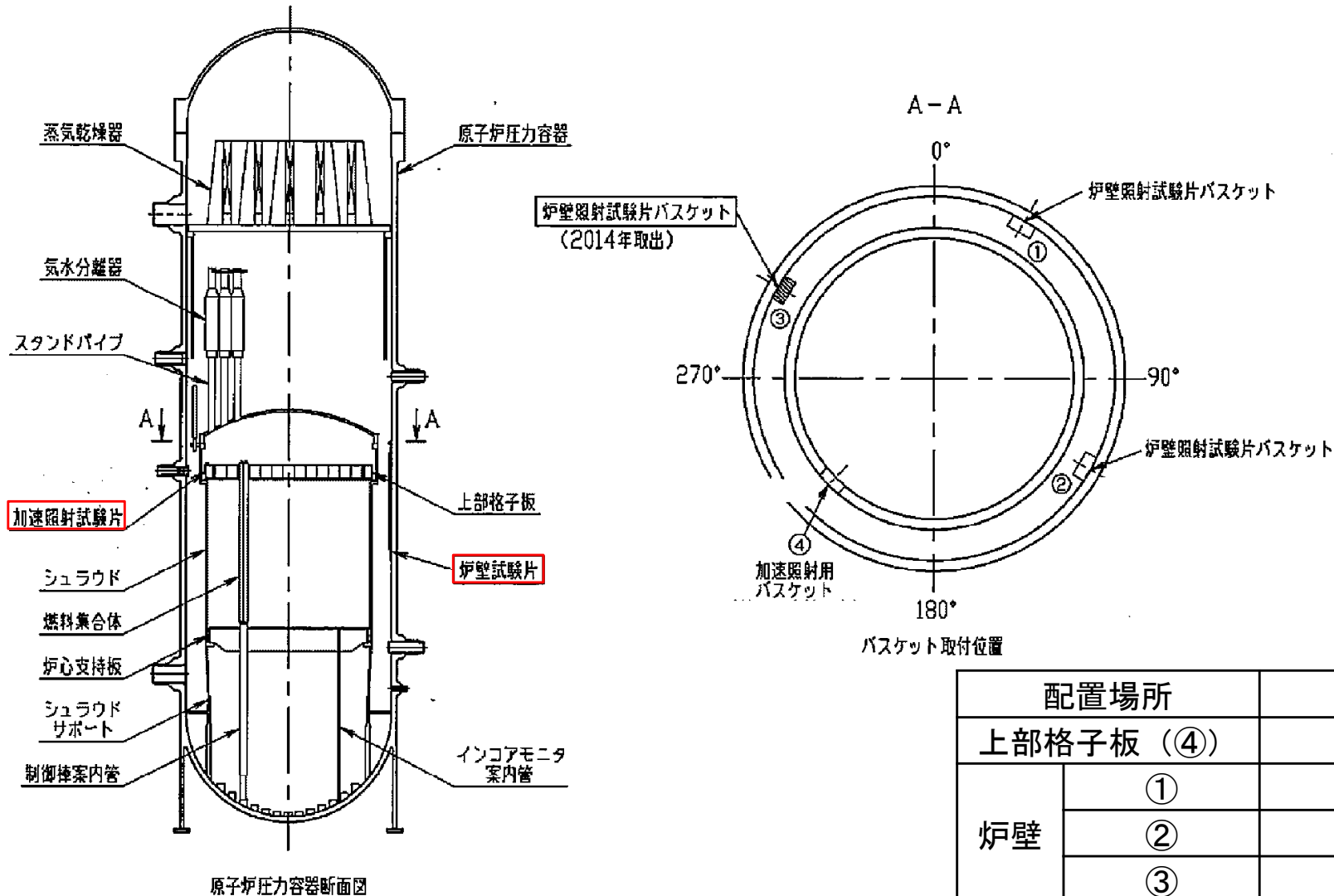
■今回

5回目の監視試験の方法について、再生の対象とする監視試験片、対象部位及びその考え方と関係する国内外の知見を整理し、監視試験について母材で代表できることを確認した。

(1) 原子炉压力容器胴部の中性子照射脆化 - 監視試験片の取付位置 -

○東海第二発電所の原子炉压力容器は日立製作所製であり，中性子照射脆化の状況を確認するための監視試験片は，発電所建設時に原子炉压力容器内面に4カプセル(加速照射試験片1カプセル含む)装荷している。 *

*「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年9月3日，通商産業省告示501号)」に基づき実施



配置場所		取出時期
上部格子板 (④)		1981年9月
炉壁	①	1986年2月
	②	1998年1月
	③	2014年2月

(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化 — 監視試験結果 —

○原子炉圧力容器内面に装荷した監視試験片を使用して、JEAC4201等の規程に従い、
これまで計4回の監視試験を実施している。監視試験結果を以下に示す。

原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化に対する監視試験結果

回数	取出時期	中性子照射量 ($\times 10^{21}$ n/m ²) [E>1 MeV]	関連温度及び関連温度移行量(°C)						上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材		溶接金属		熱影響部		母材	溶接金属	熱影響部
			関連温度 移行量	関連 温度	関連温度 移行量	関連 温度	関連温度 移行量	関連 温度			
関連温度 初期値	—	0	-25*2		-25*2		-25*2		202	188	205
第1回 (加速)	1981.9	5.30 (29.9EFPY*1)	4	-21	2	-23	11	-14	220	212	218
第2回 (炉壁1)	1986.2	1.12 (7.42EFPY*1)	3	-22	-1	-26	9	-16	202	197	200
第3回 (炉壁2)	1998.1	2.64 (21.4EFPY*1)	7	-18	0	-25	20	-5	199	174	191
第4回 (炉壁3)	2014.2	2.88 (26.2EFPY*1)	15	-10	-2	-27	-5	-30	220	215	240

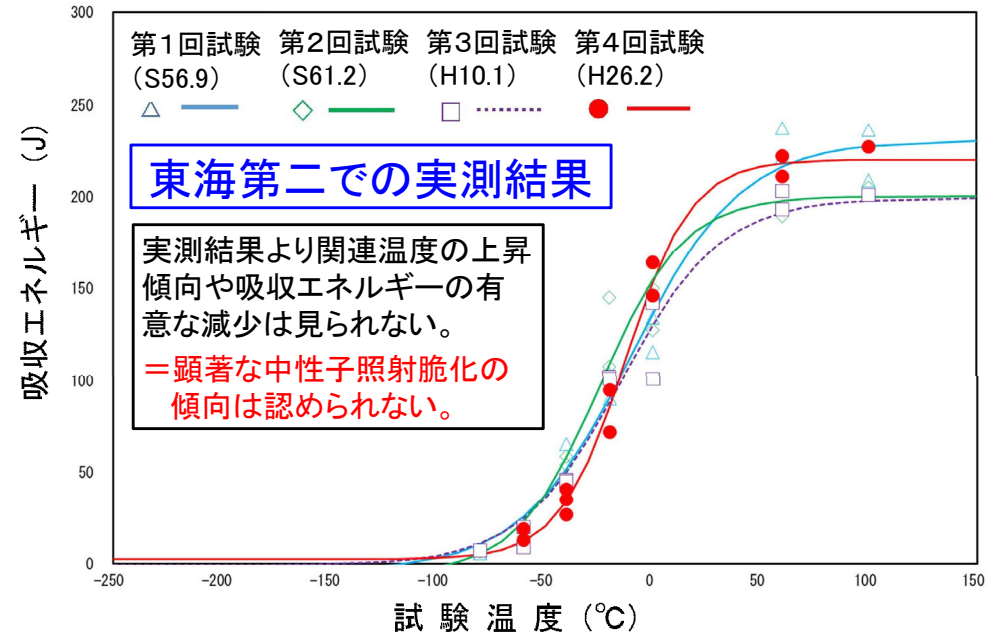
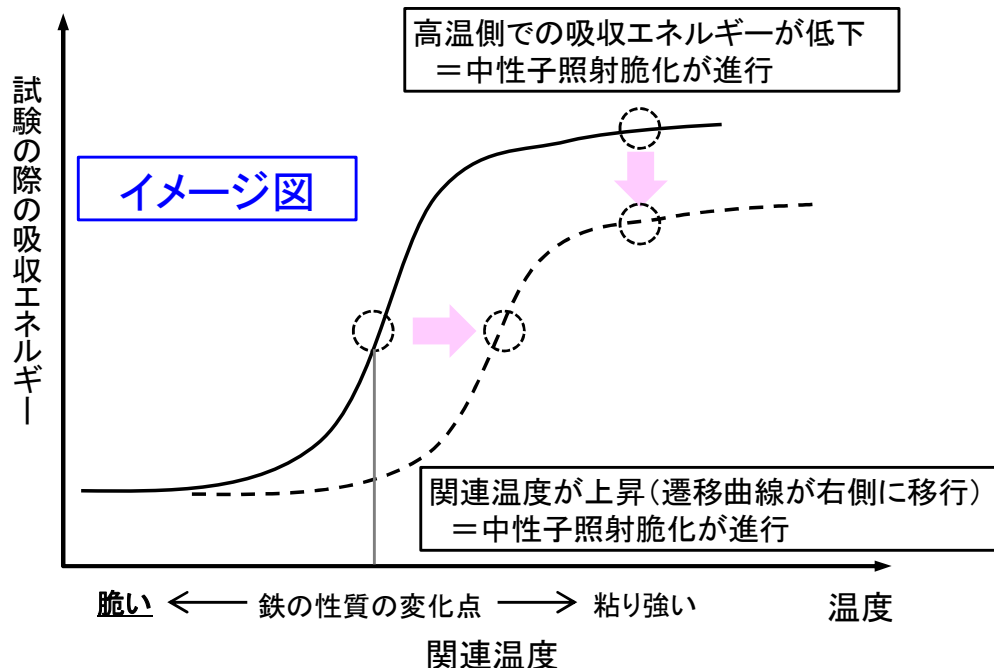
*1: 監視試験片位置の中性子束から、設備利用率を80%として原子炉圧力容器内表面に換算した場合の照射年数

*2: 建設時にRT_{NDT}を計測していないため、JEAC4206 E-5000に基づき推定した母材、溶接金属及び熱影響部の関連温度初期値の中での最高値を適用

