

## 第 4 5 回技術情報検討会の結果概要について

令和 3 年 5 月 1 2 日

原 子 力 規 制 庁

本年 4 月 1 4 日に開催された第 4 5 回技術情報検討会の結果概要について報告する（別紙 1 及び参考参照）。

別紙 1 第 4 5 回技術情報検討会 結果概要

参考 第 4 5 回技術情報検討会資料

## 第 4 5 回技術情報検討会 結果概要

### 1. 開催日：

令和 3 年 4 月 1 4 日（水）

### 2. 出席者：

山中委員、石渡委員、田中委員、櫻田技監、山形対策監、大村審議官、金子審議官、市村部長、技術基盤 G：遠山技術基盤課長・各安全技術管理官、原子力規制部：各課長・安全規制管理官ほか、JAEA：西山副センター長・中塚 Gr 技術主幹

### 3. 主な内容

#### (1) 技術情報検討会の進め方等の改定について

技術情報検討会の進め方等について、改定した。主な変更は以下のとおり。

##### ① 原子力規制委員会への報告対象及び報告時期の変更

- ✓ 報告対象を事故・トラブル情報、海外規制動向情報から、議題全てに変更
- ✓ 報告時期を炉安審・燃安審への報告後から、検討会開催後 1 か月以内に変更

##### ② 炉安審・燃安審への報告対象の変更

- ✓ 報告対象を事故・トラブル情報、海外規制動向情報から、議題全てに変更

#### (2) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見

##### 1) 最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザードに関するもの）(案)

（期間：令和 2 年 12 月 12 日から令和 3 年 3 月 12 日まで）

以下について報告及び議論を行った。

##### ① NRA 技術報告「野島断層の断層破碎物質を用いた地震性すべりの直接的年代測定手法の検証」に係る最新知見について

（概要）

- 本研究は、安全研究「断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究」（実施期間：平成 25 年度～令和元年度）プロジェクトのうち「定量的評価手法に基づく断層の活動性評価手法の整備」に係る研究テーマの一部である。
- 本研究では、活動時期の分かっている断層を対象として、ボーリング調査等によって採取した断層破碎物質を用いて年代測定を行い、直接的な年代測定手法の有効性について検証した。

- 1995年の兵庫県南部地震で地表変位が確認されている野島断層を対象として深部ボーリング調査等によって異なる深度の断層破碎物質を採取し、それぞれの試料について直接的年代測定としてルミネッセンス（OSL及びITL）年代測定、電子スピン共鳴（ESR）年代測定、K-Ar年代測定を実施した。
- その結果、いずれの年代値も地下深部ほど若くなることが示された。この中で、ルミネッセンス年代値は、深度897mの一部の断層破碎物質において、野島断層の最新活動時期（20年前）に対して数万年前の評価結果となり、活断層の認定に当たって、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合の基準である中期更新世以降（約40万年前以降）における断層活動の有無を判断する情報が得られることが示された。
- 以上のことから、断層破碎物質を用いたルミネッセンス年代測定が断層の活動性評価に有効であることが示された。

（議論）

- 野島断層は、二十数年前に動いたものが、一番新しい測定結果で約1000年前とされた。実際に審査に応用することを考えると、いろいろな活動年代、地質条件の断層について、継続的に検討していくことは重要である、今後、研究を続ける予定かという質問があった。報告者より、野島断層でしか検証しておらず、古い断層でも同様の結果が得られるのかについては、今後検証を行っていきたいと回答した。

（対応）

- 本研究は、断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法による評価結果の一例について記したものである。よって、本知見により現行規制基準及びガイドを直ちに反映する事項はない。
- 本研究では、断層破碎物質を用いたルミネッセンス年代測定はK-Ar年代測定に比べて信頼性の高い断層活動年代の評価手法であることを示す情報が得られたことは、審査にとって有用な知見であるといえる。このため、事業者に対して本知見を周知することとしたい。

## ② 内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について（概要報告）」に関して公開されたデータを用いた分析結果について

（概要）

- 第41回技術情報検討会等において「内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について（概要報告）」について（案）」を報告した。その際、詳細なデータが公開された場合には、波源設定の考え方や解析条件等に関する分析の要望があったことから、分析の結果

を報告する。

- 公開された津波断層パラメータを用いて、日本海溝（三陸・日高沖）モデル及び千島海溝（十勝・根室沖）モデルそれぞれの地震モーメント、平均すべり量等を算出した。
- 算出した地震モーメント ( $M_0$ ) 及び面積 ( $S$ ) 並びに平均すべり量 ( $D$ ) 及び面積 ( $S$ ) の関係を、スケーリング則による津波断層モデルで用いる手法（円形クラックモデル及び回帰分析モデル）と比較した。
- その結果、津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルの地震モーメントは、同じ面積で比較したとき、円形クラックモデルの約 2 倍、回帰分析モデルの約 4 倍であった。また、津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルの平均すべり量及び面積の関係も円形クラックモデルの約 2 倍、回帰分析モデルの約 4 倍であった。これは、津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルの地震モーメントが、スケーリング則による津波断層モデルの地震モーメントに比べて大きな値になっているのは、津波発生年代が異なる全ての津波堆積物を、一つの津波断層モデルで再現しようとしたことによると考えられる。
- 津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルの不均一なすべり分布の特徴を把握するため、特性化波源モデルと比較した。
- その結果、日本海溝（三陸・日高沖）モデルは、特性化波源モデルと比べて、平均すべり量の 2 倍となる領域の累積面積比率が小さいことを確認した。一方、千島海溝（十勝・根室沖）モデルでは、特性化波源モデルとほぼ同じ累積面積比率であることを確認した。平均すべり量の分析結果も踏まえると、日本海溝（三陸・日高沖）モデルでは、より狭い領域に大きなすべり量が設定されたと考えられる。

（議論）

- 審査で扱っているモデルより大きい応力降下量となっている一つの要因として、複数回で堆積した津波堆積物を一つの波源モデルでモデル化しているため、すべり量を含めて大きな結果になっていることがある。本来、内閣府のモデルは、広範囲な場所で最高水位を出すために、スケーリング則よりも大きなすべり量、平均応力降下量を与えることによって実現しているので、モデル化の手法そのものというより、津波水位を考慮するのが適当と思う。内閣府は、広範囲に津波水位を算出しているが、例えば、東通の津波について審査をする場合に考慮すべき津波水位は、どの程度の範囲になるのかという質問があった。報告者より、内閣府が今回公表したのは、海岸線に沿った詳細なデータなので、発電所のサイトに関わる部分を参照することとなると回答した。

- 審査の中で、大すべり域の配置等を変化させて、津波水位を出すことがあるので、大すべり域の配置を南北に移動させて想定津波群をつくり、内閣府のモデルによる津波水位よりも上回っているかを確認するというのも一つの考え方かと思うがどうかという質問があった。報告者より、審査ガイドに記載のある、周辺で確認されている津波堆積物の標高を上回るかを考慮すればよいと思うが、どの範囲までの津波堆積物を対象にするかということは、議論の余地があると回答した。
- 津波評価は上昇側だけでなく、下降側の水位も算出することができるが、例えば、内閣府のモデルは下降側の水位は算出していない。ただし、上昇側に比べると、下降側の水位というのは、重要性は低いと考えるという発言があった。
- 資料には「内閣府の策定した津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルによる評価は、津波堆積物の再現による手法であり、その性質上、過去の情報にのみ基づいている。審査ガイド等は「過去の事例によるだけではそれを超えるものが発生する可能性を否定したことにはならないこと(3.3.1)」としており、津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルによる評価は、基準津波を想定する方法としてこれだけでは十分ではない。」とあるが、何を懸念しているのか質問があった。報告者より、審査ガイドは、津波断層モデルを設定するときの留意点として、東北地震のときの反省も込めて「過去の事例によるだけではそれを超えるものが発生する可能性を否定したことにはならない」としたもので、仮に内閣府の方法を認めてしまうと、想定すべき津波断層モデルが固定されてしまうという危惧があったためであると回答した。

(対応)

- 津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルは審査ガイド等の「行政機関による既往評価」と位置付けて、この津波断層モデルによって評価される津波水位を考慮するのが適当であると考え。
- 前回報告では、新規制基準及び審査ガイド等を改定する必要はないとしたが、本報告においても新たな知見は得られなかったことから、これに変更はないと考える。なお、現在審査中の施設(大間、東通)については、審査の中で本知見の取扱いを確認していくこととなる。

## 2) 最新知見のスクリーニング状況の概要(自然ハザード以外に関するもの)

(案)(期間:令和2年12月12日から令和3年3月12日まで)

以下について報告及び議論を行った。

- ① NRA 技術報告「原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する

影響因子の分析とそのモデル化に関する検討」に係る最新知見について  
(概要)

- 本 NRA 技術報告では、新規制基準に関する新たな規制要求の確認に資する知見を拡充し、審査における三次元 FEM モデルを用いた評価の妥当性を確認する際の技術的根拠として活用されることを目的に、影響因子を文献調査より抽出し、地震応答解析における影響が大きいと想定される水平 2 方向及び鉛直方向の地震動入力（以下「影響因子①」よいう。）及び建屋－地盤間の接触・剥離現象のモデル化（以下「影響因子⑥」という。）について、地震応答解析を行った。
- 過去に IAEA で実施された柏崎刈羽原子力発電所 7 号機原子炉建屋ベンチマーク解析を対象に、三次元 FEM モデルを作成した。地盤物性は、上述の影響因子の感度を確認するため、標準的な地盤物性とし、せん断波速度は 880m/s の一様な成層地盤とした。入力地震動は、JEAG4601 (2007) による経験的な方法に基づく応答スペクトル波とした。
- BWR の原子炉建屋の水平 1 方向入力による解析と水平 2 方向及び鉛直方向入力による解析結果の比較から、影響因子①が各階の最大応答加速度及び床応答スペクトルに与える影響は小さいことを確認した。
- 影響因子⑥については、建屋と地盤間を非線形要素もしくは簡易な線形要素でモデル化することで地盤の拘束効果が低下すること、簡易な線形要素を用いた場合、鉛直方向の床応答スペクトルの一部周期帯に、建屋回転挙動の増大に伴う応答の増幅が現れることを確認した。
- 地震時挙動の分析・評価により得られた技術的知見を建屋及び機器設備の耐震安全性上の留意点として整理し、動的耐震解析要領（案）として取りまとめ、本 NRA 技術報告に加えた。

(議論)

- 本 NRA 技報では、柏崎刈羽原子力発電所 7 号機（以下「柏崎刈羽」という。）を対象に、三次元 FEM モデルを作成したとあるが、地盤せん断波速度 880m/s というのは、柏崎刈羽の条件ではない。これは柏崎刈羽の標準的な値という意味ではないという理解でよいか質問があった。報告者より、ここでは特定のプラントを対象とするのではなく、平均的なところを評価したいという考えで、BWR の発電所サイトの地盤せん断波速度が、700～1600 まで分布していることから、880 という数値を設定したとの説明があった。

(対応)

- 本 NRA 技術報告は、建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に関するものであり、動的耐震解析要領（案）は、①現行の三次元 FEM モデルを用いた質点系モデルの妥当性確認や水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の適切な組合せ等に関する審査及び②将来のより現実的な振動性状や応答性状を

見据えた三次元 FEM モデルの妥当性確認の際に活用される。

## ② 航空機落下事故に関するデータについて

(概要)

- 「实用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について（平成 21・06・25 原院第 1 号）」に示されている航空機落下事故の分類に従い、平成 10 年 1 月から平成 29 年 12 月までの 20 年間を対象に航空機事故データ等の調査結果をとりまとめ、NRA 技術ノート「航空機落下事故に関するデータ（平成 10～29 年）」として公表している。
- 航空機事故データ等の更新を行い、平成 11 年 1 月から平成 30 年 12 月までの 20 年間を対象に NRA 技術ノート「航空機落下事故に関するデータ（平成 11～30 年）」としてまとめ、令和 3 年 2 月 2 日に公表した。

(議論)

- 「实用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」は、20 年間を対象に航空機事故データ等の調査結果をとりまとめとあるが、20 年間とした理由は何かとの質問があった。報告者より、別途回答することとなった<sup>1</sup>。

(対応)

- 本 NRA 技術ノートは、保安規定に従って最新知見に基づき航空機落下確率を事業者が再評価する際に参考となるものである。また、再評価の結果防護措置が必要となった場合の設置変更許可申請等において、規制庁が判断する際にも参考となるものである。

## (3)「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」から得られた知見の規制への取り入れに関する検討の進め方

(概要)

- 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめに関しては、令和 3 年 4 月 7 日の原子力規制委員会において、中間取りまとめから得られた知見の規制への取り入れについて技術情報検討会で検討する方針等が了承された。そこで、技術情報検討会においては、以下のとおり検討を進めることとしたい。
- 中間取りまとめから得られた知見等を踏まえた論点に関して、基準に取り入れるべきもの、審査・検査実務に際して参考とすべきもの、さらなる調

<sup>1</sup> その後確認したところ、「实用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について（平成 21・06・25 原院第 1 号）」において、理由として「集計期間を長くにとって、現在、運航されていない古い世代の航空機を対象としても現実的ではなく、また、集計期間が短すぎると統計量として十分でないと考えられるため、原則として最近の 20 年間とする」とあった。

査・研究が必要であるもの等に分類した上で、基準として考慮すべき事項を特定するなど半年程度を目途に一定の結論を得る。

- 本日の技術情報検討会において、検討に当たり留意すべき点などについて意見交換を行う。その結果を踏まえ、各論点が基準や審査・検査実務のどの部分に関連するか整理して次回の技術情報検討会において示すこととしたい。その後、現在までに得られている知見に基づき関係する基準や審査・検査実務を改める必要があるかどうか等について検討することを基本とするが、具体的な進め方については検討状況に応じてその都度議論することとしたい。また、必要に応じ、関係者による臨時の技術情報検討会を実施し議論を進めることとしたい。
- 中間取りまとめから得られた知見（以下「9つの知見」という。）と論点については、以下のとおり。
  - ✓ 1、2号機、3、4号機は、排気筒を介して連結されており、その主要な箇所、特に1、2号機の排気筒（Exhaust stack（以下「スタック」という。））の基部に汚染が見られた。また、建屋内部の調査から、各号機の非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）に排気筒側にグラデーションを持った汚染が見られた。
  - ✓ 2号機のラプチャーディスクのごく近傍の線量を確認したところ、 $50\mu\text{Sv}$ というバックグラウンドよりも低い値が確認された。ベントに成功している3号機の線量は $50\text{mSv}$ 以上あることから、2号機のラプチャーディスクが作動していない、いわゆるベントができていないという結論を導いた。【論点1】
  - ✓ 1号機のフィルタトレインは、SGTSで $3\text{Sv}$ 程度と高い線量で、建屋内部もスタック側のフィルタの線量が高く、2号機においても、一定程度スタック側のフィルタの線量が高かった。
  - ✓ 1、2号機は、スタックの上に導かれるSGTS配管が見えないということが航空写真から確認された。また、建屋内部の設計・構造についても図面上及び内部調査から、SGTS配管がスタックの上部に接続されていなかった。【論点2】
  - ✓ ベントガスがスタックにより排出できなかったこと、及び1号機から2号機にベントガスが流入するメカニズムがあったのではないかとこの点については、流動シミュレーションを実施した。
  - ✓ SGTSフィルタユニットについては、1、2号機、3、4号機で、同じような傾向の汚染であり、建物内部にガスが逆流したことの一つのエビデンスである。また、4号機は、当時運転していなかったが汚染されていること、スタックの流入側が汚染されていることから、流入のメカニズムが、ある程度分かってきた。【論点3】
  - ✓ 今回の事故分析検討会のFP放出経路の議論の中で、サプレッションチ