(1) 原子炉压力容器胴部の中性子照射脆化 - シャルピー衝撃試験結果 -

- 一般に、中性子照射量が多くなるにつれて原子炉压力容器の中性子照射脆化が進み、関連温度*1の移行量*2が増加するなどして関連温度が上昇し、遷移曲線が右側に移行する。また、高温側での上部棚吸収エネルギー*3が低下するとされている。
- 一方で、東海第二発電所の監視試験片によるシャルピー衝撃試験結果より、関連温度の上昇傾向及び上部棚吸収エネルギーの有意な減少は見られず、顕著な中性子照射脆化の傾向は認められない結果が得られている。

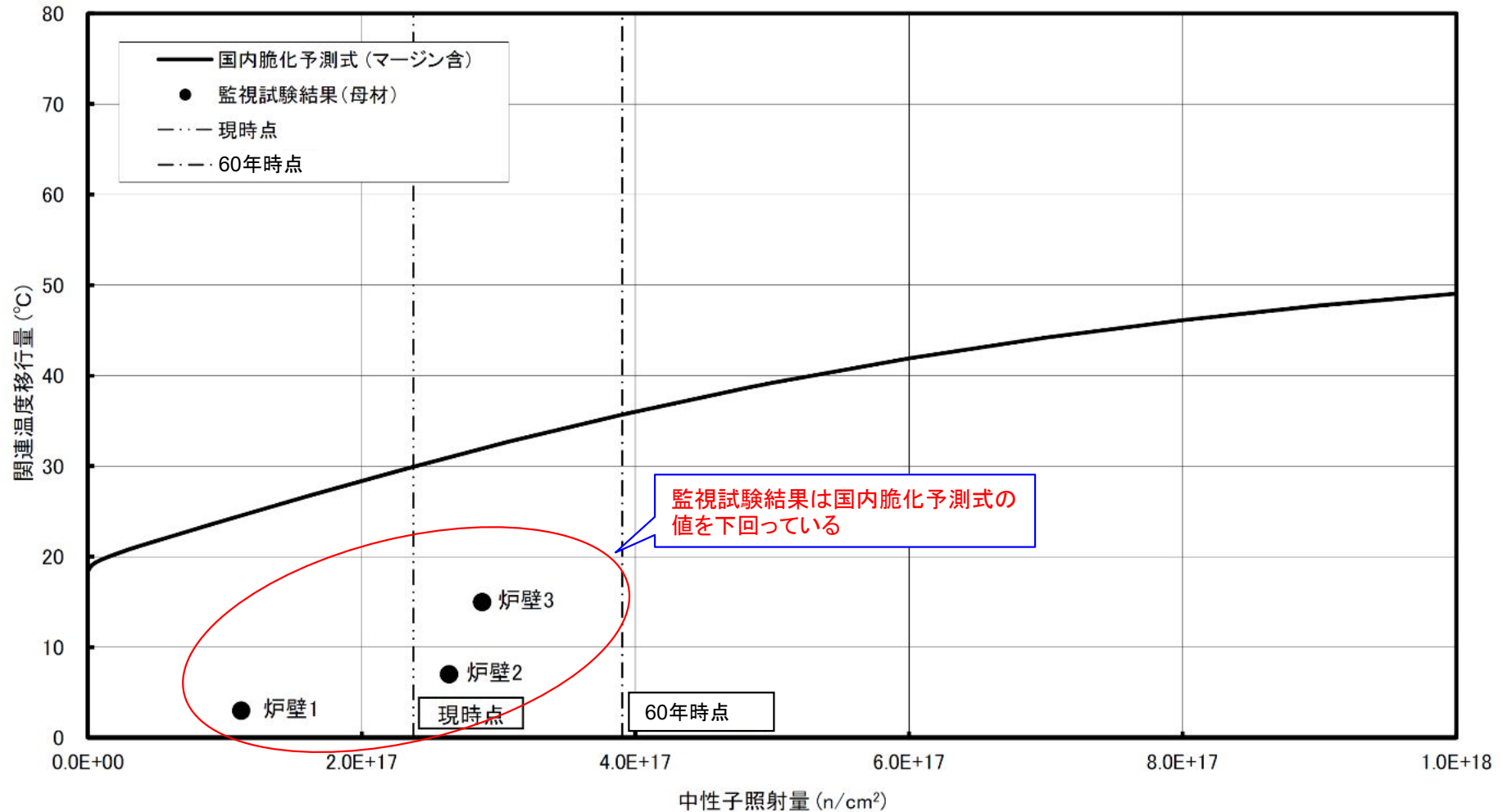
- *1 関連温度(遷移温度) : 低温側から高温側の間で吸収エネルギーが変化する領域の代表点であり、金属破壊の挙動が延性から脆性に遷移する温度
- *2 関連温度の移行量 : 未照射材と照射材の関連温度(遷移温度)の差
- *3 上部棚吸収エネルギー : 高温側での吸収エネルギー



中性子照射に伴う関連温度と粘り強さ、吸収エネルギーの関係

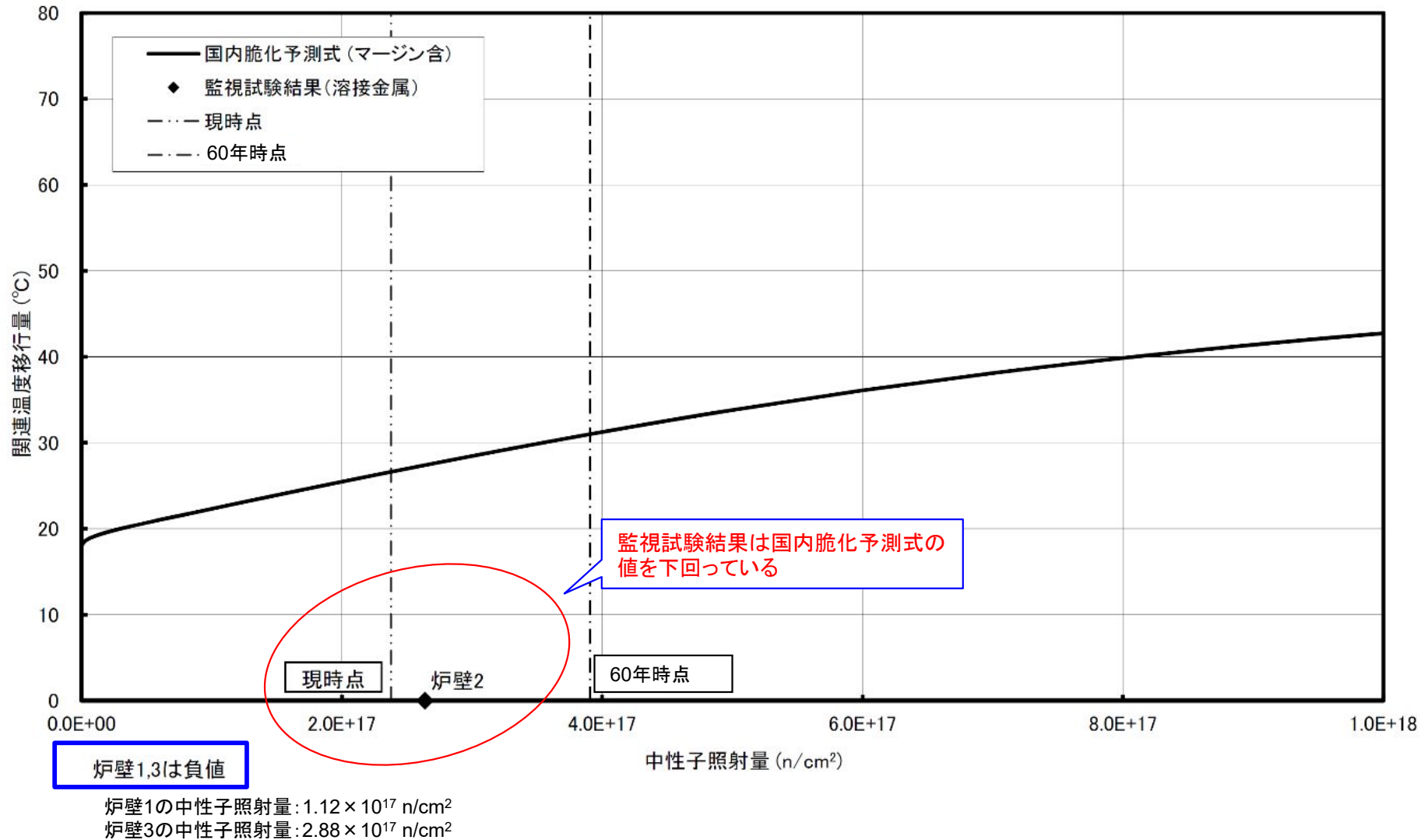
監視試験片の実測結果※(母材)

○監視試験結果と関連温度予測値の結果から、原子炉圧力容器の各部位(母材, 溶接金属, 熱影響部)について、中性子照射脆化は国内脆化予測法による予測の範囲内であることを確認している。