エンバとドライウェルの間に接続されている真空破壊弁の一つが故障して、ベント時にドライウェルの気体がスクラビングを経由せずに排気されたのではないかという議論があった。これは、複数設置されている真空破壊弁のうちの2個、2か所において非常に高線量が確認されたことが根拠となっている。【論点4】

- ✓ 事故当時の福島第二原子力発電所1号機の場合、真空破壊弁が多数回振動し、シール材が外れていることが確認された。このような場合、ドライウェルとウェットウェルの気体が行き来することとなり、スクラビングを経由せずにベントされてしまうということもありうる。このような事例は、PRAの事故シーケンスの一つとして検討していくべきではないか。【論点4】
- ✓ 水素爆発については、福島中央テレビと日本テレビに協力いただき、画像の超解像処理を行った。その結果によれば、先行的に建物がゆがみ、建物の上に炎が出て、その後、大きな爆煙が広がっていた。一見、一つの現象であったようなものが、解析によって、水素の爆発の形態、黒煙を伴う物質が燃えている状況、炎の色等が新たに判明した。
- ✓ 水素爆発には、爆轟と爆燃という二つの要素があり、爆轟は水素濃度が高い状態において、音速を超えるような爆発速度で物が壊れるが、今回調査した3号機の建屋内部には、配電盤や配管等健全な状態で残っていることが確認できた。よって、3号機で発生した水素爆発は、爆轟より低い濃度で発生する爆燃によるものではないかと考えている。【論点5】
- ✓ 3月11日20時頃、圧力が大きく下がって主蒸気逃がし安全弁(以下「SRV」という。)が閉になる条件で弁が閉じず、圧力が上下動を繰り返しているということがあった。SRVの挙動が非常に不安定な中途の開閉状態が続いていたことについて分析を行っているが、SA時の機器の動作については検証する必要がある。【論点6】
- ✓ また、その後、圧力が高まり、安全弁が機能する領域において、高圧注水系の運転が終わった後、3月13日の4時30分頃からは、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会の報告によれば、安全弁ではなく逃がし弁が動作していたであろうとされている。しかし、窒素ガスも使い切っていること、0.2MPa程度の圧力の上下動を繰り返しているが、これは、SRVのばねが圧力や温度によって軟らかくなり、安全弁機能が設定より低い圧力で作動したためではないか。【論点7】
- ✓ 安全弁については、最初は開いていたが、開閉を繰り返して次第に開のストロークが小さくなっている。これは、水蒸気の圧力と、これと共存する水素のような非凝縮性ガスの両者による弁を押す流体の性質による影響ではないかということ进行分析している。
- ✓ 3号機において作動した1回目のベントについては、2号機と同様に当初

はラプチャーディスクの設定圧力には到達しておらず、その後のADS作動に伴う圧力上昇に伴い作動している。設定圧力に到達する前の格納容器健全性について議論する必要がある。【論点8】

- ✓ 3号機において、過去の事故分析報告書によれば複数回(圧力挙動の回数だけ)ベントが成功したとの見解が示されてきた。今回の事故分析では、2回目まではベント操作に伴う圧力の挙動であったが、その後の圧力推移は、その推移スピードや傾向を解析するとベントによるものではなく、水蒸気の凝縮等の状況が重なって、このような波形になっていると考えられる。2回目よりあとは、ベントができていないということからすれば、3号機からベントを介して水素ガスが4号機に送られ、40時間程度4号機の中に水素が蓄積、滞留したということになる。その間に人を介した事故対応が行われており、格納容器の外側の原子炉建屋側における水素の振る舞いと安全対策や事故対応について、今一度考える必要がある。【論点9】

(議論)

- 調査、分析の中で把握をした事実や直接の原因についての推論、メカニズムをどう捉えて、それに対する手を打つという視点に加え、例えば耐圧強化ベント一つとっても、配管の構造、スタックの中での配管の引き回し、SGTS配管の勾配等が通過するガスのことを考えて設計されていたのかという、基本的な設計思想みたいなところに立ち返ってくるようなものもある。また、放射性物質が混じっているガスは、水素や水蒸気が存在するときに、どう流動するものにとらえているのかということも関連する。さらに、自主で設置する設備と規制要求により設置する設備の差というのは、どこにあるべきなのかという視点も必要である。水素については、従来、爆轟を気にしていたが、もう少し水素濃度の低いところも考える必要があり、また、比較的長い時間滞留しているようであることも踏まえた検討が必要である。SRVに関しては、事故環境、温度、背圧、雰囲気の変化、全電源喪失が長く続いた後など、機器が設計意図どおりには動かない状況が生じることもあり、規制との関係をどう捉えるかも重要と考えられる。このように、それぞれの論点について、規制との関係を議論する際に、幾つか視点とレイヤーがあるのではないか。東京電力福島第一原子力発電所事故に関する知見の規制への取り入れに関する作業チーム(以下「作業チーム」という。)を設置したので、そこで検討して技術情報検討会で議論できるよう提示をしたとの発言があった。
- デザインベースでこれまで考えられてきたのは、水蒸気による圧力上昇を中心とした比較的短時間に収束する事象であった。しかし、今回経験したシビアアクシデントは長期化し、かつ水素が大きな役割を果たしている。

格納容器について言えば、水素が格納容器から漏えいすることに真剣に取り組む必要があるのではないかという点である。例えば、トップヘッドフランジに水を張って水素が漏れにくくすると下から漏れるため広がりやすくなる。4号機は、2階、3階に爆発痕跡があり、明らかに爆燃爆発である。漏れた水素を再結合できるのかを追求するだけでなく、漏れないようにするためという事故時の格納容器内の圧力のマネジメントの考え方をどうするか、というところまで視点を広げて議論をしてほしい。4号機で漏れた水素は40時間後に爆発した。これは衝撃的で、もしかしたら、水素漏えい後かなりの期間、原子炉建屋に人間が入るということは危ないことなのかもしれないし、電気を復旧することはとてもできそうもない。単に基準や審査の問題だけでなく、シビアアクシデント発生時の対応のストラテジー論にも反映しうるものにとらえるべきという提案があった。

- 水素については、実験が必要ではないかと強く感じている。また、ケーブルのような有機物が高温高圧の蒸気の中でどうなるのか、デブリと接触したらどうなるのか、有機ヨウ素がどれぐらい、どういうメカニズムでできるのかという点に興味がある。大型実験になると予算が要るので8月が期限で、急ぎ要求すべき。このような検討は、作業チームで行われるのかとの質問があった。報告者より、作業チームは、必要に応じて研究部門のメンバーも議論に加わってもらい、あるいは必要な研究があれば提案をしてもらうこととしている旨回答した。
- この問題の扱いは作業チームに託されており、最初に行うことはスクリーニングだと考える。得られた知見には、基準、審査、ストラテジー、研究等さまざまな要素がある。容易ではないが幾つかの視点を定めてスクリーニングし、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（以下「1F事故検討会」という。）で実施している研究に加え、改めて整理をすることが必要である。例えば、SRVについては、DB設計されたものがDB設計で本当に動いていたか、SA環境で使えていたのか、今あるデータでどのぐらい評価できるか、もう少し研究の余地があるのか、まずは作業チームでスクリーニングのドラフトをつくるところが最初のステップと思うとの発言があった。
- 安全研究の中でどういうテーマを取り上げて、実施するかは課題と思う。現実的には予算要求もあるので、明らかにこれは安全研究の範囲で、中身もスコープも分かっているというものは、研究部門と相談して研究に盛り込む必要がある。時間がかかるものは、この作業チームでいろいろ原因、論点、事象が相当解明されると思うので、それを踏まえて研究のサイクルにのせてほしいとの発言があった。

- 9つの知見は、大きく分けると水素とSRV、自動減圧系（以下「ADS」という。）、ベントの3種類で、水素が一番厄介だと感じている。どのような戦略をとるかで対応の仕方も異なるし、例えば、水素を燃やして処理するというのも、研究の余地があると感じている。ベントラインは炉によってかなり違うため、事業者から意見を聴取していると思うが、それを作業チームの議論にどのように反映するのか、また、SRVとADSについては、メーカーの意見を聞くのかという質問があった。1F事故検討会メンバーから、中間取りまとめに対する事業者の見解、取組については、作業チームにもインプットする。メーカーの話は、事故調査の中で、例えばバルブのメーカーに直接話を聞いていたが、体系的に行っていたわけではないので、調査をしたい領域にある程度特化して、聞き取りをすることを検討したい。水素爆発については、火薬等を扱う会社の話聞くなどの協力を受けたことはあり、引続き聞き取りをすることを検討したい旨回答した。
- 中間取りまとめを踏まえた対応について技術情報検討会で議論することが委員会から指示されたことであるが、技術情報検討会の目的は、新しい知見が出てきたときに規制を改める必要があるのかどうかの見極めと、その役割を割り振ることとして位置づけられてきた。これに基づけば、9つの知見には、論点がいくつかあり、それぞれの論点について、それが影響しそうな規制実務のリスト化といったことを行い、既に取り組まれているのか、そうでないのかというところをスクリーニングするというのが、最低限やらなければならないことだと思う。従来、技術情報検討会では、規制要求を変える必要があるというところまでで終わっていたが、どのように変えるのかという方向性までこの場で議論をするということが、原子力規制委員会の指示に入っているのかは明確ではないと感じている。いずれにしても本日の議論の結果は、委員会に報告するので、今テーブルの上に広がっているものを整理するとういう形になりそうだというものを目の前に置いて、この先、技術情報検討会でどうするのかについて、もう一度原子力規制委員会で御議論いただくことが必要ではないかと思う。いずれにしても、9つの知見とそれぞれの論点があって、これと規制の実務との対応関係、規制の枠組みを決めている思想的な戦略的なところに影響するかもしれないことを整理するという作業は、精力的に取り組む必要があるとの発言があった。報告者より、当面の間、毎月技術情報検討会を開催し、議論することを考えている旨回答した。

#### (4) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

##### ①スクリーニングと要対応技術情報の状況

- 1次スクリーニング対象案件（50件、うち新規情報43件、更新情報4件、速報3件）
- 2次スクリーニング状況（継続中：3件）
- 要対応技術情報の状況（継続中：2件）

## ② 1次スクリーニング結果報告

以下について報告した。

### i) IN2007-21S1「流体励起振動と反射型金属断熱材との相互作用による配管摩耗」

（事象概要）

- 米国の原子力発電所にて確認された流体励起振動（FIV）による反射型金属断熱材（RMI）のエンドキャップと圧力境界である配管との摩耗に関連する最近の事例情報を2007年の情報告知に追加するものである。

（対応）

- 突起端部を持つRMIエンドキャップの構造とRMIの配管固定方法と配管表面保護方法にも課題があることと、2007年の運転経験情報が有効活用されていなかったと推定されることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。

### ii) IN2020-04「原子力施設敷地内の埋設消火水配管の破断に関する運転経験」

（事象概要）

- 本件は、米国の原子力発電所敷地内に埋設された鋳鉄消火水配管が、黒鉛化腐食や過圧、低サイクル疲労、表面荷重により破断した運転経験情報を通知するものである。

（対応）

- 下記に示すように国内状況と異なることから、スクリーニングアウトとする。
  - ✓ 消防法施行規則12条1項4号二の配管材質規定（以下のJIS規格又は同等の強度・耐食・耐熱性を有する）により、国内では鋳鉄埋設配管は用いられない。
  - ✓ 国内原子力発電所では、中越沖地震の経験から、埋設配管の地上化や、地盤と配管との間にクリアランス設けるトレンチ化等も進められている。

### iii) IRS8969（LER298/2019-003「区分2 サービス水出口の閉塞による計画外サービス水運転停止」）

(事象概要)

- BWR プラントの原子炉補機冷却系の1区分の冷却水放水配管が、放水先水路の土砂によって閉塞し、当該区分の原子炉補機冷却系が動作不能となった事象である。原因は、放水先の川の異常水位の影響で、放水先水路の土砂堆積物が増加していたことと、冷却水放水配管の設計変更に伴うリスクを過小評価していたこと。また、配管閉塞の運転経験を活用せず、浚渫や監視を怠った。

(対応)

- 国内原子力発電所では、放水先は海であり、放水口構造も異なることから、スクリーニングアウトとする。

iv) IRS8970 (ASN プレス記事 (2019-10-29)「フラマトム社の溶接部応力緩和熱処理における製造逸脱」)

(事象概要)

- 原子力圧力機器の製造施設において、溶接部の応力緩和熱処理に製造規定逸脱が見つかったことを報告するものである。分析評価により、不適合が見つかった機器は継続使用可能とされている。不適合の根本原因は、作業者の力量ならびに監視が不足していたこと。

(対応)

- 事業者によるマネジメントの問題であることと、当該不適合品は国内には輸出されていないことから、スクリーニングアウトとする。

v) IRS8973

(事象概要)

- 原子力発電所の暖房・換気用の補助蒸気系において、保全後の再供用作業中に蒸気隔離弁が破断し、蒸気的大量漏えいが起こった事例である。原子力安全には影響ないが、作業者が3人重傷を負った。原因は、スチームトラップ・ドレン弁の運用を誤り、凝縮水が滞留している状態で蒸気が流れ込み、急激な凝縮が起こったことによる水撃と推定される。根本原因は、運転経験を生かさず、かつ、産業安全上のハザードを軽視していたこと。

(対応)

- 産業安全事例であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。ただし、水撃事象について新たな情報が得られれば、再スクリーニングする。

vi) FINAS293

(事象概要)

- 解体中の燃料加工施設にて、大型汚染金属材のプラズマ切断作業中に、作業場所に繋がるフィルタ設備で火災が発生した事例である。原因は、プラズマ切断により発生した可燃性微粒子が空気と反応して発火したため。根本原因は、事業者が防火設備を過信し、プラズマ切断作業に伴う火災リスクを軽視していたこと。

(対応)