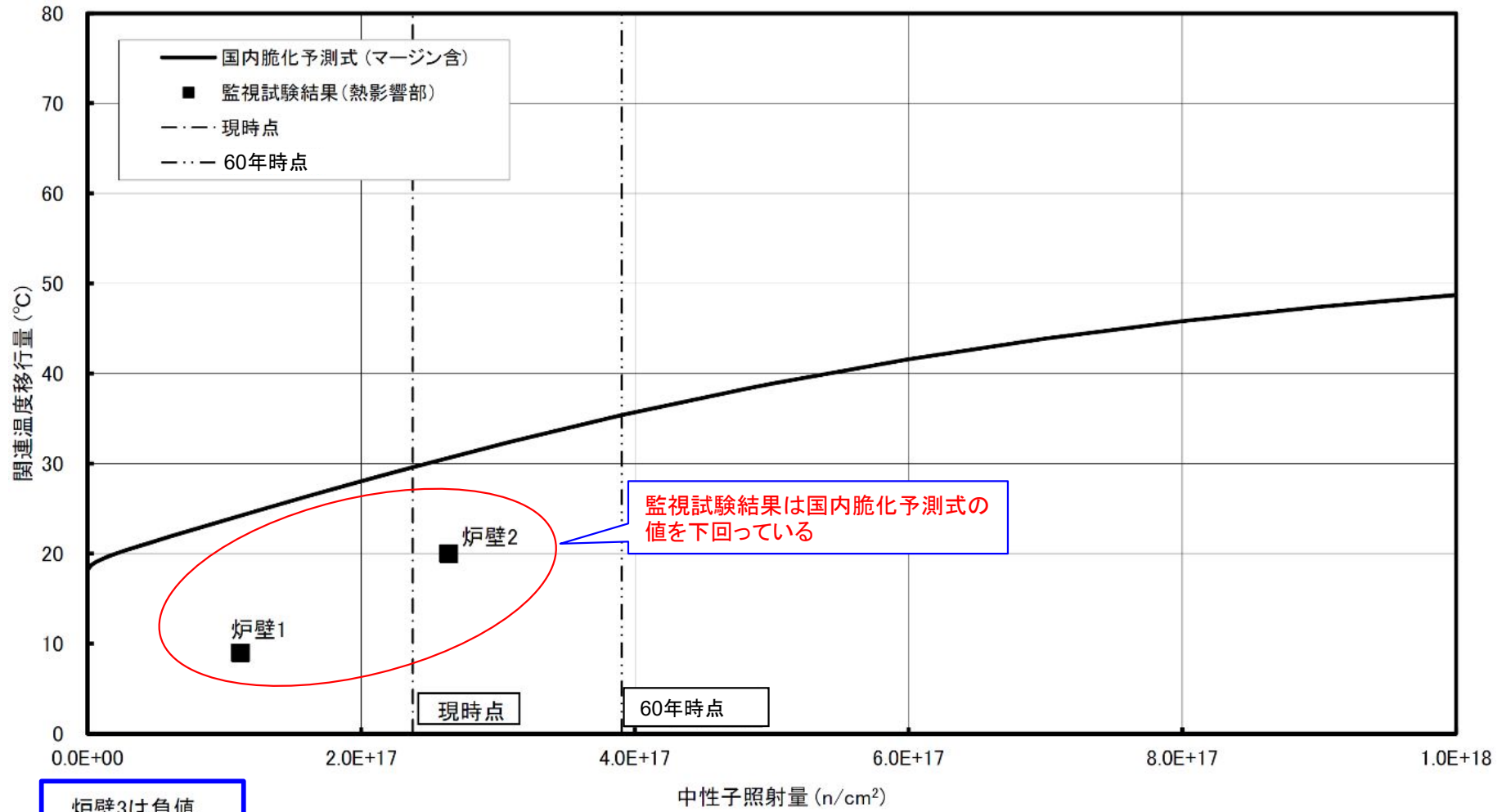
JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(母材)

(1) 原子炉压力容器胴部の中性子照射脆化
 ー国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(2/3)ー



JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(溶接金属)

(1) 原子炉压力容器胴部の中性子照射脆化
 ー国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(3/3)ー



炉壁3の中性子照射量: $2.88 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$

JEAC4201の国内脆化予測法による予測と監視試験結果の関係(熱影響部)

(1) 原子炉圧力容器胴部の中性子照射脆化
 — 監視試験結果に基づく60年時点における胴の最低使用温度 —



- 前頁に示した監視試験結果と国内脆化予測法の関係より、試験結果を包含する国内脆化予測法を用いて原子炉圧力容器胴部の最低使用温度を算出する。(別紙2参照)
- 原子炉圧力容器の胴の関連温度は、2016年11月時点で約5°C、**運転開始後60年時点で約11°C**。これにより、胴の最低使用温度は、破壊力学的検討により求めたマージンとして**余裕26°Cを考慮**して、2016年11月時点で31°C、**運転開始後60年時点で37°C**となった。

監視試験結果に基づく原子炉圧力容器胴の最低使用温度の評価結果(国内脆化予測法)

部位		A 関連温度 初期値(°C)	B 関連温度 移行量(°C)※	C=A+B 関連温度(°C)	D 余裕* T-RT _{NDT} (°C)	C+D 胴の最低 使用温度 (°C)
2016年 11月時点	母材	-25	30	5	26	31
	溶接金属	-25	27	2		
	熱影響部	-25	30	5		
運転開始後 60年時点	母材	-25	36	11	26	37
	溶接金属	-25	31	6		
	熱影響部	-25	36	11		

* : 保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお、特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

※関連温度移行量については、保守的に小数点以下を切り上げて評価している。
 <2016年11月時点> 母材:30.0°C, 溶接金属:26.6°C, 熱影響部:29.6°C
 <運転開始後60年時点> 母材:35.7°C, 溶接金属:31.0°C, 熱影響部:35.3°C

(2) 監視試験の代表性及び保守性－ 60年時点の最低使用温度評価－

○監視試験片は原子炉圧力容器胴の胴板及び溶接金属と同じものを適用しているが、原子炉圧力容器や溶接金属の部位ごとに関連温度移行量に影響する化学成分が異なるため、**部位ごとの関連温度移行量を規格*に基づき算出し、最低使用温度を評価する。**

<母材>

監視試験片を取り出した部位

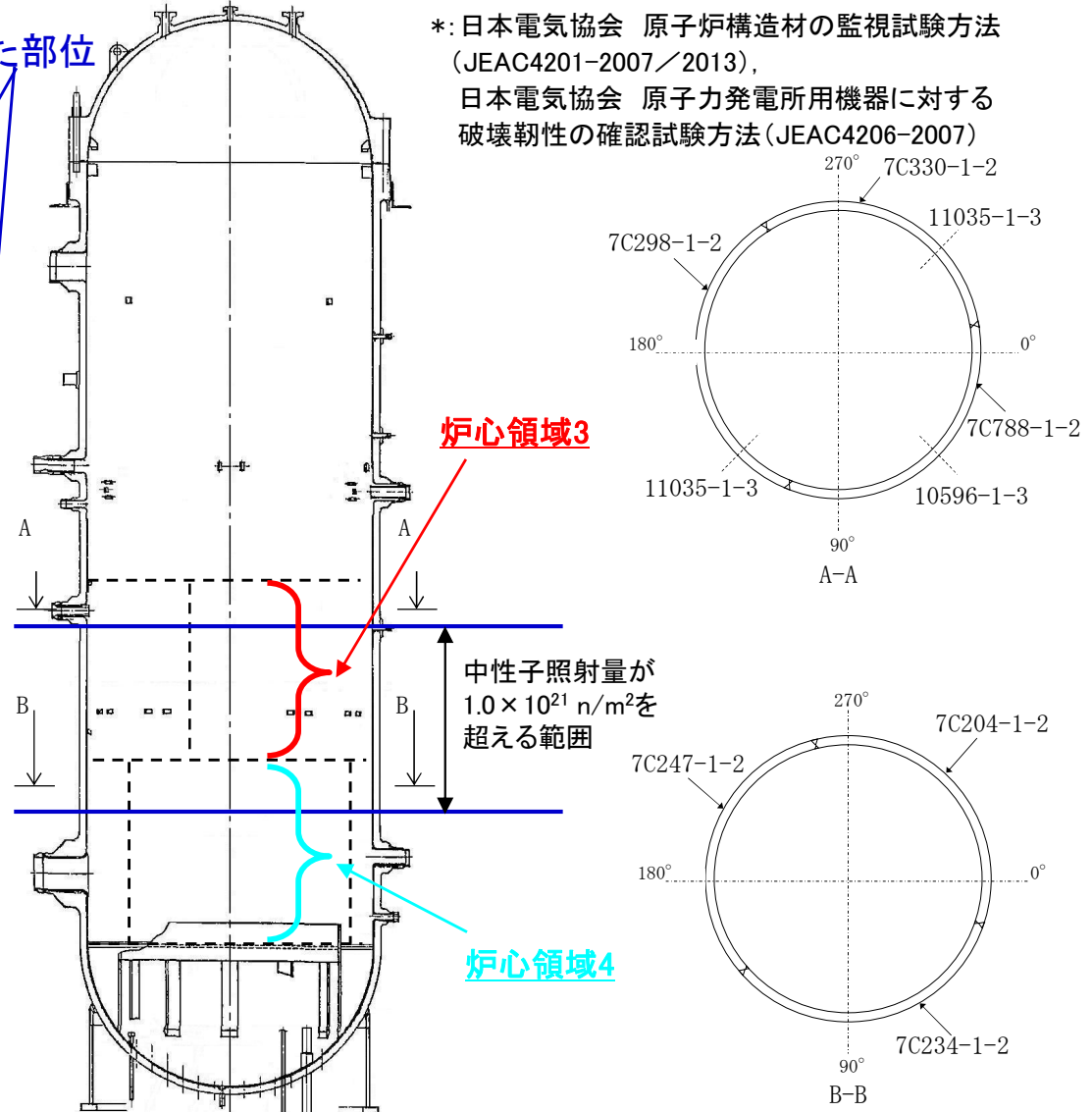
部位		識別番号
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2
	3-3	7C330-1-2
	4-4	7C788-1-2
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2
	4-2	7C234-1-2
	4-3	7C247-1-2
低圧注水ノズル*1	A	10596-1-3
	B, C	11035-1-3*2

*1: ノズルコーナー部は 1.0×10^{21} n/m²未満

*2: Bノズル及びCノズルは同じ材料であり、Bノズルを代表として実施

<溶接金属>

部位	溶接金属	
	識別番号①	識別番号②
原子炉 圧力容器胴	D51852	2X23-02205
	D53040	1810-02205
	D57310	2X23-02205
	D57310	3330-02205
低圧注水 ノズル	D53040	3818-02205
	D60468	3818-02205



*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013),
日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)

(2) 監視試験の代表性及び保守性－各部位の材料成分－

○各部位の材料成分は以下のとおりであり，最低使用温度の評価に適用している。

原子炉圧力容器を構成する材料の材料成分(母材)

部位	チャージNo	化学成分 (mass%) *				
		Cu	Ni	P	Si	
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2				
	3-3	7C330-1-2				
	4-4	7C788-1-2				
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2				
	4-2	7C234-1-2				
	4-3	7C247-1-2				
低圧注水ノズル	A	10596-1-3				
	B,C	11035-1-3				

*1: Bノズル及びCノズルは同一チャージであり，Bノズルを代表として実施

監視試験片を取り出した部位
(関連温度の評価は全ての部位で実施。)

原子炉圧力容器を構成する材料の材料成分(溶接金属)

部位	溶接材料		化学成分 (mass%) *			
	Y-204	YF-200	Cu	Ni	P	Si
原子炉圧力 容器胴	D51852	2X23-02205				
	D53040	1810-02205				
	D57310	2X23-02205				
	D57310	3330-02205				
低圧注水ノズル	D53040	3818-02205				
	D60468	3818-02205				

※原子炉圧力容器を構成する材料の材料成分は，比較的不純物が少ない。
JISによる化学成分は以下のとおり。

	Cu	Ni	P	Si
SS400*2				
SQV1A*3				

*2: 一般構造用圧延鋼材(JIS G 3101(2015))

*3: 圧力容器用調質型マンガンモリブデン鋼及びマンガンモリブデンニッケル鋼鋼板(JIS G 3120(2014))

(2) 監視試験の代表性及び保守性－60年時点の関連温度の算出－

○評価手法: 炉心領域にある全ての部位について60年時点の関連温度を算出した。

○評価結果: 低圧注水ノズル(コーナー部)が最も高い部位(最高値27℃)として抽出された。

原子炉圧力容器胴部(炉心領域部)の部材ごとの関連温度の予測値

部位	母材 識別番号	関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)
原子炉圧力容器胴 (炉心領域3)	3-2	7C298-1-2	-32	19
	3-3	7C330-1-2	-32	4
	4-4	7C788-1-2	-25	17
原子炉圧力容器胴 (炉心領域4)	4-1	7C204-1-2	-32	8
	4-2	7C234-1-2	-32	24*3
	4-3	7C247-1-2	-32	23
低圧注水ノズル (コーナー部)	A	10596-1-3	-28	24
	B, C	11035-1-3*2	-28	27*3

部位	溶接金属		関連温度 初期値(℃)	関連温度 移行量*1(℃)	関連温度(℃)
	識別番号①	識別番号②			
原子炉圧力 容器胴(炉心 領域3, 4)	D51852	2X23-02205	-43	52	9
	D53040	1810-02205	-43	54	11*3
	D57310	2X23-02205	-43	31	-12
	D57310	3330-02205	-43	42	-1
低圧注水 ノズル	D53040	3818-02205	-28	36	8
	D60468	3818-02205	-28	36	8

*1: 原子炉圧力容器内表面から板厚tの1/4深さ位置での予測値, ただし低圧注水ノズルについては板厚tの1/16深さ位置での予測値
(JEAC4201-2007/2013, JEAC4206-2007)

*2: Bノズル及びCノズルは同じ材料であり, Bノズルを代表として実施

*3: 部位ごとに最も高い関連温度を用いて最低使用温度を評価する。

(2) 監視試験の代表性及び保守性－ 60年時点の評価結果まとめ－

- 評価手法: 炉心領域にある全ての部位*について最低使用温度を算出した。
- 評価結果: 下表に示す通り, 60年時点での最低使用温度は低圧注水ノズルが一番高く53°Cと算出された。
- 保守性 : 監視試験の結果を包含する国内脆化予測法を用いて, 材料成分の異なる各部位ごとに関連温度を評価し, 最も高い最低使用温度を算定するとともに, 特別点検において炉心領域部に有意な欠陥は認められなかったものの, き裂が発生したことを仮定した評価を行っていることから, 評価には保守性を有する。

*: 中性子照射量が最も大きい圧力容器胴と, 中性子照射量は小さいものの構造不連続部であり応力が大きい低圧注水ノズルについて実施

部位ごとの原子炉圧力容器の最低使用温度の評価結果(まとめ)

部位			識別番号	A 関連温度 初期値(°C)	B 関連温度 移行量(°C)	C=A+B 関連温度 (°C)	D 余裕* T-RT _{NDT} (°C)	C+D 胴の最低 使用温度 (°C)
母材	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53
溶接 金属	原子炉圧力容器胴 (炉心領域3, 4)		Y-204:D53040 YF-200:1810-02205	-43	54	11	26	37
熱影 響部	原子炉圧力 容器胴	4-2	7C234-1-2	-32	56	24	26	50
	低圧注水ノズル	B, C	11035-1-3	-28	55	27	26	53

*: 保守的にき裂が発生したことを仮定した場合の温度。なお, 特別点検やこれまでの点検ではき裂は認められていない。

(3) 最低使用温度の選定と運転管理への反映

- (1)の監視試験結果に基づく原子炉圧力容器胴部の評価結果と、(2)の監視試験の代表性及び保守性の比較により、**運転開始後60年時点の最低使用温度は、(2)の部位ごとの評価結果に基づく53°Cが最も高いことを確認した。**
- 本結果に基づき、**原子炉圧力容器等の最低使用温度を53°Cと決定している。**
- 今後の発電所の運転管理において、プラントの起動時・停止時等で原子炉圧力容器温度が低温かつ原子炉圧力の昇圧前又は降圧後において*、**この最低使用温度(53°C)を上回る温度管理は十分に可能であることを確認している。(次頁参照)**

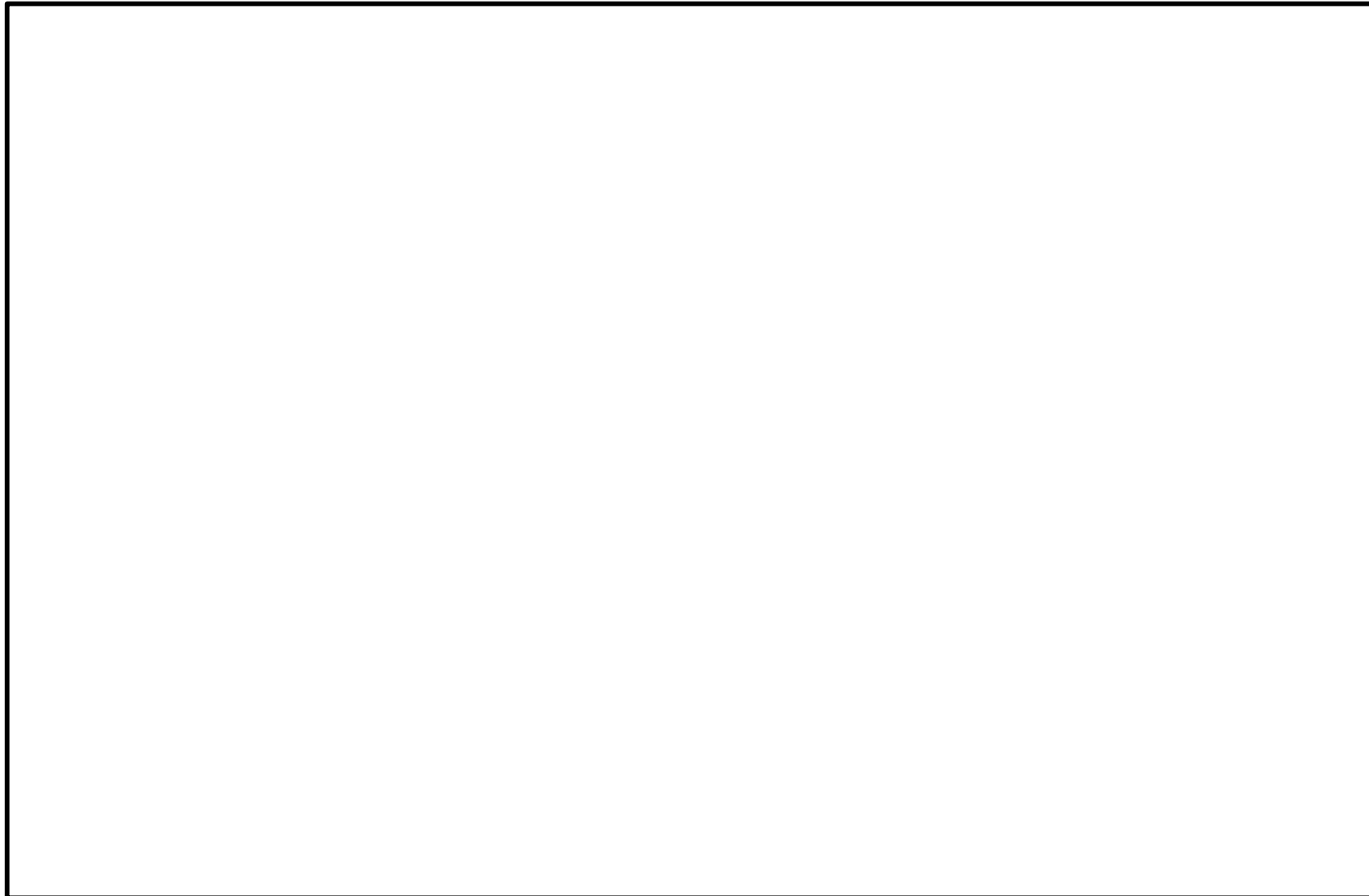
*原子炉圧力が高圧の運転期間中は冷却材温度が100°Cを上回り、原子炉圧力容器温度は最低使用温度を十分上回る。

60年時点の原子炉圧力容器の最低使用温度の
監視試験結果に基づく評価結果と部位ごとの評価結果の比較

	関連温度 初期値(°C)	関連温度 移行量(°C)	関連温度 (°C)	余裕 $T-RT_{NDT}$ (°C)	最低使用温度 (°C)
監視試験結果に 基づく評価結果 (母材, 熱影響部)	-25	36	11	26	37
部位ごとの評価結果 〔低圧注水ノズル〕 〔コーナー部〕	-28	55	27	26	53

プラントの起動時における最低使用温度管理について

- 東海第二発電所はBWRであり、原子炉水の温度上昇に伴い昇圧することから、最低使用温度が100℃未満であれば管理可能であるが、原子炉起動時は原子炉圧力容器(原子炉水)の加温に長時間を要する場合が想定される。
- 至近の運転サイクルの起動曲線実績より、原子炉水温度の実績は60年時点の最低使用温度53℃を上回る約58℃～約60℃に上昇できていることから、今後最低使用温度53℃を設定しても運用上問題ないと判断する。