- 国内でも、類似事象が発生し、対策が取られているとともに、事業者は類似火災事象の動向を監視していることから、スクリーニングアウトとする。

#### vii) FINAS294

(事象概要)

- 廃棄物処理サイトの金属処理施設における火災事例である。建屋が全焼し、鎮火まで、ほぼ 24 時間かかった。人的被害、環境への放射能漏れ等はない。原因は、復水器モジュールのバーナーを用いた切断作業時に、火炎がチタン管束に触れ、金属パウダーが発火したことと、供給酸素が管束内に溜まっていたためと推定されている。根本原因は、チタン管取扱いリスクを過小評価したことと、金属火災に対する消火設備が不適切だったこと。

(対応)

- 火災リスクを過小評価し、消火手段にも不備があるなど事業者のマネジメント問題であることからスクリーニングアウトとする。

#### viii) 国内 2020-14

(事象概要)

- 可搬型注水ポンプ車の吐出圧力計装の塩化ビニール製ホースから水漏れが生じた事象である。直接原因は、ホース部材の経年劣化。根本原因は、ホースの定期交換が行われていなかったこと。

(対応)

- 事業者における保守管理が不十分であった事例であり、事後であるが、可搬型設備の不良に関して、JANSI から注意喚起文書が発出されていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。

#### ix) INES2021-02 「使用済み燃料中間貯蔵施設における運転上の制限違反」

(議論)

- 本件は、説明はなかったが、どんな事象だったのか。これはどのような施設か質問があった。報告者より、この中間貯蔵施設では使用済み燃料を入れる貯蔵管の束の外側に空気が流れ、温まった空気は煙突のような構造から上に抜けていく構造になっている。貯蔵管の中には使用済み燃

料とともに窒素が封入されているが、窒素は徐々に抜けていくため、充填している。ただし、充填を頻繁に行うのは漏えいが多いということなので、充填回数に制限を設けて監視をしている。今回の報告は、充填回数が制限を超えていた不適合事例である。

### ③ 運転経験関連国際会議トピックス

第 28 回 WGOE 定例会合 (2021 年 3 月 16-19 日、Web 会議方式) から、以下の米国で発生した自然現象に関わる事象 2 件について報告した。

#### i) 暴風による外部電源喪失に伴う原子炉トリップと異常事象 (議論)

- 日本でも同様の事例があったが、最大風速が 160km/h (44m/s) であり、大型の台風が来れば、これぐらいの風速になる。米国ではハリケーン、竜巻が発生するので、この程度の風速で全壊するのは、どういうことなのかという質問があった。報告者から、この冷却塔は安全設備ではなく、安全設備は全て期待通り動作したことから、米国では安全上の重大な問題ではないと捉えている旨回答した。

#### ii) 寒波による原子炉トリップ (議論)

- 具体的にどういう原因でこの原子炉が停止したのかについて質問があった。報告者より、このプラントでは主タービンが屋外配置になっており、強い寒波が来た際に、気温が零下に下がった影響で、給水流量を測定するための導圧管が凍って、流量が測定できなくなり、給水ポンプが停止、蒸気発生器の水位が下がって自動原子炉停止になった。なお、2号機では問題なく運転継続していると回答した。

### ④ 非常用ディーゼル発電機の連続運転に関する日本の状況について (議論)

- 非常用ディーゼル発電機の 24 時間運転については、運転計画に沿って実施するということが、具体的な計画は、面談等で確認するのか、計画がわかれば、検査官が確認する等も可能という質問があった。報告者より、計画については、別途、聴取する予定である旨回答した。

## 第45回 技術情報検討会 議事次第

1. 日時：令和3年4月14日（水） 15：00～17：30
2. 場所：原子力規制委員会 13階会議室A （TV会議システムを利用）
3. 議題
  - (1) 技術情報検討会の進め方等について  
（説明者）遠山 眞 技術基盤グループ技術基盤課長
  - (2) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見
    - 1) 自然ハザードに関するもの
      - ① 最新知見のスクリーニング状況
      - ② NRA 技術報告「野島断層の断層破碎物質を用いた地震性すべりの直接的年代測定手法の検証」に係る最新知見について
      - ③ 内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について（概要報告）」に関して公開されたデータを用いた分析結果について
    - 2) 自然ハザードに関するもの以外
      - ① 最新知見のスクリーニング状況
      - ② NRA 技術報告「原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する影響因子の分析とそのモデル化に関する検討」に係る最新知見について
      - ③ 航空機落下事故に関するデータについて  
（説明者）川内 英史 技術基盤グループ安全技術管理官（地震・津波担当）  
舟山 京子 技術基盤グループ安全技術管理官（シビアアクシデント担当）
  - (3) 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析から得られた知見
    - 1) 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」から得られた知見等について  
（説明者）遠山 眞 技術基盤グループ技術基盤課長  
岩永 宏平 原子力規制部福島第一原子力発電所事故対処室企画調査官
  - (4) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報
    - 1) スクリーニングと要対応技術情報の状況について
    - 2) 1次スクリーニング結果
    - 3) 運転経験関連国際会議トピックス
    - 4) 非常用ディーゼル発電機の連続運転に関する日本の状況について  
（説明者）片岡 一芳 技術基盤グループ技術基盤課原子力規制専門職  
遠山 眞 技術基盤グループ技術基盤課長

#### 4. 配布資料

##### 議題(1)

資料 4 5 - 1 技術情報検討会の進め方等の改定について (案)

##### 議題(2)

資料 4 5 - 2 - 1 - 1 最新知見のスクリーニング状況 (自然ハザード) (案)

資料 4 5 - 2 - 1 - 2 NRA 技術報告「野島断層の断層破碎物質を用いた地震性すべりの直接的年代測定手法の検証」に係る最新知見について

資料 4 5 - 2 - 1 - 3 内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について (概要報告)」に関して公開されたデータを用いた分析結果について (案)

資料 4 5 - 2 - 2 - 1 最新知見のスクリーニング状況 (自然ハザード以外) (案)

資料 4 5 - 2 - 2 - 2 NRA 技術報告「原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する影響因子の分析とそのモデル化に関する検討」に係る最新知見について

資料 4 5 - 2 - 2 - 3 航空機落下事故に関するデータについて

##### 議題(3)

資料 4 5 - 3 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」から得られた知見の規制への取り入れに関する検討の進め方 (案)

##### 議題(4)

資料 4 5 - 4 - 1 - 1 スクリーニングと要対応技術情報の状況について (案)

資料 4 5 - 4 - 1 - 2 2次スクリーニングの検討状況 (案)

資料 4 5 - 4 - 1 - 3 規制対応する準備を進めている情報 (要対応技術情報) リスト (案)

資料 4 5 - 4 - 2 1次スクリーニング集計結果 (案)

資料 4 5 - 4 - 3 運転経験関連国際会議トピックス (案)

資料 4 5 - 4 - 4 非常用ディーゼル発電機の連続運転に関する日本の状況について

##### 参考資料

参考資料 4 5 - 1 調査中案件の状況 (案)

参考資料 4 5 - 2 技術基準・制度への反映に向けた進捗状況 (案)

技術情報検討会の進め方等の改定について（案）

令和3年4月14日

原子力規制庁

技術情報検討会（以下「検討会」という。）の進め方等について、以下の項目のとおり変更し、別添のとおりとしたい。（新旧対照表については別紙参照）

- ① 原子力規制委員会への報告対象及び報告時期の変更
  - 報告対象を事故・トラブル情報、海外規制動向情報から、議題全てに変更
  - 報告時期を炉安審・燃安審への報告後から、検討会開催後1か月以内に変更
- ② 炉安審・燃安審への報告対象の変更
  - 報告対象を事故・トラブル情報、海外規制動向情報から、議題全てに変更
- ③ 技術情報検討会名簿の変更
  - 出席者の見直し
- ④ その他記載の適正化
  - 審査経験を踏まえた規制基準等の見直しについては、進め方が令和2年10月28日の原子力規制委員会で別途了承されたため削除

【別添】 技術情報検討会の進め方等について

技術情報検討会の進め方等についての新旧対照表

変更後	変更前
<p data-bbox="394 304 902 336">技術情報検討会<u>の進め方等</u>について</p> <p data-bbox="725 400 1093 432">令和3年4月14日 改定</p> <p data-bbox="226 544 315 576">(削除)</p> <p data-bbox="215 735 333 767">1. 目的</p> <p data-bbox="203 783 1088 959">ア. 検討会は、国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報に加え、最新の科学的・技術的知見を、規制に反映させる必要性の有無について、整理し認識を共有することを目的とする。</p> <p data-bbox="232 975 1066 1294">① 国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報に対するスクリーニング状況の報告及びスクリーニングの結果抽出された案件について、規制に反映させる必要性の有無と作業担当課の指定</p> <p data-bbox="232 1166 1066 1294">② 海外における規制の動向に係る情報（各国の規制機関等、国際機関）から得られる知見について、規制に反映させる必要性の有無と作業担当課の指定</p>	<p data-bbox="1391 304 1738 336">技術情報検討会について</p> <p data-bbox="1653 400 2011 480">令和 元年 9月 4日 原子力規制庁</p> <p data-bbox="1122 544 1984 671"><u>令和元年7月の技術情報検討会（以下「検討会」という。）の事務局変更に伴い、検討会の進め方等について以下のとおり改めて整理する。</u></p> <p data-bbox="1133 735 1252 767">1. 目的</p> <p data-bbox="1122 783 2007 959">ア. 検討会は、国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報に加え、最新の科学的・技術的知見を、規制に反映させる必要性の有無について、整理し認識を共有することを目的とする。</p> <p data-bbox="1151 975 1984 1150">① 国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報に対するスクリーニング状況の報告及びスクリーニングの結果抽出された案件について、規制に反映させる必要性の有無と作業担当課の指定</p> <p data-bbox="1151 1166 1984 1294">② 海外における規制の動向に係る情報（各国の規制機関等、国際機関）から得られる知見について、規制に反映させる必要性の有無と作業担当課の指定</p>

変更後	変更前
<p>③ その他、規制経験、安全研究、学術的な調査・研究及び必要に応じ放射線防護から得られる知見について、規制に反映させる必要性の有無と作業担当課の指定</p> <p>イ. また、抽出された案件の進捗状況を確認する。</p> <p>2. メンバー等        &lt;メンバー&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子力規制委員及び原子力規制庁の関係課長等で構成（別紙1）することとし、検討される議題に関係しない課長等の出席は任意とする。</li> <li>放射線防護から得られた知見について議題とする場合は、放射線防護グループ内の関係課が出席する。</li> </ul> <p>&lt;議題登録&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. ア.①については、技術基盤課が、1. ア.②③については、<u>新知見や情報を認識した課（以下「作業担当課」という。）</u>が、事務局と調整のうえ、議題登録する。（1. ア.①のスクリーニング手順は別紙2、1. ア.③に関するもののうち、安全研究及び学術的な調査・研究におけるスクリーニング手順は別紙3のとおり）</li> <li>（削除）</li> </ul>	<p>③ その他、規制経験、安全研究、学術的な調査・研究及び必要に応じ放射線防護から得られる知見について、規制に反映させる必要性の有無と作業担当課の指定</p> <p>イ. また、抽出された案件の進捗状況を確認する。</p> <p>2. メンバー等        &lt;メンバー&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子力規制委員及び原子力規制庁の関係課長等で構成（別紙1）することとし、検討される議題に関係しない課長等の出席は任意とする。</li> <li>放射線防護から得られた知見について議題とする場合は、放射線防護グループ内の関係課が出席するものとする。</li> </ul> <p>&lt;議題登録&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>1. ア.①については、技術基盤課が、1. ア.②③については、<u>新知見や情報を認識した課（作業担当課）</u>が、事務局と調整のうえ、議題登録することとする。（1. ア.①のスクリーニング手順は別紙2、1. ア.③に関するもののうち、審査経験を踏まえた規制基準等の見直しの流れについては別紙3、<u>安全研究及び学術的な調査・研究におけるスクリーニング手順は別紙4のとおり</u>）</li> <li><u>指定された作業担当課が規制反映等に向けた対応を行うとともに、事務局が進捗管理表を作成し、その進捗状況を定</u></li> </ul>

変更後	変更前
<ul style="list-style-type: none"> <li>また、放射線防護に関する知見についても、放射線防護グループ各課の判断により必要に応じ、上記と同様に取り扱うこととする。</li> </ul> <p>&lt;事務局&gt;</p> <p>・事務局は、技術基盤課が主たる業務を行い、議題に応じて検査監督総括課が協力する。</p> <p>3. 公開性</p> <p>&lt;会議の公開&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>会議は、<u>原則として公開</u>する。ただし、行政機関の保有する情報の公開に関する法律第5条に定める不開示情報（以下「不開示情報」という。）を扱う場合その他検討会が公開しないことが適当であるとした場合は、この限りではない。</li> <li>会議を公開しないこととしたときは、その理由を<u>明示する</u>。</li> </ul> <p>&lt;資料及び議事録の公開&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>会議は、<u>資料及び議事録を公開</u>する。ただし、不開示情報に該当するものその他検討会が公開しないことが適当であるとしたものについては、この限りではない。</li> </ul>	<p><u>期的に確認することとする。既に、別の会議等で議論されているものは、案件のみを進捗管理表に登録する。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>また、放射線防護に関する知見についても、放射線防護グループ各課の判断により必要に応じ、上記と同様に取り扱うこととする。</li> </ul> <p>&lt;事務局&gt;</p> <p>・事務局は、技術基盤課が主たる業務を行い、議題に応じて検査監督総括課が協力する。</p> <p>3. 公開性</p> <p>&lt;会議の公開&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>会議を開催するときは、<u>原則として会議を公開するものとする</u>。ただし、行政機関の保有する情報の公開に関する法律第5条に定める不開示情報（以下「不開示情報」という。）を扱う場合その他検討会が公開しないことが適当であるとした場合は、この限りではない。</li> <li>会議を公開しないこととしたときは、その理由を<u>公開するものとする</u>。</li> </ul> <p>&lt;資料及び議事録の公開&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>会議を開催したときは、<u>原則として資料及び議事録を公開するものとする</u>。ただし、不開示情報に該当するものその他検討会が公開しないことが適当であるとしたものについては、この限りではない。</li> </ul>