(4) 5回目の監視試験を行う場合の対応方針

○今後の50年目の高経年化技術評価の実施にあたり、5回目の監視試験については、試験済みの監視試験片を再生して実施*する。

* 日本電気協会電気技術規程「JEAC4201-2007 原子炉構造材の監視試験方法」に基づき実施

○5回目の監視試験の実施時期については、保守管理に関する方針に基づき、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して実施する計画とする。

○なお、最も照射を受けた4回目の監視試験結果より、母材の方が熱影響部よりも関連温度が高いことを確認しており、全体の脆化傾向として母材で代表できるものと考える。

最も照射を受けた4回目の監視試験結果等より、母材、溶接金属及び熱影響部の評価については母材の評価で代表することが妥当と判断している。

○(1)に示した監視試験結果のとおり、関連温度移行量は、4回目(炉壁3)の溶接金属及び熱影響部について負の値であり、脆化の影響を受けていない。

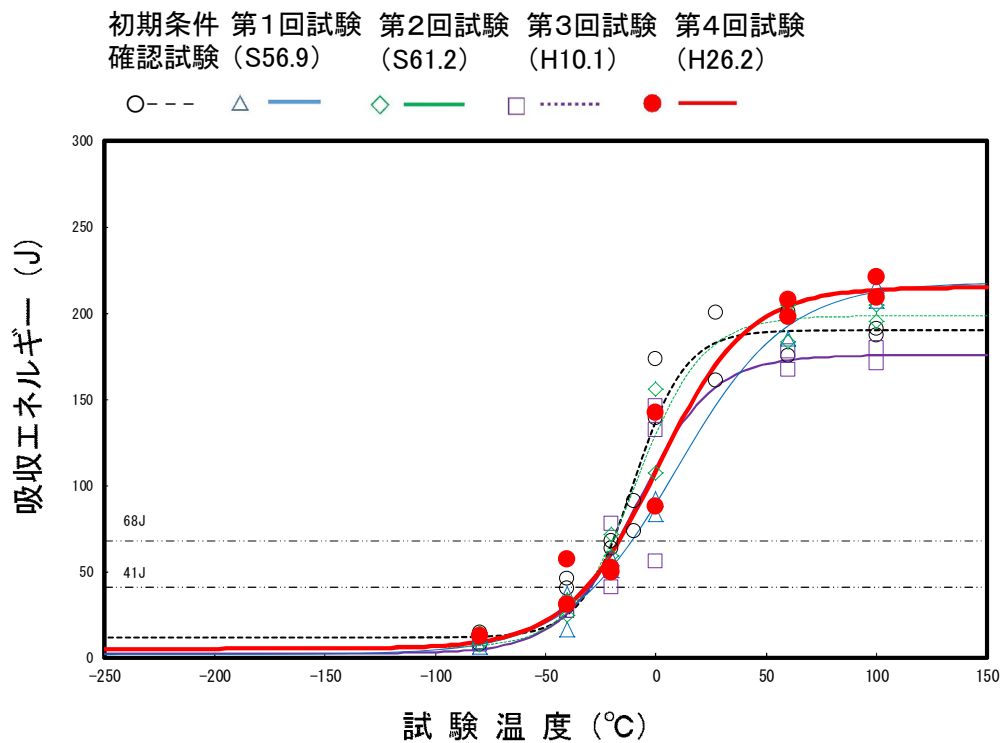
○(1)に示した60年時点の関連温度評価より、熱影響部の関連温度移行量が母材より小さいことを確認していることから、熱影響部の破壊靱性は母材と同等以上と考えられる。

○熱影響部の監視試験結果は、ばらつく傾向もあるが、他プラントのデータからも母材の監視試験結果にて包絡される傾向が得られている。

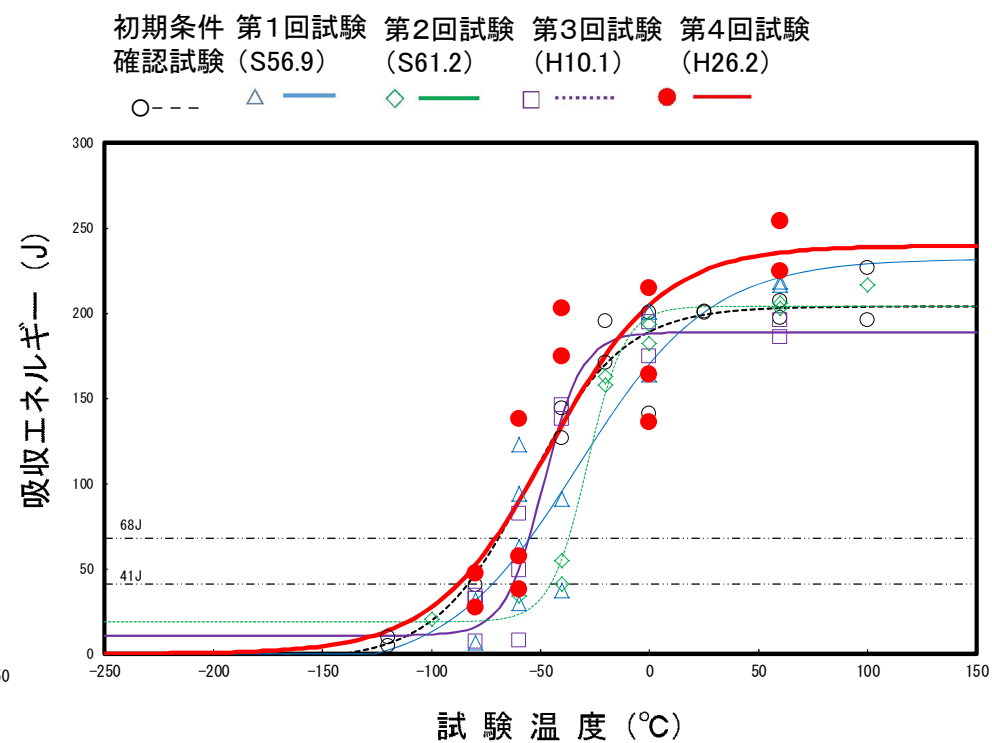
○関連温度及び最低使用温度の評価には保守性(別紙4)を見込んでおりプラントの管理上問題はない。

機器名	保守管理に関する方針
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器胴の中性子照射脆化については、今後の原子炉の運転サイクル・中性子照射量を勘案して第5回監視試験を実施する。

○ 監視試験片の実測結果



実測結果(溶接金属)



実測結果(熱影響部)

別紙2: 原子炉圧力容器胴の最低使用温度算出の流れ

- 規格*1には、供用期間中の原子炉圧力容器材料の破壊靱性の要求について関連温度を基準として規定されているとともに、関連温度予測値の算出方法についても規定されている。
- 圧力容器胴の最低使用温度算出にあたっては、60年時点の関連温度を算出した上で、供用期間中の圧力容器胴の破壊靱性要求を満足する温度(最低使用温度)を算出する。流れを以下に示す。

*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013),
日本電気協会 原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 (JEAC4206-2007)

① 圧力容器胴の60年時点の関連温度を算出 (JEAC4201-2007/2013)・・・(C=A+B)

60年時点の関連温度(C) = 関連温度初期値(A) *² + 60年時点の関連温度移行量予測値(B) *³

*2: JEAC4206-2007附属書Eに基づき算出 *3: JEAC4201-2007/2013附属書Bに基づき算出



② 圧力容器胴に仮想的に欠陥を想定した際の破壊靱性に対する要求温度を算出・・・(D)

(1) 関連温度を基準にした温度の関数として、破壊靱性値 K_{IC} が規定されている。

$$K_{IC} = 36.48 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})]$$

(2) 最大仮想欠陥の深さとして「板厚 t の $1/4$ 」を想定した際の、応力拡大係数 K_I を算出する。

(3) 想定欠陥による脆性破壊が生じないためには、(2)で得た応力拡大係数 K_I と破壊靱性値 K_{IC} の関係は、 $K_I \leq K_{IC}$ を満足する必要がある。(1)の式を変形して $K_I \leq K_{IC}$ を満足する余裕 $(T - RT_{NDT})$ として算出する。

$$T - RT_{NDT} \geq 1 / 0.036 \times \ln((K_I - 36.48) / 22.78)$$



③ 胴の最低使用温度を算出・・・(C+D)

最低使用温度として、①で得た圧力容器胴の60年時点の関連温度と、②で得た圧力容器胴の破壊靱性に対する要求温度を足し合わせる。

別紙3: 関連温度移行量の算出について(1/2)

○規格*に基づき、中性子照射による関連温度移行量の予測方法が以下のとおり規定されている。

*: 日本電気協会 原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC4201-2007/2013)

1. 関連温度移行量の予測値 = ΔRT_{NDT} 計算値 + M_R
2. ΔRT_{NDT} 計算値を、附属書表B-2100-2(沸騰水型原子炉压力容器に対する ΔRT_{NDT} 計算値)を用いて、以下手順で求める。
 - ① 計算に使用する中性子束 Φ_c に最も近い中性子束 Φ_a, Φ_b ($\Phi_a \leq \Phi_c \leq \Phi_b$)の表を選定。
 - ② 両表に対して、計算に使用するEFPY $_c$ に最も近いEFPY $_1, \text{EFPY}_2$ ($\text{EFPY}_1 \leq \text{EFPY}_c \leq \text{EFPY}_2$)における ΔRT_{NDT} 計算値を計算。銅及びニッケルの含有量に対しては比例法で補完して計算。
 - ③ EFPY $_1, \text{EFPY}_2$ における中性子束 Φ_c に対する ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{\text{NDT}1,c}, \Delta RT_{\text{NDT}2,c}$)を求める。

$$\Delta RT_{\text{NDT}i,c} = \Delta RT_{\text{NDT}i,a} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}i,b} - \Delta RT_{\text{NDT}i,a}}{\log \Phi_b - \log \Phi_a} (\log \Phi_c - \log \Phi_a)$$

- ④ EFPY $_c$ に対する ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{\text{NDT}c}$)を求める。

$$\Delta RT_{\text{NDT}c} = \Delta RT_{\text{NDT}1,c} + \frac{\Delta RT_{\text{NDT}2,c} - \Delta RT_{\text{NDT}1,c}}{\log \text{EFPY}_2 - \log \text{EFPY}_1} (\log \text{EFPY}_c - \log \text{EFPY}_1)$$

3. 求めた ΔRT_{NDT} 計算値 ($\Delta RT_{\text{NDT}c}$)に $+M_R$ を足し合わせる。(規格に基づき, $M_R = 22^\circ\text{C}$)

次ページに、一例として、運転開始後60年時点における原子炉压力容器胴(炉心領域4: 部位4-2)の関連温度移行量の算出過程を示す。

別紙3: 関連温度移行量の算出について(2/2)

評価条件及び附属書表B-2100-2の「EFPY」「Cu」読み値並びに「Ni」を比例補間した値は以下のとおり。

- ・EFPY: 38.94
- ・化学成分: Cu··%, Ni··%,
- ・関連温度初期値: -32 °C
- ・板厚t: t= mm
- ・板厚t の1/4深さ位置a mm
- ・板厚t の1/4深さ位置での中性子束: $\phi_c = 3.18 \times 10^8 \text{ n/cm}^2/\text{s}$

JEAC4201[2013年追補版]の 脆化予測評価表 (対応する中性子束 n/cm ² /s)		EFPY	Ni (mass%)		
			<input type="text"/>	<input type="text"/>	<input type="text"/>
附属書表 B-2100-2(3/14)	2 × 10 ⁸ (ϕ_a)	32 (EFPY ₁)			
		40 (EFPY ₂)			
附属書表 B-2100-2(4/14)	4 × 10 ⁸ (ϕ_b)	32 (EFPY ₁)			
		40 (EFPY ₂)			

EFPY₁, EFPY₂における中性子束 ϕ_c に対する ΔRT_{NDT} 計算値($\Delta RT_{NDT1,c}$, $\Delta RT_{NDT2,c}$)を算出。

$$\Delta RT_{NDT1,c} = \Delta RT_{NDT1,a} + \frac{\Delta RT_{NDT1,b} - \Delta RT_{NDT1,a}}{\log \phi_b - \log \phi_a} (\log \phi_c - \log \phi_a)$$

$$\Delta RT_{NDT1,c} = \text{} + \frac{\text{}}{\log(4 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)} (\log(3.18 \times 10^8) - \log(2 \times 10^8)) = \text{}^\circ\text{C}$$

同様に $\Delta RT_{NDT2,c}$ を計算。 $\Delta RT_{NDT2,c} = \text{}^\circ\text{C}$

$$\begin{aligned} \text{※} \Delta RT_{NDTc} &= \Delta RT_{NDT1,c} + \frac{\Delta RT_{NDT2,c} - \Delta RT_{NDT1,c}}{\log \text{EFPY}_2 - \log \text{EFPY}_1} (\log \text{EFPY}_c - \log \text{EFPY}_1) \\ &= \text{} + \frac{\text{}}{\log 40 - \log 32} (\log 38.94 - \log 32) = \text{} \doteq 34^\circ\text{C} \end{aligned}$$

よって、関連温度移行量の予測値 = ΔRT_{NDT} 計算値(ΔRT_{NDTc}) + $M_R = 34 + 22 = 56^\circ\text{C}$

○評価部位の選定

⇒JEAC4201より監視試験の対象は中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ を超える範囲とされている。今回、そのしきい値未満の部位(低圧注水ノズル)も評価対象に加えている。

○脆化予測式の値の採用

＜本文P.10 (2) 監視試験の代表性及び保守性 参照＞

⇒監視試験の結果を包含する国内脆化予測法を用いて関連温度を評価している。この時、実際に行った監視試験結果より厳しい国内脆化予測式に基づく値を採用している。

○関連温度の評価

＜本文P.6-8 (1) 原子炉压力容器胴部の中性子照射脆化 参照＞

⇒材料成分の異なる各部位ごとに関連温度を評価し、最も高くなる部位を抽出した。この部位は低圧注水ノズルであり、実際には中性子照射量が $1.0 \times 10^{21} \text{n/m}^2$ 未満である。

○最低使用温度の評価

＜本文P.10-13 (2) 監視試験の代表性及び保守性 参照＞

⇒き裂(板厚の1/4(低圧注水ノズルは1/16)の深さの欠陥)が発生したことを仮定した場合の温度(余裕 $T-RT_{NDT}$)を算定し、これを関連温度に加え原子炉压力容器の最低使用温度を評価した。なお、特別点検を実施し溶接金属、熱影響部を含めた炉心領域部に有意な欠陥は認められなかったことを確認している。

＜本文P.12-13 (2) 監視試験の代表性及び保守性、別紙2 参照＞

【補足】

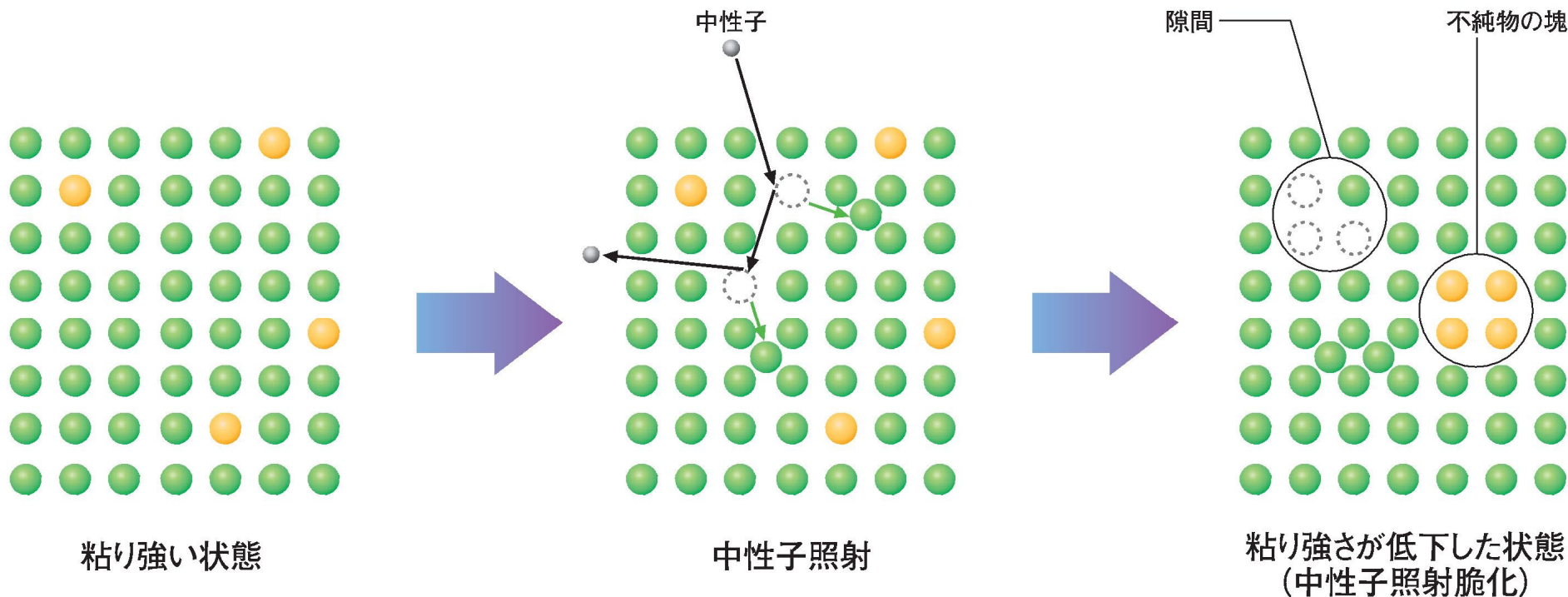
実際に原子炉压力容器内面から取り出した監視試験片の試験結果のばらつきについては、第4回の監視試験片の中性子照射量が比較的小さいことが要因の一つとして考えられる。中でも熱影響部は溶接により組織が複雑に変化していることが考えられ、試験結果のばらつきの傾向が高まることが考えられる。

<参考>中性子照射脆化のメカニズム

鉄は、**中性子を受けると粘り強さが低下(脆化)する**ことがわかっています。これは、鉄を原子レベルで見ると、鉄原子は粘り強い状態では規則正しく並んでいます。が、**中性子を受けると、鉄原子がはじき出されて隙間ができた**り、**不純物の塊ができた**りすることにより、規則正しさが乱れるためです。これを「中性子照射脆化」といいます。

中性子照射に伴う原子構造の変化(イメージ)

● 鉄原子 ○ 空孔 ● 銅原子(不純物原子)

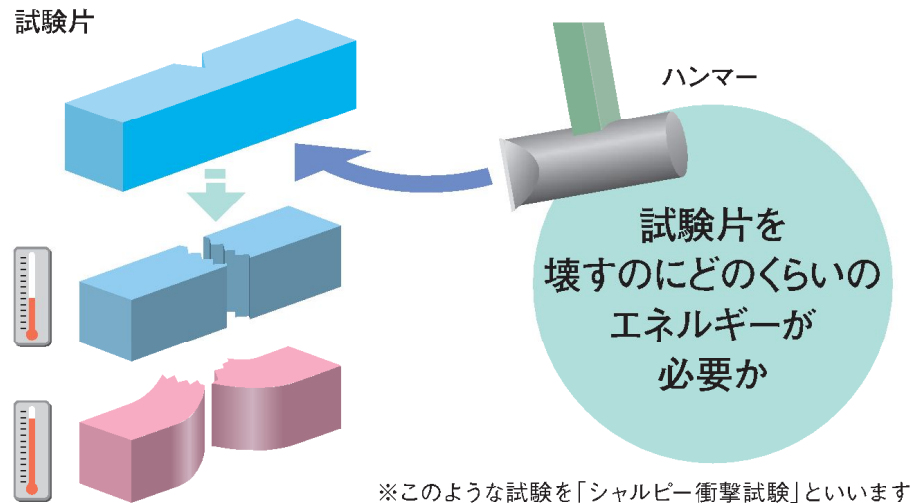


<参考>シャルピー衝撃試験と吸収エネルギーについて

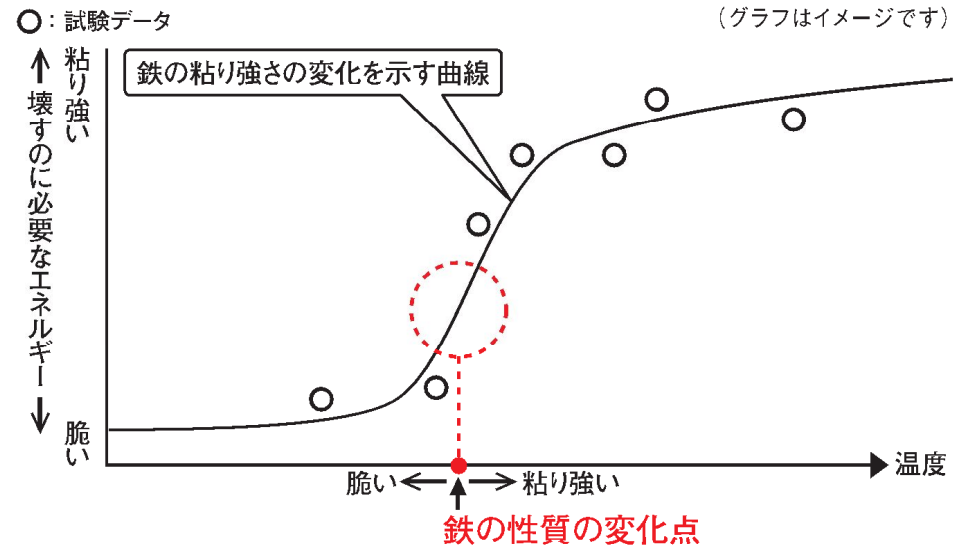
鉄などの金属は、ある温度以下になると粘り強さが低くなる性質があり、この性質が変わる温度を「脆性遷移温度」といいます。試験片を使ってこの温度を調べることで粘り強さの変化を確認できます。