変更後	変更前
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 資料及び議事録を公開しないこととしたときは、その理由を明示する。</li> <li>● 議事録を公開しないこととしたときは、議事要旨を公開する。</li> </ul> <p>4. 開催頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 原則、2か月に1回程度の頻度で開催する。</li> </ul> <p>5. 炉安審・燃安審及び原子力規制委員会への報告</p> <p>&lt;炉安審・燃安審&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● <u>検討会に報告した内容は、炉安審・燃安審に報告し、助言を得る。</u></li> </ul> <p>&lt;原子力規制委員会&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● <u>検討会に報告した内容は、技術基盤課が開催から1か月以内を目処に原子力規制委員会に報告する。</u></li> <li>● <u>緊急を要する事案については、作業担当課が原子力規制委員会に直接報告する。</u></li> </ul> <p>別紙</p> <p>別紙1 技術情報検討会名簿</p> <p>別紙2 国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報の収集・分析等の進め方</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 資料及び議事録を公開しないこととしたときは、その理由を明示する。</li> <li>● 議事録を公開しないこととしたときは、議事要旨を公開するものとする。</li> </ul> <p>4. 開催頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● 原則、2か月に1回程度の頻度で開催する。</li> </ul> <p>5. 炉安審・燃安審及び原子力規制委員会への報告</p> <p>&lt;炉安審・燃安審&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● <u>1. ア.①、②にかかる結果については、炉安審・燃安審に四半期ごとを目途に報告する。</u></li> </ul> <p>&lt;原子力規制委員会&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>● <u>1. ア.①、②にかかる結果については、炉安審・燃安審の助言を経て、技術基盤課が原子力規制委員会に報告する。ただし、緊急を要する事案については、作業担当課が原子力規制委員会に直接報告する。</u></li> </ul> <p>別紙</p> <p>別紙1 技術情報検討会名簿</p> <p>別紙2 国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報の収集・分析等の進め方</p>

変更後	変更前
(削除) <u>別紙 3</u> 最新の科学的・技術的知見の収集・分析等の進め方	<u>別紙 3</u> 審査経験を踏まえた規制基準等の見直しの流れ <u>別紙 4</u> 最新の科学的・技術的知見の収集・分析等の進め方

## 技術情報検討会の進め方等について

令和3年4月14日 改定

1. 目的

ア. 検討会は、国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報に加え、最新の科学的・技術的知見を、規制に反映させる必要性の有無について、整理し認識を共有することを目的とする。

- ① 国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報に対するスクリーニング状況の報告及びスクリーニングの結果抽出された案件について、規制に反映させる必要性の有無と作業担当課の指定
- ② 海外における規制の動向に係る情報（各国の規制機関等、国際機関）から得られる知見について、規制に反映させる必要性の有無と作業担当課の指定
- ③ その他、規制経験、安全研究、学術的な調査・研究及び必要に応じ放射線防護から得られる知見について、規制に反映させる必要性の有無と作業担当課の指定

イ. また、抽出された案件の進捗状況を確認する。

2. メンバー等

## &lt;メンバー&gt;

- 原子力規制委員及び原子力規制庁の関係課長等で構成（別紙1）することとし、検討される議題に関係しない課長等の出席は任意とする。
- 放射線防護から得られた知見について議題とする場合は、放射線防護グループ内の関係課が出席する。

## &lt;議題登録&gt;

- 1. ア. ①については、技術基盤課が、1. ア. ②③については、新知見や情報を認識した課（以下「作業担当課」という。）が、事務局と調整のうえ、議題登録する。（1. ア. ①のスクリーニング手順は別紙2、1. ア. ③に関するもののうち、安全研究及び学術的な調査・研究におけるスクリーニング手順は別紙3のとおり）
- また、放射線防護に関する知見についても、放射線防護グループ各課の判断により必要に応じ、上記と同様に取り扱うこととする。

## &lt;事務局&gt;

- 事務局は、技術基盤課が主たる業務を行い、議題に応じて検査監督総括課が協力する。

### 3. 公開性

#### <会議の公開>

- 会議は、原則として公開する。ただし、行政機関の保有する情報の公開に関する法律第5条に定める不開示情報（以下「不開示情報」という。）を扱う場合その他検討会が公開しないことが適当であるとした場合は、この限りではない。
- 会議を公開しないこととしたときは、その理由を明示する。

#### <資料及び議事録の公開>

- 会議は、資料及び議事録を公開する。ただし、不開示情報に該当するものその他検討会が公開しないことが適当であるとしたものについては、この限りではない。
- 資料及び議事録を公開しないこととしたときは、その理由を明示する。
- 議事録を公開しないこととしたときは、議事要旨を公開する。

### 4. 開催頻度

- 原則、2か月に1回程度の頻度で開催する。

### 5. 炉安審・燃安審及び原子力規制委員会への報告

#### <炉安審・燃安審>

- 検討会に報告した内容は、炉安審・燃安審に報告し、助言を得る。

#### <原子力規制委員会>

- 検討会に報告した内容は、技術基盤課が開催から1か月以内を目処に原子力規制委員会に報告する。
- 緊急を要する事案については、作業担当課が原子力規制委員会に直接報告する。

### 別紙

別紙1 技術情報検討会名簿

別紙2 国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報の収集・分析等の進め方

別紙3 最新の科学的・技術的知見の収集・分析等の進め方

## 技術情報検討会名簿

原子力規制委員会：  
原子力規制委員

原子力規制庁：

長官官房	原子力規制技監 緊急事態対策監 審議官（技術基盤グループ担当） 審議官（検査・国際・1F担当） 総務課国際室長 総務課緊急事案対策室長
技術基盤グループ	技術基盤課長 安全技術管理官（システム安全担当） 安全技術管理官（シビアアクシデント担当） 安全技術管理官（核燃料廃棄物担当） 安全技術管理官（地震・津波担当）
放射線防護グループ 原子力規制部	放射線防護企画課長 原子力規制部長 原子力規制企画課長 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長
審査グループ	安全規制管理官（実用炉審査担当） 安全規制管理官（研究炉等審査担当） 安全規制管理官（核燃料施設審査担当） 安全規制管理官（地震・津波審査担当）
検査グループ	検査監督総括課長 安全規制管理官（実用炉監視担当） 安全規制管理官（専門検査担当） 安全規制管理官（核燃料施設等監視担当）

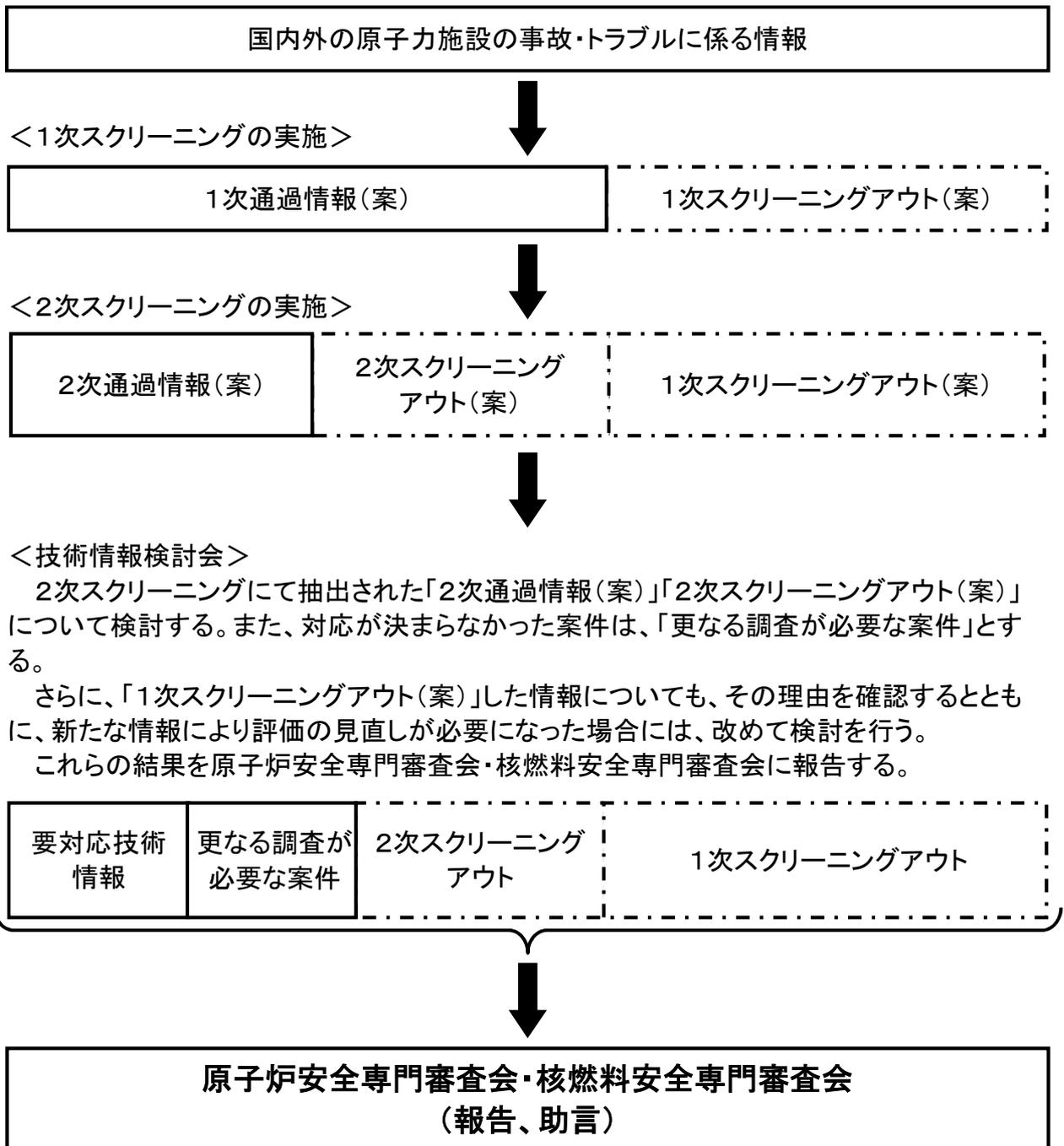
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究センター

事務局：

技術基盤グループ技術基盤課  
（議題に応じて検査監督総括課が協力する。）

## 国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報の収集・分析等の進め方

原子力規制庁では、以下のフローにて国内外の原子力施設（実用発電用原子炉、研究開発段階発電用原子炉、加工施設、試験研究用原子炉等、使用済み燃料の貯蔵施設、再処理施設、核燃料物質等廃棄物施設・管理施設、使用施設等）の事故・トラブルに係る情報の収集・分析をしている。なお、緊急性の高い事案は、フローを一部スキップすることがある。



## ○情報収集・分析方法の具体的な手順

### 1. 1次スクリーニング

#### (1) 趣旨

国内外の原子力施設の事故・トラブルに係る情報を収集・分析し、我が国の安全規制に関連する可能性のある情報を「1次通過情報（案）」として抽出し、残りを1次スクリーニングアウト（案）として処理することを目的とする。

#### (2) 実施者

技術基盤グループ技術基盤課とする。なお、スクリーニング案件により、必要な庁内識者が参加する。

#### (3) 検討対象とする情報

##### A. 海外情報

以下に示す米国原子力規制委員会（NRC）や国際原子力機関（IAEA）の情報を中心に収集する。

- (a) IAEA 事象報告システム：IRS（実用発電炉）、FINAS（燃料サイクル施設）、IRSRR（試験研究炉）<sup>1</sup>
- (b) NRC Bulletins（通達）
- (c) NRC Generic Letters（共通書簡）
- (d) NRC Information Notices（情報通知）
- (e) NRC Regulatory Issue Summaries（規制問題要約）
- (f) その他国際機関及び海外規制当局の発信する情報

##### B. 国内情報

- (a) 原子炉等規制法または放射線障害防止法に基づく報告
- (b) 原子力規制検査に係る報告書
- (c) （一社）原子力安全推進協会が提供するニューシア（NUCIA：NUCclear Information Archives）

#### (4) スクリーニング基準

4 ページ参照

---

<sup>1</sup> IINET システム (Incident Information Network system) 情報は、試験研究炉におけるトラブル速報であり、IRSRR や国内外の事故故障速報と重複するため、平成 30 年度から検討対象から除外した。

## 2. 2次スクリーニング

### (1) 趣旨

「1次通過情報（案）」のうち、技術・規制の両視点より、何らかの規制対応に向けて更なる検討が必要な情報を「2次通過情報（案）」として抽出し、残りを「2次スクリーニングアウト（案）」として処理することを目的とする。

### (2) 実施者

技術基盤グループ：

技術基盤課<sup>2</sup>、システム安全研究部門、シビアアクシデント研究部門、核燃料廃棄物研究部門、地震・津波研究部門

原子力規制部：

原子力規制企画課、実用炉審査部門、研究炉等審査部門、核燃料施設審査部門、地震・津波審査部門、検査監督総括課、実用炉監視部門、核燃料施設等監視部門、専門検査部門

技術基盤グループのメンバーは、主に技術的な視点にて分析を行い、原子力規制部のメンバーは、技術的視点に加え、規制対応を考慮した視点にて分析を行うこととする。なお、スクリーニング案件により、必要な庁内識者が参加する。

### (3) 検討対象となる情報

1次通過情報（案）

### (4) スクリーニング基準

4ページ参照

以上

---

<sup>2</sup>事務局兼任

## スクリーニング基準

以下の各項のいずれかに該当した場合には、スクリーニングアウトとする。

- ① 原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。
- ② 当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。
- ③ 設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。
- ④ 設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。
- ⑤ 当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。
- ⑥ 原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。

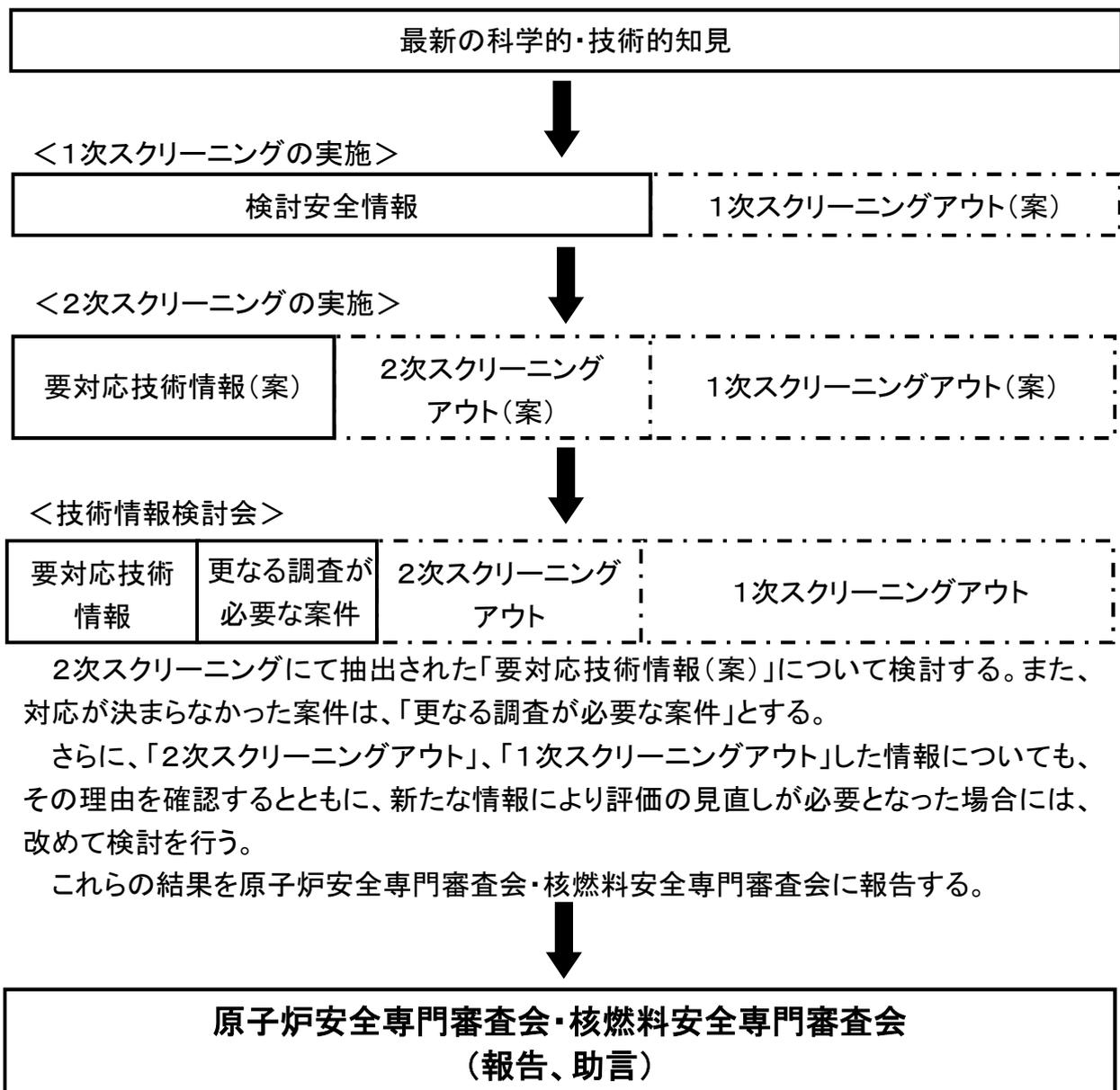
上記「原子力施設・原子力安全に関する情報」とは、具体的には以下のものである。

- ア. 次のような安全機能の喪失につながる安全上重要な機器の劣化
- 原子炉を有する施設において、原子炉を停止し、安全な状態に維持する機能
  - 原子炉を有さない施設において、未臨界状態を維持する機能・仕様
  - 残留熱を除去する機能
  - 放射性物質の放出管理（抑制）機能
- イ. 想定外のプラント応答を生じさせる過渡事象、若しくは、安全上重要な機器にダメージを与える過渡事象
- ウ. 原子力施設の安全性に重大な影響を及ぼす不適切な運転員の操作、若しくは機器の性能低下に伴う過渡事象
- エ. 原子炉を有する施設において、原子燃料の健全性、一次冷却材圧力バウンダリー、若しくは重要な関連構造物の機能低下
- オ. 原子炉を有する施設において、複合的な要因による原子炉スクラム（ただし、機器故障、運転員の不適切な操作、外的事象に起因するものに限る）

- カ. 次の分野におけるプログラム上の不具合で、プラント応答の劣化となる過渡事象へと至るもの
- 設計分野
  - 解析分野
  - 機器のメンテナンス分野
- キ. 予想を超える、または規制制限値を上回る計画外の被ばく線量
- ク. 規制制限値を上回る放射性物質の放出
- ケ. 他系統や他のプラントに影響（波及）する可能性のある事象で、結果的に安全上重大な事象に進展する可能性のあるもの。
- コ. 不適切な傾向：類似（又は同じ）事象が繰り返して発生する場合（潜在的な可能性も含む）
- サ. 新たな故障モード（潜在的なものを含む）、システム相互作用、材料状態、材料の劣化など規制機関や事業者にとって有益な事象
- シ. 政府機関の関心事項（公衆、メディア、議会、政府等で取り上げられた事項、若しくは取り上げられる可能性のある事項）

## 最新の科学的・技術的知見の収集・分析等の進め方（案）

原子力規制庁長官官房技術基盤グループでは、以下のフローにて国際会議等で得られた最新知見、海外の最新規制情報、安全研究により得られた最新知見及び新たに規制基準に反映すべきと考えられる情報等の収集・分析をしている。なお、緊急性の高い事案は、フローを一部スキップすることがある。



## ○情報収集・分析方法の具体的な手順

### 1. 1次スクリーニング

#### (1) 趣旨

最新の科学的・技術的知見を収集・分析し、我が国の規制や原子力施設の安全に関係する可能性があるために検討を要する情報(以下「検討安全情報」という。)を幅広く抽出することを目的とする。

#### (2) 実施者

技術基盤グループの主管課等とする。

#### (3) 検討対象とする情報

##### A. 諸外国の規制基準等

##### B. 安全研究等

(a) 外部会合等の情報

(b) 安全研究で明らかになった情報

(c) 国内外の研究開発情報

##### C. 国際基準等(国際原子力機関、経済協力開発機構/原子力機関等の国際的な諸活動)

(a) 国際原子力機関安全基準等の策定又は改定情報

(b) 経済協力開発機構/原子力機関/原子力施設安全委員会等の規制活動に係る情報

##### D. 学会等の情報

(a) 原子力関連学会(一般社団法人 日本機械学会、一般社団法人 日本原子力学会、一般社団法人 日本電気協会 等)での情報

(b) 外部事象(地震、津波、火山等)を含めた幅広い学会情報

##### E. その他

#### (4) スクリーニング基準

4 ページ参照

### 2. 2次スクリーニング

#### (1) 趣旨

1次スクリーニングで抽出された「検討安全情報」について、その分類を確認及び確定するとともに、更に詳細な分析評価を行い、何らかの規制対応が必要となる可能性がある最新知見等に関する情報(以下「要対応技術情報」という。)の候補を抽出することを目的とする。

(2) 実施者長官官房

技術基盤グループ：

技術基盤グループ長、技術基盤課、システム安全研究部門、シビアアクシデント研究部門、核燃料廃棄物研究部門、地震・津波研究部門

なお、スクリーニング案件により、必要な庁内識者が参加する。

(3) 検討対象とする情報

検討安全情報

(4) スクリーニング基準

4 ページ参照

3. 原子力規制部への情報共有

抽出された「要対応技術情報」の候補について、必要に応じて原子力規制部とも情報共有を図るとともに、審査又は検査等の規制での対応、規制基準等の見直し等の対応方針案を検討する。

## スクリーニング基準

1次スクリーニング対象となった情報について、以下の①重要性、②緊急性、③情報の信頼性の観点からの判断（高、中又は低）及び該当理由を示すとともに、④対応の方向性（案）を示す。

ここで、④対応の方向性（案）において i) ~ iv) を選定した情報について、「検討安全情報」とする。

2次スクリーニングにおいて、1次スクリーニングで抽出された「検討安全情報」について、その分類を確認・確定するとともに、④対応の方向性（案）において i) ~ iii) を選択した情報について、「要対応技術情報」の候補とする。

### ①重要性の観点

（判断）

- ・ 高、中又は低

（該当理由）

- I) 現行の基準の設定根拠又は審査・検査での判断根拠が非保守的である可能性を示唆するもの
- II) 現行基準に問題はないが、一層の安全性・信頼性向上、合理的な規制（不確実性低減等）に資するもの

なお、上記の判断に当たり、以下の視点を考慮すること。

- a) 安全重要度が高い複数機器の同時機能喪失に関するもの
- b) その他、安全重要度が高い設備に関するもの

### ②緊急性の観点

（判断）

- ・ 高、中又は低

（該当理由）

- ア) 審査中又は検査中の案件の判断に関するもの
- イ) 発生の可能性・頻度が高いもの
- ウ) 社会の関心が高いもの

### ③情報の信頼性の観点

高：情報が具体的であり、根拠も明確である。

中：情報が具体的でない、又は根拠が明確でない。

低：情報が具体的でなく、根拠も不明確である。

④対応の方向性（案）

- i) 直ちに原子力規制部等関係部署に連絡・調整し、原子力規制庁幹部に報告する。
- ii) 対応方針を検討し、技術情報検討会へ諮問する。
- iii) 技術情報検討会に情報提供・共有する。
- iv) 情報収集活動を行い、十分な情報が得られてから再度判断する（必要な場合には安全研究を実施する）。
- v) 安全研究企画プロセスに反映する。
- vi) 終了案件とする。

最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザードに関するもの）（案）

令和3年4月14日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和2年12月12日から令和3年3月12日まで）

最新知見等 情報シート番号	件名	スクリーニング結果 (対応の方向性(案))	資料ページ
20 地津-(B)-0011	NRA 技術報告「野島断層の断層破碎物質を用いた地震性すべりの直接的年代測定手法の検証」に係る最新知見について	iii)	2~3
21 地津-(D)-0006	地震本部「全国地震動予測地図2020年版」(3/26公表)に係る最新知見について	vi)	4~6

対応の方向性（案）： i）直ちに規制部等関係部署に連絡・調整し、規制庁幹部に報告する。 ii）対応方針を検討し、技術情報検討会へ諮問する。 iii）技術情報検討会に情報提供・共有する。 iv）情報収集活動を行い、十分な情報が得られてから再度判断する（必要な場合には安全研究を実施する）。 v）安全研究企画プロセスに反映する。 vi）終了案件とする。以下同じ。

最新知見のスクリーニング状況（自然ハザードに関するもの）（案）

令和3年4月14日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和2年12月12日から令和3年3月12日まで）

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
20 地津-(B)-0011	NRA 技術報告「野島断層の断層破碎物質を用いた地震性すべりの直接的年代測定手法の検証」に係る最新知見について	<p>発表日：令和3年2月18日                      情報元：NRA 技術報告                      表題：野島断層の断層破碎物質を用いた地震性すべりの直接的年代測定手法の検証                      著者：宮脇昌弘・内田淳一</p> <p>本研究は、安全研究「断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究」（実施期間：平成25年度～令和元年度）プロジェクトのうち、「定量的評価手法に基づく断層の活動性評価手法の整備」に係る研究テーマの一部である。本研究テーマでは、活動時期の分かっている断層を対象として、ボーリング調査等によって採取した断層破碎物質を用いて年代測定を行い、直接的な年代測定手法の有効性について検証した。</p> <p>1995年の兵庫県南部地震で地表変位が確認されている野島断層を対象として深部ボーリング調査等によって異なる深度の断層破碎物質を採取し、それぞれの試料について直接的年代測定としてルミネッセンス（OSL 及び ITL）年代測定、電子スピン共鳴（ESR）年代測定、K-Ar 年代測定を実施した。その結果、いずれの年代値も地下深部ほど若くなることが示された。この中で、ルミネッセンス年代値は、深度 897m の一部の断層破碎物質において、野島断層の最新活動時期（20 年前</p>	2020/12/11	iii)	<ul style="list-style-type: none"> <li>敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイドの解説では「断層破碎物質を用いた活動性評価に関しては、信頼性の高い活動年代の評価手法が確立されていない。断層破碎物質の性状から断層の活動性評価を評価する場合には、このことを十分に考慮する必要がある」としている。</li> <li>本研究は、断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法による評価結果の一例について記したものである。</li> <li>よって、本技術文書により現行規制基準及びガイドを直ちに反映する事項はない。</li> <li>本研究では、断層破碎物質を用いたルミネッセンス年代測定は K-Ar 年代測定に比べて信頼性の高い断</li> </ul>	iii)	<ul style="list-style-type: none"> <li>敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイドの解説では「断層破碎物質を用いた活動性評価に関しては、信頼性の高い活動年代の評価手法が確立されていない。断層破碎物質の性状から断層の活動性評価を評価する場合には、このことを十分に考慮する必要がある」としている。</li> <li>本研究は、断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法による評価結果の一例について記した</li> </ul>	

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>*) に対して数万年前の評価結果となり、活断層の認定に当たって、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合の基準である中期更新世以降（約 40 万年前以降）における断層活動の有無を判断する情報が得られることが示された。以上のことから、断層破碎物質を用いたルミネッセンス年代測定が断層の活動性評価に有効であることが示された。</p> <p>*本研究の実施時期からの起算。</p>			<p>層活動年代の評価手法であることを示す情報が得られ、審査にとって有用な知見である。</p> <p>以上より、技術情報検討会に情報提供・共有するとともに事業者に対して本知見を周知する。</p>		<p>ものである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ よって、本技術文書により現行規制基準及びガイドを直ちに反映する事項はない。</li> <li>・ 本研究では、断層破碎物質を用いたルミネッセンス年代測定は K-Ar 年代測定に比べて信頼性の高い断層活動年代の評価手法であることを示す情報が得られ、審査にとって有用な知見である。</li> <li>・ 以上より、技術情報検討会に情報提供・共有するとともに事業者に対して本知見を周知する。</li> </ul>	