具体的には、取り出した試験片の温度を様々に変え、衝撃を加えて壊す試験※を行い、試験片を壊すのに必要なエネルギーの量を測定することで確認できます。

衝撃試験のイメージ

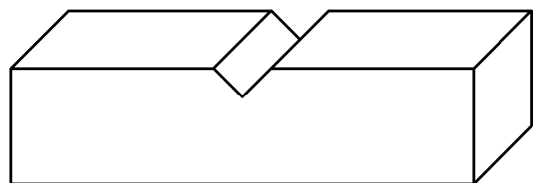


衝撃試験から得られた鉄の性質の変化

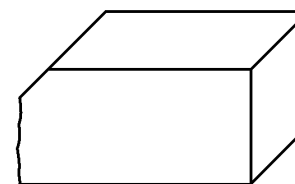
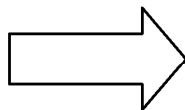


<参考> 監視試験片の再生について(1/4)

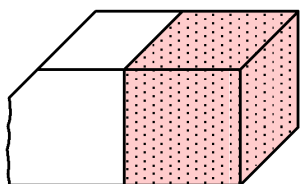
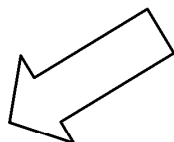
○日本電気協会電気技術規程「JEAC4201-2007 原子炉構造材の監視試験方法」にて、監視試験片の再生が導入されている。再生例は以下のとおり。



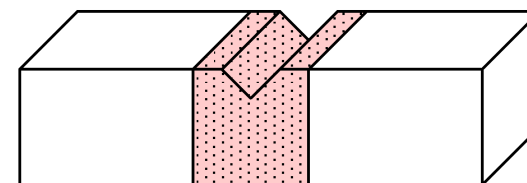
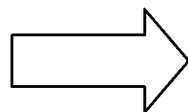
①照射済監視試験片



②試験後の残片を炉内に再装荷し、継続照射



③継続照射後の残片から、再生試験片用の部材を加工



④当該部材の周囲に補完材を接合し、試験片を再生

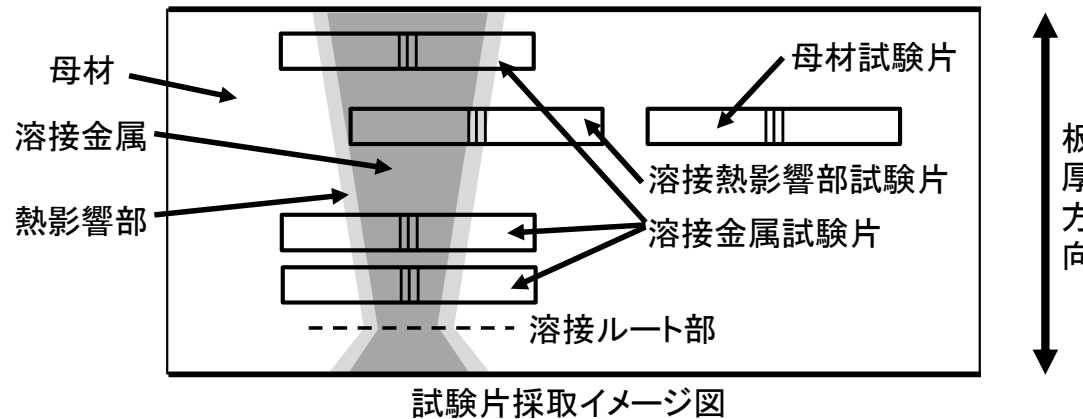
※出典：JEAC4201-2007の記述に基づき図示化

<参考> 監視試験片の再生について(2/4)

○第5回目の監視試験について

- 第5回目の監視試験は、第3回の監視試験片の残材を再生して実施予定

第3回の試験後の母材，溶接金属，熱影響部の監視試験片から，**母材，溶接金属，熱影響部の監視試験片をそれぞれ再生可能**



- 第5回目の監視試験は、第4回の監視試験結果がJEAC4201-2007(2013追補)の以下の規定に適合することから，**母材のみで実施する予定**であり，溶接金属及び熱影響部の試験が必要とは考えていない。

SA-2240 監視試験片の再生

- (2) SA-2363に定める長期監視試験計画において再生試験片を用いる場合の監視試験は，引張試験は除外し，衝撃試験を対象とする。なお，以下の条件を満たす場合には，溶接金属，溶接熱影響部の試験片を除外し，母材の試験片で代表しても良い。
- 溶接熱影響部：監視試験の衝撃試験の吸収エネルギー41Jに対応する温度が母材に比べて溶接熱影響部の方が低い場合。
 - 溶接金属：監視試験のRTNDT調整値が母材に比べて溶接金属の方が低い場合。

注：JEAC記載の「溶接熱影響部」は本資料中の「熱影響部」に相当する。

<参考> 監視試験片の再生について(3/4)

○監視試験について母材で代表できることに関する知見

- JEAC4201-2007では、以下のとおりとしている。

(解説-SA-1130-1) 溶接熱影響部試験片

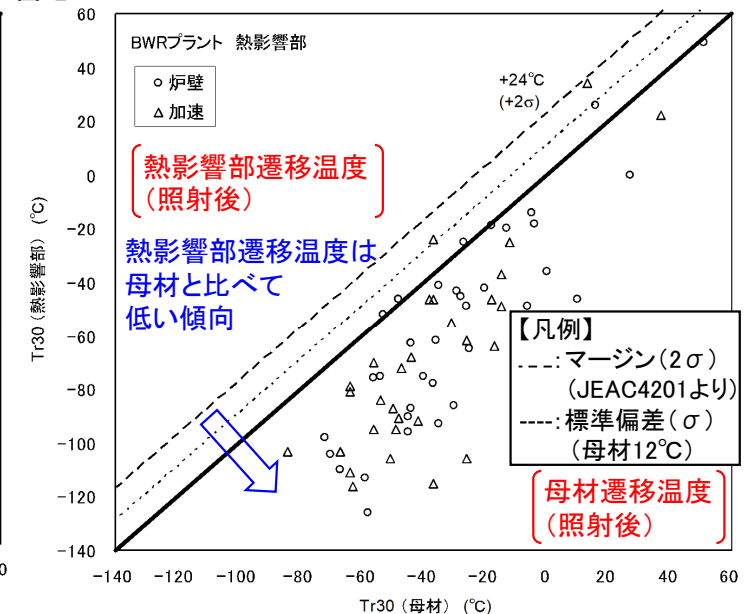
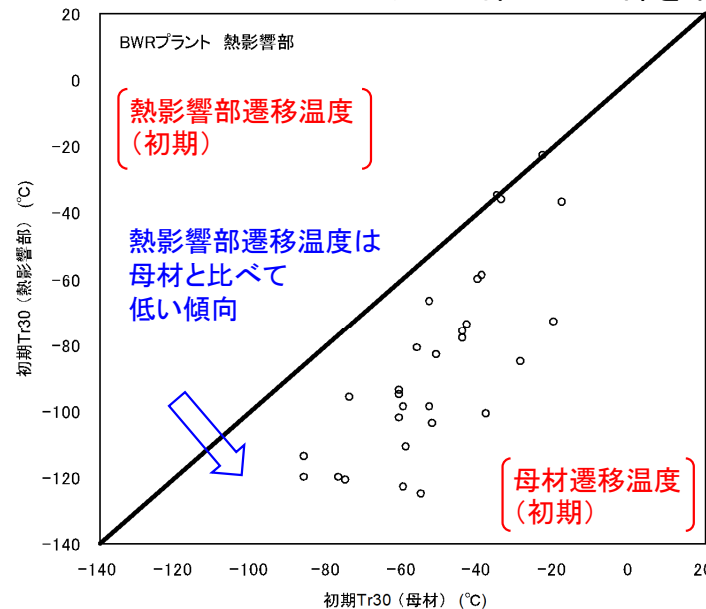
一般に、**溶接熱影響部**は溶接時に加熱・急冷され、その後の溶接後熱処理により再加熱されるため、材料の焼入れ・焼戻しと同様の熱履歴が付与されることから、**母材より良好な破壊靱性を示す傾向**にある。現在までに得られている国内軽水炉原子炉圧力容器の監視試験データの実績においても、**溶接熱影響部の照射前の破壊靱性は、母材と比較して同等以上**となっており、また中性子照射による遷移温度の移行量も母材とほぼ同等であることから、**溶接熱影響部は母材で評価を代表できる**ので、附属書BのB-2000の国内脆化予測法では**溶接熱影響部の脆化予測法は規定していない**。