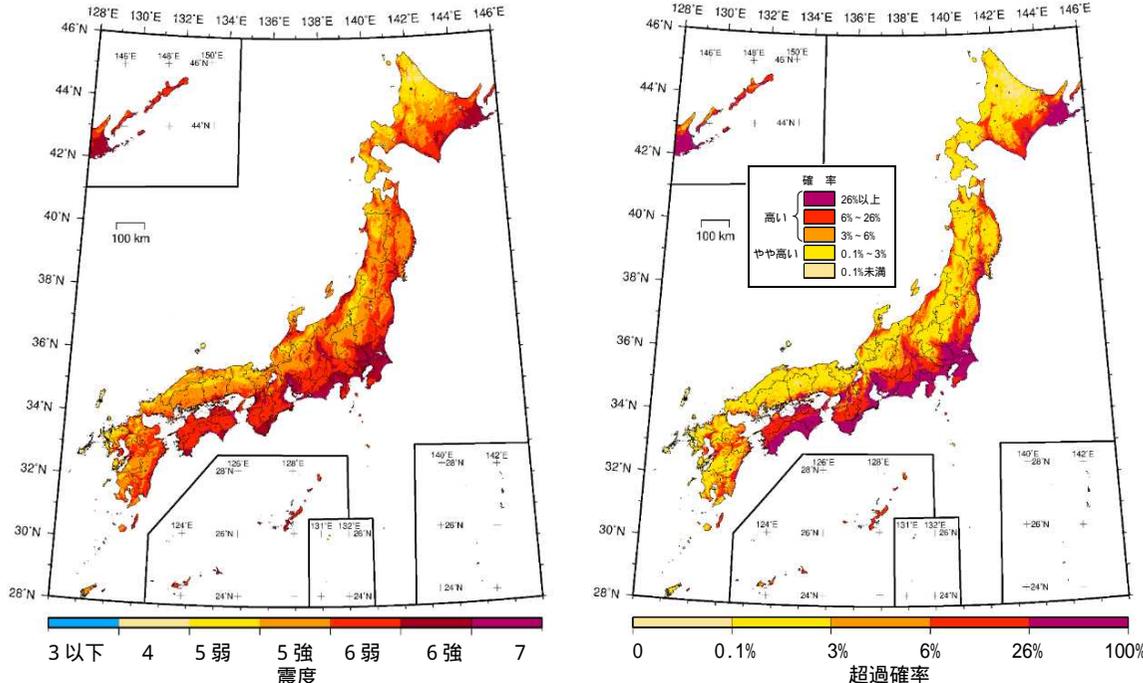
最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
21 地津-(D)-0006	地震本部「全国地震動予測地図2020年版」(3/26公表)に係る最新知見について	<p>発表日： 令和3年3月26日            情報元： 地震調査研究推進本部            表題： 全国地震動予測地図2020年版</p> <p>「全国地震動予測地図」は、地震発生 of 長期的な確率評価と強震動の評価とを組み合わせ、全国を概観して、今後一定の震度以上の揺れに見舞われる確率の分布などを示したものである。本予測地図は「確率論的地震動予測地図」と「震源断層を特定した地震動予測地図(シナリオ地震動予測地図)」からなり、前者は考慮し得るすべての地震の位置・規模・確率に基づき、各地点がどの程度の確率でどの程度揺れるかを地図上に示したもので、後者はある特定の震源断層において、地震が発生した場合に各地点がどのように揺れるのかを地図上に示したものとなっている。全国地震動予測地図はほぼ毎年更新されているが、2020年版においては地震発生頻度の計算方法や、評価の精度向上を目的としたモデルの改良が行われている(参考参照)。</p> <p>主な改良点は以下のとおり。            (1) 確率論的地震動予測地図作成に係る改良            ①発生する地震の多様性を考慮した震源モデルによる地震規模と発生頻度の再評価(日本海溝沿い及び南海トラフ沿いで発生するプレート境界地震を対象)            ②地震発生頻度の計算法の改良(東北地方太平洋沖地震後の余震及び海域で発生する活断層など</p>	2021/3/31	vi)	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該情報には、全国地震動予測地図2020年版の地図作成において適用された、地震発生頻度の計算方法や評価の精度向上のためのモデル改良に関わる情報が含まれている。</li> <li>基準地震動の策定において、地震発生頻度の情報は不要であること、また、地盤増幅率の計算に用いる地下構造モデルの改良については、原子力発電所では、既に地震動予測地図よりも精緻な地質・地盤評価を行い、地震動を策定している。よって、一般の全国地震動予測地図2020年版に導入された改良が原子力施設の地震動評価に与える影響はないと考えられる。</li> <li>以上より、終了案件とする。</li> </ul>			

最新知見 等情報シ ート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応 の方向 性	理由	対応 の方向 性	理由	対応 方針
		<p>の浅い地震の震源断層があらかじめ特定しにくい地震を新たに考慮) ③地盤増幅率の計算に用いる浅部地盤構造モデルの改良</p> <p>(2) 震源断層を特定した地震動予測地図(シナリオ地震動予測地図)作成に係る改良 強震動予測手法「レシピ」における地盤増幅率の計算に用いる浅部地盤構造モデルの改良</p> <p>(1) ①②は、地震の規模と発生頻度の評価の改良に関わるものである。地震の規模と発生頻度の関係は過去に発生した地震のカタログに基づく経験式によりモデル化される。今般の改良により日本海溝沿い及び南海トラフ沿いの震源断層を特定した地震について、より多様な震源を考慮することにより、従来に比べてより多様な地震規模を持った地震が低頻度で発生するというモデルとなっている。このモデルにより超過確率を算定した結果、静岡県、長野県地域などで確率の低下が見られている。また、震源断層を予め特定しにくい地震として、従来は考慮されていなかった余震の他、新たな領域で発生する地震も評価に加えられたため、様々な規模を持つ地震の発生頻度が増加する傾向となっている。この結果、関東～東北地方の太平洋沿岸地域で超過確率の増加が見られる。</p> <p>(1) ③及び(2)は地盤増幅率の計算に用いる地下構造モデルの精緻化に関わるもので、地震動</p>						

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		評価の高精度化が図られており、地震動が強くなった場所と弱くなった場所が見られる。						

## 1. 確率論的地震動予測地図

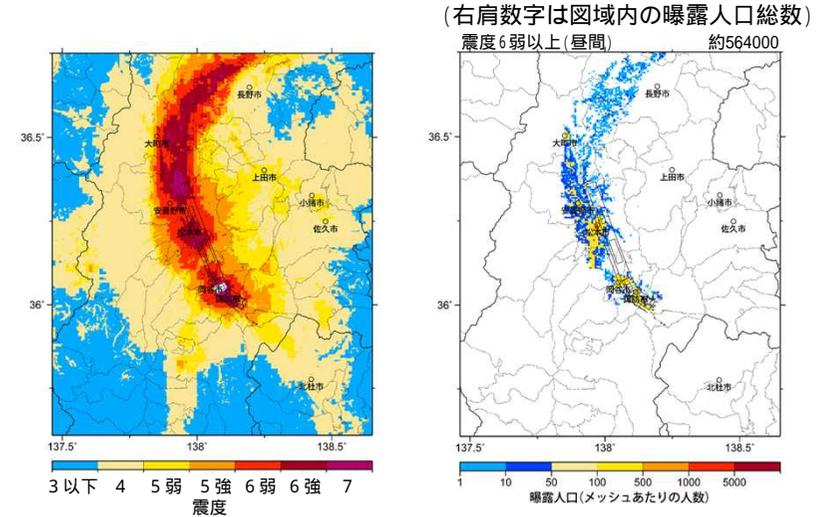
現時点で考慮し得るすべての地震の位置・規模・確率に基づき、各地点がどの程度の確率でどの程度揺れるのかをまとめて計算し、その分布を示した地図群。揺れの強さ、期間、確率のうち二つの値を固定して、残りを地図に示す。確率の評価基準日は2020年1月1日。



今後30年間にその値以上の揺れに見舞われる確率が3%となる震度 / 期間と確率を固定して震度を示した地図の例  
「今後30年間に震度 以上の揺れに見舞われる確率」が0.1%、3%、6%、26%であることは、ごく大まかには、それぞれ約30,000年、約1,000年、約500年、約100年に1回程度震度 以上の揺れが起こり得ることを意味している。

## 2. 震源断層を特定した地震動予測地図 (シナリオ地震動予測地図)

ある特定の震源断層において、地震が発生した場合に各地点がどのように揺れるのかを計算してその分布を示した地図。この地図を活用した例として、ある震度以上の揺れにさらされる人口の分布を示すものがある。



糸魚川 - 静岡構造線断層帯中北部区間が活動する地震による地表震度分布の例

糸魚川 - 静岡構造線断層帯中北部区間で発生する地震で震度6弱以上の揺れにさらされる人口の分布の例

## 3. 全国地震動予測地図2020年版の特徴

2020年版では主に以下の変更を行った。

- 日本海溝沿いのプレート間巨大地震や南海トラフ沿いで発生する大地震について従来よりも震源域の多様性を考慮したモデルに変更
- 震源断層を予め特定しにくい地震のモデルの改良 (東北地方太平洋沖地震後の地震活動の考慮など)
- 地下構造モデルの改良
- 地震発生確率の評価基準日変更 (2020年1月1日)
- 地震動予測地図の配色の変更
- 地方別・都道府県別の地震動予測地図の掲載

「今後30年間に震度6弱以上の揺れに見舞われる確率」の地図では、北海道南東部や仙台平野の一部、首都圏、東海～四国地域の太平洋側及び糸魚川-静岡構造線断層帯の周辺地域などの確率が高い。

なお、2018年版に比べて、主に以下の違いがある。

- 東北地方や関東地方北部の太平洋側では、東北地方太平洋沖地震後の地震活動を考慮したことによる確率の増加
- 関東地方では、増幅率の計算に用いる浅部地盤構造モデルを改良したことによる確率の増減
- 山梨県・静岡県・長野県東部では、南海トラフ沿いで発生する大地震の震源域について従来よりも多様性を考慮したことによる確率の減少

## 確率論的地震動予測地図における2018年版との主な違い

「今後30年間に震度6弱以上の揺れに見舞われる確率」の地図では、2018年版に比べて、主に以下の違いがある。

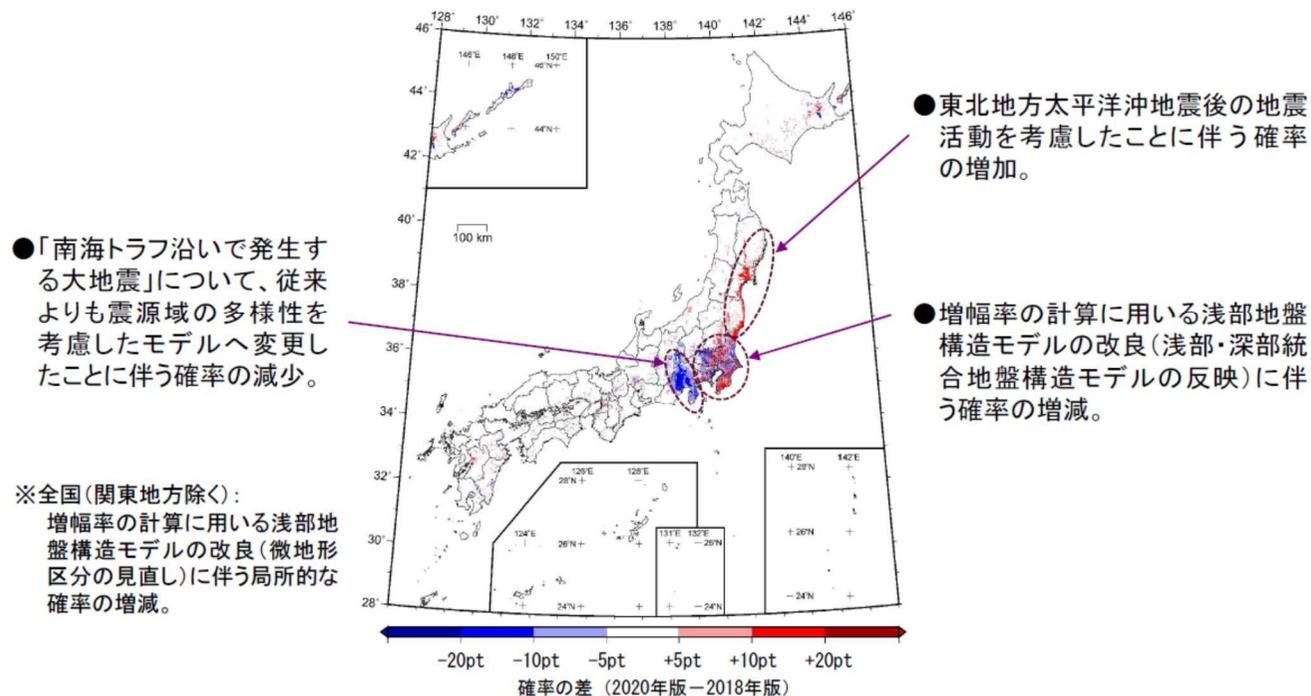


図5 今後30年間に震度6弱以上の揺れに見舞われる確率(平均ケース・全地震)の変化(2020年版-2018年版)

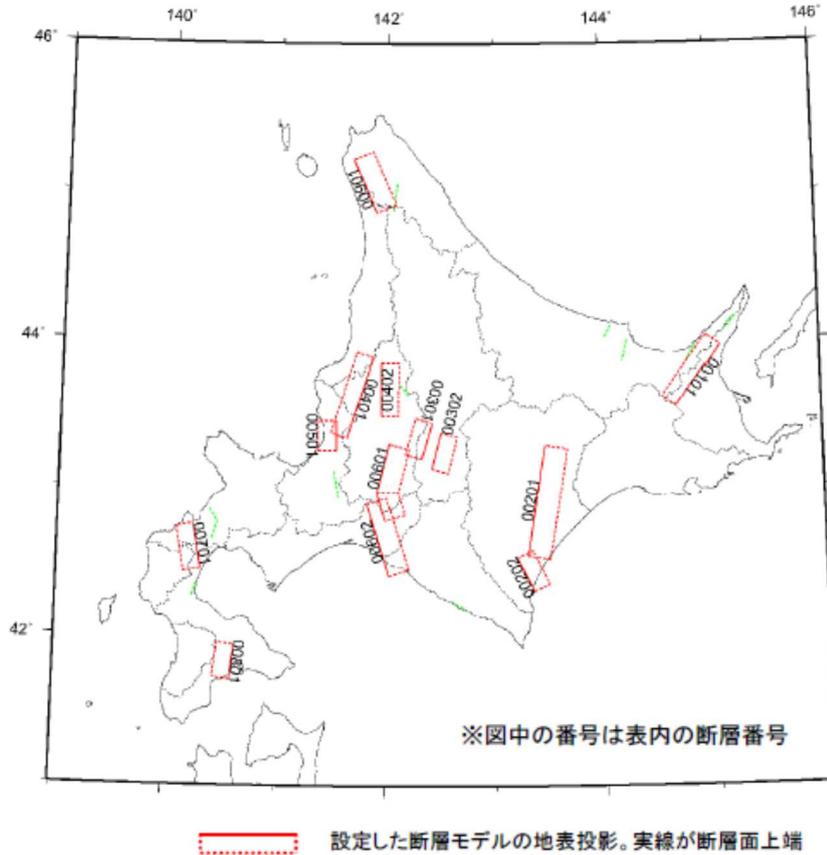
※2018年版との主な違いについては、「作成条件・計算結果編」に詳しく記載。

6

出典：地震調査研究推進本部 全国地震動予測地図 2020年版の概要

[https://www.jisin.go.jp/main/chousa/20\\_yosokuchizu/yosokuchizu2020\\_gaiyo2.pdf](https://www.jisin.go.jp/main/chousa/20_yosokuchizu/yosokuchizu2020_gaiyo2.pdf)