注1: JEAC記載の「溶接熱影響部」は本資料中の「熱影響部」に相当する。

注2: 当社にて一部を朱書き

● 国内プラントの監視試験データの実績

熱影響部の遷移温度(Tr30)は基本的に母材の遷移温度よりも低く、熱影響部の照射脆化は母材の照射脆化により代表できると考えられる。



<グラフ出典>

「軽水炉圧力容器鋼材の照射脆化予測法の式化に関する研究-照射脆化予測法の開発- 研究報告: Q06019」(平成19年4月 財団法人 電力中央研究所)

(a) 初期 Tr30 の母材と溶接熱影響部の比較

(b) 照射後 Tr30 の母材と溶接熱影響部の比較

注: 当社にてグラフに記載追加

<参考> 監視試験片の再生について(4/4)

○監視試験について母材で代表できることに関する知見

●米国等海外プラントの動向

ASTM*¹ E185などにおいても、**熱影響部の監視試験片は不要**とされている。

(米国では、米国プラントの監視試験データにおいて熱影響部が母材に比べ高靱性であり、また、熱影響部材料は不均一な性質であるため、熱影響部のシャルピー試験データに有意なばらつきがあることを考慮し、熱影響部の試験を除外し母材で代表する方向で規格改訂され、NRC*²にエンドースされている。)

*¹ASTM規格：国際標準の工業規格

*²NRC：NUCLEAR REGULATORY COMMISSION(原子力規制委員会)

Final Rule Publication Date: 12/15/2020

Planned Rulemaking Activities - Rule

Return to Main page
Return to Index page

Rule Information Pre-Rule Proposed Rule Final Rule

Title: Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements (Appendix H)

Docket ID: NRC-2017-0151 RIN: 3150-AK07

Affected CFR Parts: 50

Associated PRM Numbers: -

Rule Phase: Pre-Rule Rule Type: Could Reduce Or Clarify Existing Requirements

Area of Regulatory Responsibility: Operating Reactors

NRC Office: Office of Nuclear Reactor Regulation (NRR)

Status: Completed - Converted to Direct Final Rule

Signature Authority: Commission Approval & SECY Signature Associated Guidance Documents: Yes

Abstract: This rulemaking would amend the NRC's regulations to revise the requirements for reactor vessel material surveillance programs. The purpose is to reduce regulatory burden by eliminating the testing of specimens that do not provide meaningful information and increasing the period for reporting test results to the NRC. This rulemaking would affect all commercial light-water reactor operating units and units under construction.

NRC Contacts

Name	Phone	Email
Schneider, Stewart	301-415-4123	Stewart.Schneider@nrc.gov

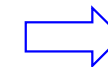
Additional Information: This rule was bifurcated from NRC-2008-0582.

Dates and Citations CFR

Estimated Dates for Rulemaking Projects Are Subject to Change

Rulemaking Plan Status	Rulemaking Initiation Date
Approved	8/8/2014

ASTM E185 - 1982
Beltline Base, Weld and HAZ



ASTM E185 - 1993
Beltline Base, Weld

NRC: Planned Rulemaking Activities

- Reactor Vessel Material Surveillance Program Requirements (Appendix H)

【NRC結論(本文)】

The heat-affected zone has been shown to exhibit superior fracture toughness compared to the base metal. In addition, test results from surveillance specimens have shown significant scatter of the heat-affected zone Charpy test data because of the inhomogeneous nature of the heat-affected zone material. This was the basis for eliminating the requirement for heat-affected zone specimens after the 1994 edition of ASTM E 185; thus, it is no longer prudent to require

【論点No.173】

原子炉圧力容器等の劣化状況評価及びその保守性並びに評価を踏まえた運用等に関する詳細かつ丁寧な説明について

【委員からの指摘事項等】

No.161

原子炉圧力容器の最低使用温度の評価に関して丁寧に説明すること。

P.3-15,17-20

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.252

・圧力容器自体の劣化状況

P.3-15,17-20

No.342

5. 劣化状況評価 とくに中性子照射脆化 P.71.72 (40年超の安全は不明)

P.3-15,17-20

No.353

原子炉圧力容器の経年劣下評価

P.3-15,17-20

No.406

金属疲労, 脆化, 破断についての説明が不十分であり, 超音波で安全といえるのか

P.3-15,17-20

「特別点検, 劣化状況評価及び保守管理方針」
特別点検参照

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.753

P.3-15,17-20

原子炉圧力容器は中性子の照射により脆くなっていく。その目安が「脆性遷移温度」である。脆さが増すと脆性遷移温度は高くなり、原子炉事故時に注水される水の温度や圧力容器内面のき裂の大きさによっては圧力容器が破壊されてしまう。照射脆化の調査を行うため監視試験片を炉内にいれている筈だが、高経年化評価、および特別点検で検査した結果を単に「特に重要となる内表面近傍の欠陥がないことを確認した」的な曖昧表現でなく、本来あるべき管理値に対し、劣化傾向をトレンド的に示し20年の運転延長に耐えられるかを明らかにすること。現に欧州原発で40年を超過した原子炉圧力容器にひび割れが見つかり、東海第二もGEからの輸入品であることを考えれば、ひび割れの可能性が考えられる。特に東海第二は第一世代と言われる70年代の原発であり、容器の材質が非常に悪い。銅などの不純物がたくさん入っているとも言われており、中性子が当たると不純物が固まって脆くなる可能性を秘めている。参考までに、原子炉圧力容器の設計寿命は40年となっている。東電1F-1の原子炉設置許可申請書にも40年と出している。また、BWRではシュラウドにひび割れが見つかり、1F-3、敦1、島根1では交換している。評価結果により、運転延長する場合は、原子炉圧力容器、シュラウド等の交換も実施することを検討のこと。

No.837

P.3-15,17-20

(7)炉心シュラウド等の応力腐食割れ(施設設備の老朽化)

炉心シュラウド及び上部格子板の応力腐食割れが発生すると推定しているが、どのような根拠で、いつごろ発生すると推定しているか、また、それが問題にならない理由を知りたい。

No.929

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」
劣化状況評価参照

意見

安全性で問われている問題の中で、中性子線による脆性破壊のリスクにたいしての説明や沸騰水型改良標準化適用格納容器でMARK-IIは、容器がコスト面で小型化したことの欠点等が指摘されています。それらの安全面に対してのの説明等一切なかったのですが、問題ないと断言できるのでしょうか？それともリスクも把握しているが現状問題なしとのことなのか説明すべきと思いました。

P.3-15,17-20

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム
(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.930

当初原子力発電所は40年と決めて、進めたはずなのに20年延長という事が出た背景は、どこまで検証されたのか、説明もないのですが、脆性破壊の劣化予測モデルが実際とあっていないことなど、明確にしてもらわないと安心できない。また、専門性が高すぎて意見をだせと一般県民に説いてもなかなか意見も言えないのが現状だと思われま。沸騰水型の第一号であれば、しっかり検証し、予測値との差などでいていないかなど見極めて進めていただきました。

No.968

P.3-15,17-20

40年もたってしまった機械は古くなり劣化します。周囲の部品はとりかえられるにしても、肝心の圧力容器や格納容器はとりかえることも修理することもできません。

P.3-15,17-20

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」参照

No.991

2, 稼働して40年経過したということは核燃料の燃焼による炉への経年疲労は相当なものがあると思われま。

No.1183

P.3-15,17-20

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」劣化状況評価参照

事故・故障の未然防止対策

○圧力容器、シュラウドなどは30年余の中性子照射・脆化により耐用年数は超過したので熱衝撃で破損の恐れが大きい。

「特別点検、劣化状況評価及び保守管理方針」劣化状況評価参照

* 委員指摘事項等及び県民意見は第15回ワーキングチーム(令和元年6月26日)資料3-1及び資料3-2に基づく

【論点No.173】

原子炉圧力容器等の劣化状況評価及びその保守性並びに評価を踏まえた運用等に関する詳細かつ丁寧な説明について

指摘事項等・県民意見に下線を記載
対応する資料頁数等を 内に記載

【委員からの指摘事項等】

<第17回ワーキングチーム指摘事項>

原子炉圧力容器の中性子照射脆化評価に係る保守性の重なり及び各々のマージンの定量的説明等について
(余裕(T-RTNDT)に関する詳細な説明を含む)

P.18-21

【論点No.174】

監視試験の代表性及び保守性について

【委員からの指摘事項等】

No.162

中性子照射脆化の問題となる胴部では板が3つあり、それぞれ化学成分が異なる。例えば、7C330-1-2は監視試験片を取り出した部位とのことであるが、これは他の板に比べて、化学成分の代表性はきちんと担保されているか。化学成分が違ふと関連温度移行量の変化も違ふので、一番厳しい材料を見ているか確認したい。

P.10-14

【論点No.175】

5回目の監視試験を行う場合の対応方針について

【委員からの指摘事項等】

No.163

監視試験片として4カプセル装荷して、4回監視試験を行っているが、5回目の監視試験のカプセルはどう対応するのか。

P.3-9,16,24-27

【県民意見(頂いたご意見・特に関心のある事項)】

No.500

③劣化状況評価が不十分なのに合格としたこと。(P.71ちゃんとしたテストピースはもうないのに)

No.834

P.3-9,16,24-27

(4)中性子照射等による炉内構造物の劣化予測(施設設備の老朽化)

中性子照射の影響を受けた炉内材料の劣化状況を確認するため、圧力容器内に設置している材料試験片は、定期的に取り出して監視試験を実施しているが、この試験片が残り1点だけで、今後は、新しいものを入れるようであるが、十分に信頼できる評価ができるか疑問である。

No.925

P.3-9,16,24-27

p71に関連して、原子炉圧力容器の中性子照射脆化についてJEACで監視試験が基定されているが、東海第二では監視試験片(4対)がすでに実施され試験が出来ない。

再生試験片を入れたと聞いたが母材は出来ても、溶接金属、HAZの試片は再生出来ない。

JEAC(法)にていしょくするのでは

P.3-9,16,24-27

No.1184

東海第二はテストピースが極端に少ないか又は無きに等しいので、審査は誠に不十分。圧力容器は再審査する必要あり。

P.3-9,16,24-27

【論点No.174】

監視試験の代表性及び保守性について

【論点No.175】

5回目の監視試験を行う場合の対応方針について

【委員からの指摘事項等】

<第17回ワーキングチーム指摘事項>

5回目の監視試験の対象部位等及び監視試験片の再生について

P.3-9,16,24-27