## 主要活断層帯及び地域評価で評価された活断層帯 索引



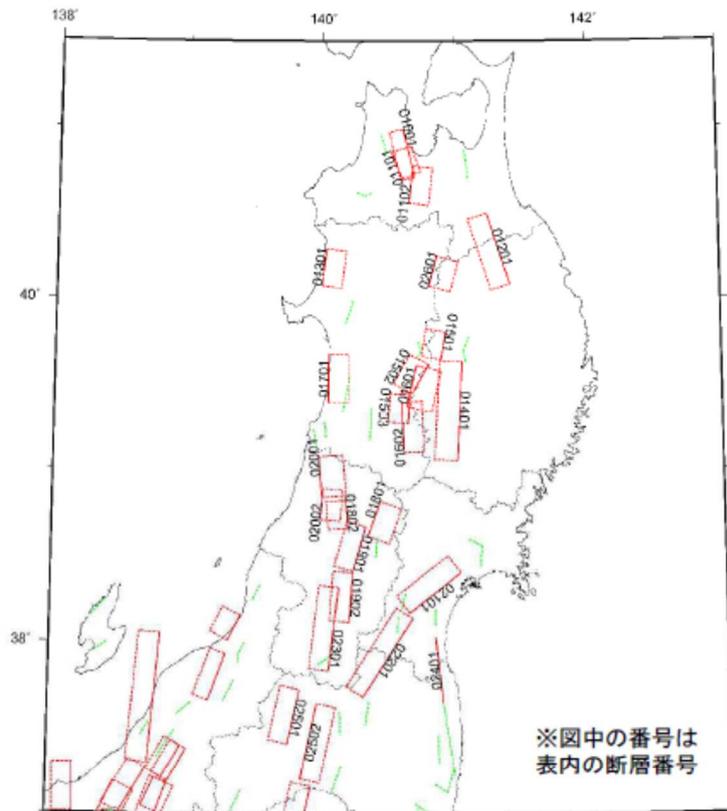
断層帯番号	断層帯名称	断層番号	区間名	参照ページ
1	標津断層帯	00101		337
2	十勝平野断層帯	00201	主部	339
		00202	光地断層	341
3	富良野断層帯	00301	西部	343
		00302	東部	345
4	増毛山地東縁断層帯・沼田一砂川付近の断層帯	00401	増毛山地東縁断層帯	347
		00402	沼田一砂川付近の断層帯	349
5	当別断層	00501		351
6	石狩低地東縁断層帯	00601	主部	353・355
		00602	南部	357
7	黒松内低地断層帯	00701		359
8	函館平野西縁断層帯	00801		361
9	サロベツ断層帯	00901		363

### 主要活断層帯の巨視的断層モデルと断層名一覧 【北海道地域】

- 329 -

出典：地震調査研究推進本部 全国地震動予測地図 2020 年版地図編  
震源断層を特定した地震動予測地図（シナリオ地震動予測地図）

[https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20\\_yosokuchizu/yosokuchizu2020\\_chizu\\_30.pdf](https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20_yosokuchizu/yosokuchizu2020_chizu_30.pdf)



断層帯番号	断層帯名称	断層番号	区間名	参照ページ
10	青森湾西岸断層帯	01001		365
11	津軽山地西縁断層帯	01101	北部	367
		01102	南部	368
12	折爪断層	01201		370
13	能代断層帯	01301		372
14	北上低地西縁断層帯	01401		374
		01501	雫石盆地西縁断層帯	376
15	雫石盆地西縁-真昼山地東縁断層帯	01502	真昼山地東縁断層帯北部	377
		01503	真昼山地東縁断層帯南部	379
		01601	北部	380
16	横手盆地東縁断層帯	01602	南部	382
		01701		384
17	北由利断層	01801	東部	386
		01802	西部	388
18	新庄盆地断層帯	01901	北部	390
		01902	南部	392
19	山形盆地断層帯	02001	北部	394
		02002	南部	396
20	庄内平野東縁断層帯	02101		398
21	長町-利府縁断層帯	02201		400
22	福島盆地西縁断層帯	02301		402
23	長井盆地西縁断層帯	02401		404
24	双葉断層	02501	会津盆地西縁断層帯	406
		02502	会津盆地東縁断層帯	408
25	会津盆地西縁・東縁断層帯	02601		410
26	花輪東断層帯			

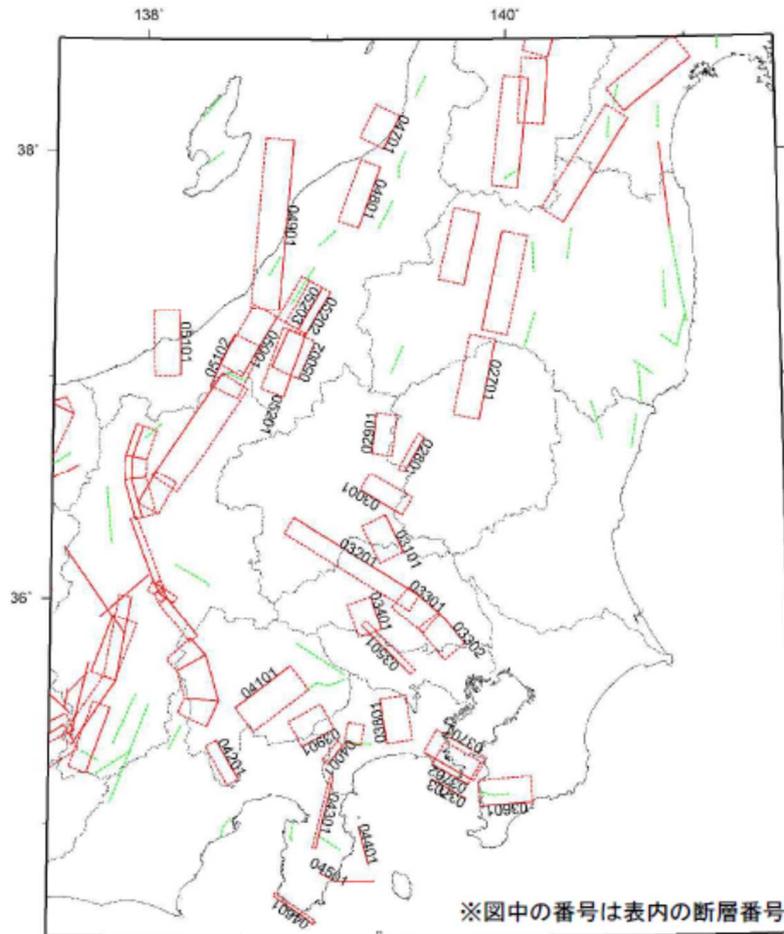
※グレーで塗りつぶされた断層帯は、簡便法のための計算を行った断層帯

主要活断層帯の巨視的断層モデルと断層名一覧  
【東北地域】

- 330 -

出典：地震調査研究推進本部 全国地震動予測地図 2020 年版地図編  
震源断層を特定した地震動予測地図（シナリオ地震動予測地図）

[https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20\\_yosokuchizu/yosokuchizu2020\\_chizu\\_30.pdf](https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20_yosokuchizu/yosokuchizu2020_chizu_30.pdf)



断層帯番号	断層帯名称	断層番号	起震断層名	参照ページ
27	関谷断層	02701		411
28	内ノ箱断層	02801		413
29	片品川左岸断層	02901		414
30	大久保断層	03001		415
31	太田断層	03101		417
32	深谷断層帯	03201		419
33	綾瀬川断層	03301	鴻巣-伊奈区間	422
		03302	伊奈-川口区間	424
34	越生断層	03401		426
35	立川断層帯	03501		427
36	鞆川低地断層帯	03601		429
		03701	主部衣笠-北武断層帯	431
37	三浦半島断層群	03702	主部武山断層帯	433
		03703	南部	435
38	伊勢原断層	03801		436
39	塩沢断層帯	03901		438
40	平山-松田北断層帯	04001		440
41	曾根丘陵断層帯	04101		442
42	身延断層	04201		444
43	北伊豆断層帯	04301		446
44	伊東沖断層	04401		448
45	稲取断層帯	04501		449
46	石廊崎断層	04601		451
47	桶形山脈断層帯	04701		453
48	月岡断層帯	04801		455
49	長岡平野西縁断層帯	04901		457
50	十日町断層帯	05001	西部	459
		05002	東部	461
51	高田平野断層帯	05101	高田平野西縁断層帯	462
		05102	高田平野東縁断層帯	464
52	六日町断層帯	05201	南部	466
		05202	北部(モデルA)	468
		05203	北部(モデルB)	470

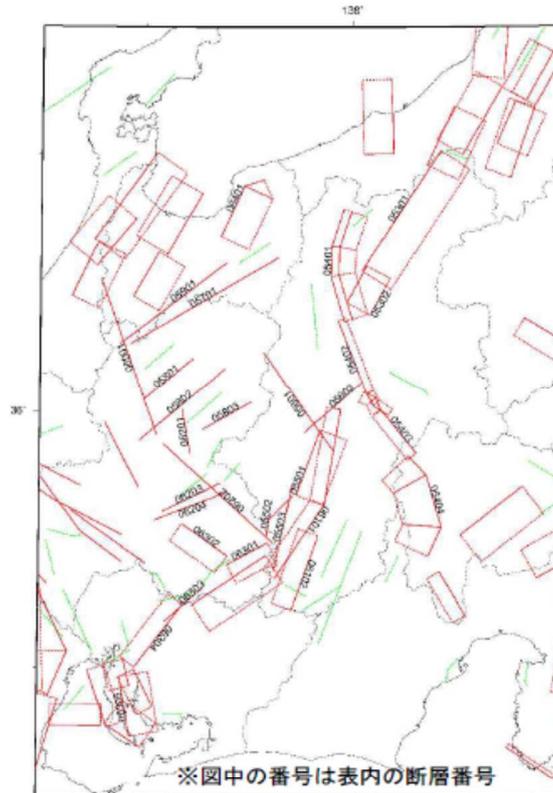
※グレーで塗りつぶされた断層帯は、簡便法のための計算を行った断層帯

主要活断層帯または地域評価で評価された活断層の巨視的断層モデルと断層名一覧  
【関東地域】

- 331 -

出典：地震調査研究推進本部 全国地震動予測地図 2020年版地図編  
震源断層を特定した地震動予測地図（シナリオ地震動予測地図）

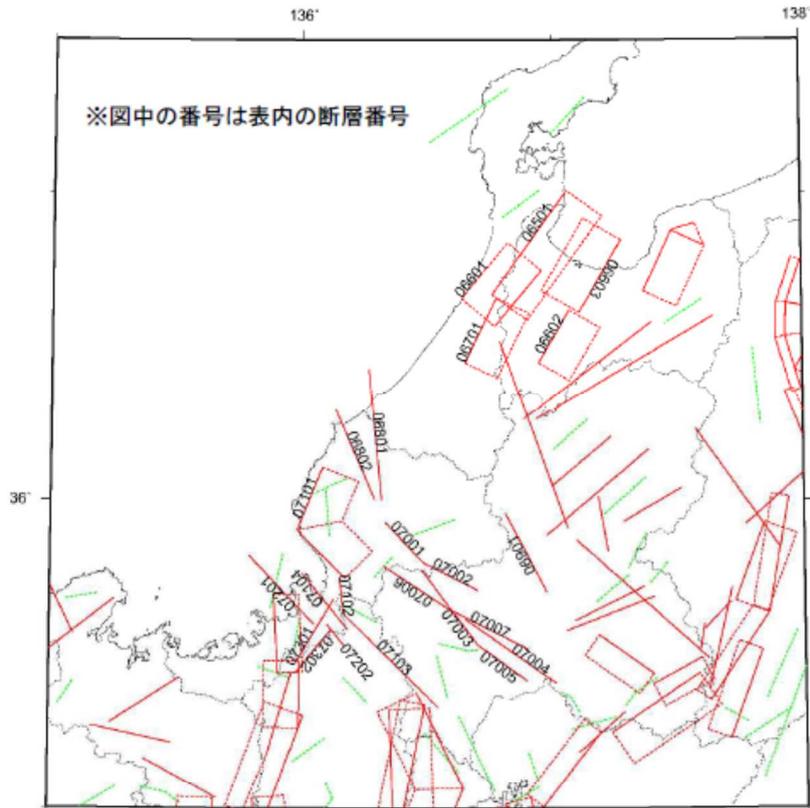
[https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20\\_yosokuchizu/yosokuchizu2020\\_chizu\\_30.pdf](https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20_yosokuchizu/yosokuchizu2020_chizu_30.pdf)



断層帯番号	断層帯名称	断層番号	区間名	参照ページ
53	長野盆地西縁断層帯	05301	飯山-千曲区間	472
		05302	麻績区間	475
54	糸魚川-静岡構造線断層帯	05401	北部区間	476
		05402	中北部区間	478
		05403	中南部区間	480
		05404	南部区間	482
		05501	主部北部	484
55	木曾山脈西縁断層帯	05502	主部南部	486
		05503	清内路峠断層帯	487
		05601	主部	489
56	境峠・神谷断層帯	05602	霧防山-奈良井断層帯	491
		05701		493
57	跡津川断層帯	05801	国府断層帯	495
		05802	高山断層帯	497
		05803	猪之鼻断層帯	499
59	牛首断層帯	05901		501
60	庄川断層帯	06001		503
61	伊那谷断層帯	06101	主部	505-507
		06102	南東部	509
62	阿寺断層帯	06201	主部北部	511
		06202	主部南部	513
		06203	佐見断層帯	515
		06204	白川断層帯	517
		06301	屏風山断層帯	519
63	屏風山・恵那山断層帯 及び猿投山断層帯	06302	赤河断層帯	520
		06303	恵那山-猿投山北断層帯	522
		06304	猿投-高浜断層帯	524
		06305	加木屋断層帯	526
		06401	魚津断層帯	528-530

※グレーで塗りつぶされた断層帯は、簡便法のための計算を行った断層帯  
 主要活断層帯または地域評価で評価された活断層の巨視的断層モデルと断層名一覧  
 【中部地域】(その1)  
 -332-

出典：地震調査研究推進本部 全国地震動予測地図 2020年版地図編  
 震源断層を特定した地震動予測地図(シナリオ地震動予測地図)  
[https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20\\_yosokuchizu/yosokuchizu2020\\_chizu\\_30.pdf](https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20_yosokuchizu/yosokuchizu2020_chizu_30.pdf)



断層帯番号	断層帯名称	断層番号	区間名	参照ページ
65	邑知浜断層帯	06501		532
66	砺波平野断層帯・呉羽山断層帯	06601	砺波平野断層帯西部	534
		06602	砺波平野断層帯東部	536
		06603	呉羽山断層帯	538
67	森本・高程断層帯	06701		540
68	福井平野東縁断層帯	06801	主部	542
		06802	西部	544
69	長良川上流断層帯	06901		546
70	濃尾断層帯	07001	濃尾断層北西部	548
		07002	濃尾断層南東部	549
		07003	主部根尾谷断層帯	551
		07004	主部梅原断層帯	553
		07005	主部三田洞断層帯	555
		07006	揖斐川断層帯	556
		07007	武儀川断層	558
		07008	1891濃尾地震 濃尾北西+根尾谷+梅原	560
71	柳ヶ瀬・関ヶ原断層帯	07101	主部北部	562・564
		07102	主部中部	566
		07103	主部南部	567
		07104	浦底-柳ヶ瀬山断層帯	569
72	野坂・集福寺断層帯	07201	野坂断層帯	571
		07202	集福寺断層	573
73	湖北山地断層帯	07301	北西部	574
		07302	南東部	576

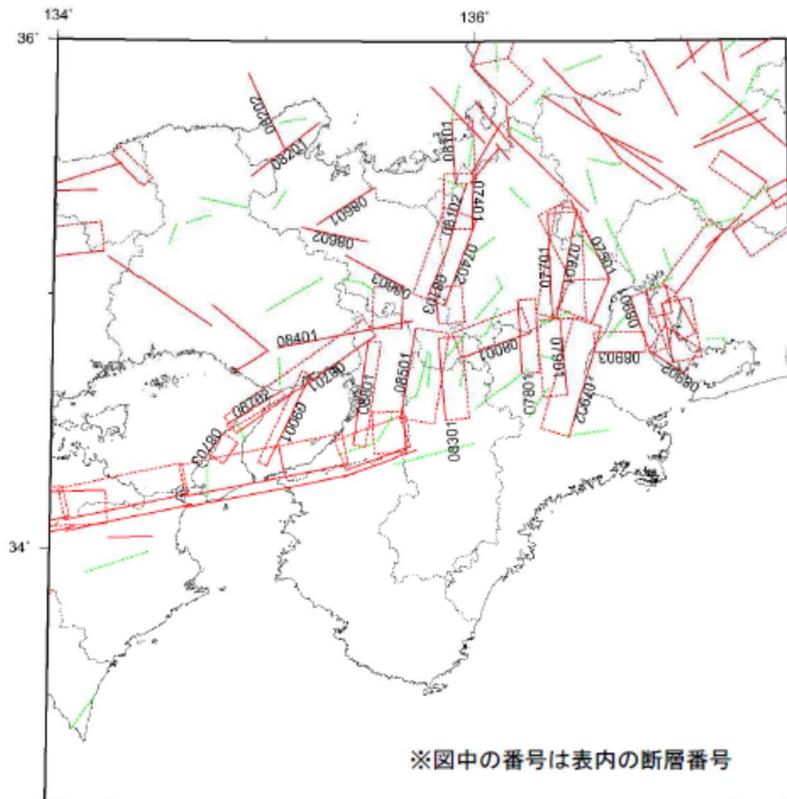
※グレーで塗りつぶされた断層帯は、簡便法のための計算を行った断層帯

主要活断層帯の巨視的断層モデルと断層名一覧  
【中部地域】(その2)

- 333 -

出典：地震調査研究推進本部 全国地震動予測地図 2020年版地図編  
震源断層を特定した地震動予測地図(シナリオ地震動予測地図)

[https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20\\_yosokuchizu/yosokuchizu2020\\_chizu\\_30.pdf](https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20_yosokuchizu/yosokuchizu2020_chizu_30.pdf)



断層帯番号	断層帯名	断層番号	起震断層名	参照ページ
74	琵琶湖西岸断層帯	07401	北部	577
		07402	南部	579
75	美老一桑名一四日市断層帯	07501		581-583
76	鈴鹿東縁断層帯	07601		585
77	鈴鹿西縁断層帯	07701		587
78	頓宮断層	07801		589
79	布引山地東縁断層帯	07901	西部	591
		07902	東部	593
80	木津川断層帯	08001		595
81	三方・花折断層帯	08101	三方断層帯	597
		08102	花折断層帯北部	599
		08103	花折断層帯中南部	601
82	山田断層帯	08201	主部	603
		08202	郷村断層帯	605
83	京都盆地-奈良盆地断層帯南部	08301	奈良盆地東縁断層帯	607
84	有馬一高槻断層帯	08401		609
85	生駒断層帯	08501		611
86	三峠・京都西山断層帯	08601	上林川断層	613
		08602	三峠断層	615
		08603	京都西山断層帯	617
		08701	主部六甲山地南縁-淡路島東岸区間	619
87	六甲・淡路島断層帯	08702	主部淡路島西岸区間	621
		08703	先山断層帯	623
		08801		624-626
88	上町断層帯	08901	主部北部	628
		08902	主部南部	630
		08903	白子-野間断層	631
90	大阪湾断層帯	09001		633

※グレーで塗りつぶされた断層帯は、簡便法のための計算を行った断層帯

### 主要活断層帯の巨視的断層モデルと断層名一覧

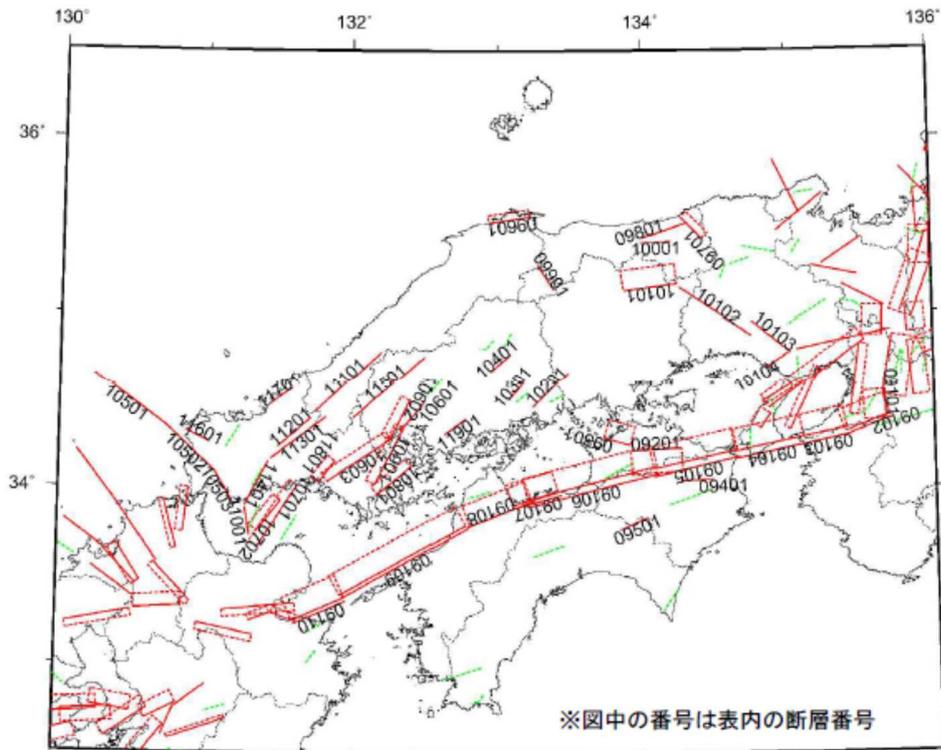
【近畿地域】

- 334 -

出典：地震調査研究推進本部 全国地震動予測地図 2020年版地図編

震源断層を特定した地震動予測地図（シナリオ地震動予測地図）

[https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20\\_yosokuchizu/yosokuchizu2020\\_chizu\\_30.pdf](https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20_yosokuchizu/yosokuchizu2020_chizu_30.pdf)

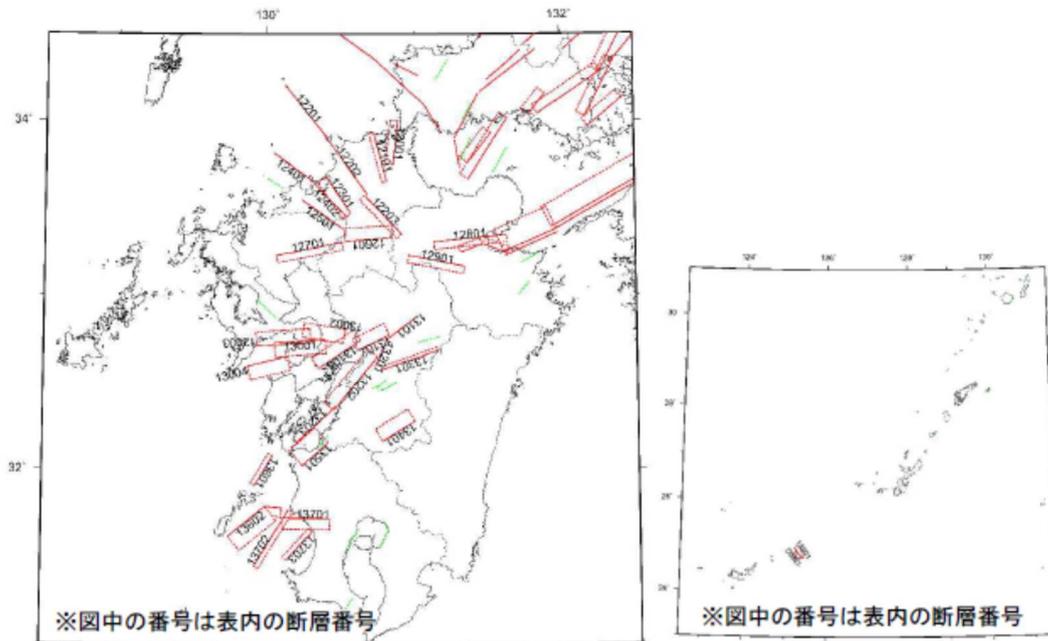


断層帯番号	断層帯名称	断層番号	区間名	参照ページ	断層帯番号	断層帯名称	断層番号	区間名	参照ページ
91	中央構造線断層帯	09101	金剛山地東縁区間	635	105	菊川断層帯	10501	北部区間	713
		09102	五条谷区間	637			10502	中部区間	715
		09103	根来区間	642			10503	南部区間	717
		09104	紀淡海峡-瑞門海峡区間	647			10504	北部区間+中部区間	719
		09105	讃岐山脈南縁東部区間	652			10505	中部区間+南部区間	721
		09106	讃岐山脈南縁西部区間	657			10506	菊川断層帯全体	723
		09107	石鎚山脈北縁区間	662	10601	己斐断層区間	725		
		09108	石鎚山脈北縁西部区間	667	10602	五日市断層区間	727		
		09109	伊予灘区間	672	10603	岩国断層区間	729		
		09110	豊予海峡-由布院区間	677	10604	己斐断層区間+岩国断層区間	731		
		09111	金剛山地東縁区間~ 豊予海峡-由布院区間	682	10605	五日市断層区間+岩国断層区間	733		
92	長尾断層帯	09201		690	107	周防灘断層帯	10701	主部区間	735
93	上法軍寺断層	09301		692			10702	秋穂冲断層区間	737
94	上浦-西月/宮断層	09401		693	108	安芸灘断層帯	10801		739
95	瀬内森断層	09501		694	109	広島湾-岩国冲断層帯	10901		741
96	中央(鹿島)断層	09601		695	110	宇部南方冲断層	11001		743
97	雨滝-釜戸断層	09701		697	111	弥栄断層	11101		745
98	鹿野-吉岡断層	09801		698	112	地福断層	11201		747
99	日南湖断層	09901		700	113	大原湖断層	11301		749
100	岩坪断層	10001		701	114	小郡断層	11401		751
101	山崎断層帯	10101	那岐山断層帯	702	115	筒賀断層	11501		753
		10102	主部西北部区間	704	116	滝部断層	11601		755
		10103	主部南東部区間	706	117	奈古断層	11701		756
		10104	草谷断層	708	118	栄谷断層	11801		757
102	長者ヶ原-芳井断層	10201		709	119	黒瀬断層	11901		758
103	宇津戸断層	10301		711					
104	安田断層	10401		712					

※グレーで塗りつぶされた断層帯は、簡便法のための計算を行った断層帯  
 主要活断層帯または地域評価で評価された活断層の巨視的断層モデルと断層名一覧  
 【中国・四国地域】

- 335 -

出典：地震調査研究推進本部 全国地震動予測地図 2020年版地図編  
 震源断層を特定した地震動予測地図（シナリオ地震動予測地図）  
[https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20\\_yosokuchizu/yosokuchizu2020\\_chizu\\_30.pdf](https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20_yosokuchizu/yosokuchizu2020_chizu_30.pdf)



断層帯番号	断層帯名称	断層番号	区間名	参照ページ
120	小倉東断層帯	12001		759
121	福智山断層帯	12101		761
122	西山断層帯	12201	大島沖区間	763
		12202	西山区間	765
		12203	嘉麻峠区間	767
123	宇美断層帯	12301		769
124	警固断層帯	12401	北西部	771
		12402	南東部	773
125	日向峠-小笠木峠断層帯	12501		775
126	水鏡断層帯	12601		777
127	佐賀平野北縁断層帯	12701		779
128	日出生断層帯	12801		781
129	万年山-扇平山断層帯	12901		784
130	雲仙断層群	13001	北部	787
		13002	南東部	789
		13003	南西部北部	791
		13004	南西部南部	793
		13101	布田川区間	795
131	布田川断層帯	13102	宇土区間	797
		13103	宇土半島北岸区間	799
		13201	高野-白旗区間	801
132	日奈久断層帯	13202	日奈久区間	802
		13203	八代海区間	804
		13301		806
134	人吉盆地南縁断層帯	13401		808
135	出水断層帯	13501		810
136	鶴断層帯	13601	上鶴島北東沖区間	812
		13602	鶴区間	814-816
137	市来断層帯	13701	市来区間	818
		13702	鶴海峡中央区間	820
		13703	吹上浜西方沖区間	822
		13801	中部	824
138	宮古島断層帯	13802	西部	826

※グレーで塗りつぶされた断層帯は、簡便法のための計算を行った断層帯

主要活断層帯または地域評価で評価された活断層の巨視的断層モデルと断層名一覧  
【九州・沖縄地域】

- 336 -

出典：地震調査研究推進本部 全国地震動予測地図 2020年版地図編  
震源断層を特定した地震動予測地図（シナリオ地震動予測地図）

[https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20\\_yosokuchizu/yosokuchizu2020\\_chizu\\_30.pdf](https://www.jisin.go.jp/maim/chousa/20_yosokuchizu/yosokuchizu2020_chizu_30.pdf)

## NRA 技術報告「野島断層の断層破碎物質を用いた地震性すべりの直接的年代測定手法の検証」について

令和 3 年 4 月 14 日  
技術基盤グループ地震・津波研究部門

### 1. 背景及び目的

設置許可基準規則の解釈別記 1 の 3 は「将来活動する可能性のある断層等」を、後期更新世以降(約 12~13 万年前以降)の活動が否定できないものとし、必要な場合は、中期更新世以降(約 40 万年前以降)まで遡って活動性を評価することとしている。通常、断層の活動性は、断層の上位に堆積した地層の年代に基づき特定あるいは推定する(「図 1 断層の活動性評価手法の例」①参照。以下「上載地層法」という。)。しかし、地域によってはそのような地層が欠如している等の理由により、上載地層法の適用が難しい場合もある。このような場合、一般に鉱物脈や岩脈と断層との切断関係、あるいは断層本体の断層破碎物質の性状や年代測定等により総合的に活動性を評価する(同図②参照)。しかしながら、断層破碎物質を用いた活動性評価に関しては、信頼性の高い活動年代の評価手法が確立されていない。

これに関し、研究プロジェクト「断層破碎物質を用いた断層の活動性評価手法に関する研究 定量的評価手法に基づく断層の活動性評価手法の整備」(平成 25 年度~令和元年度)(以下「本研究」という。))において、断層破碎物質の年代測定によって、実際の活動時期との関連性を検証し、中期更新世以降の断層の活動性評価に適した年代測定手法を検討している。

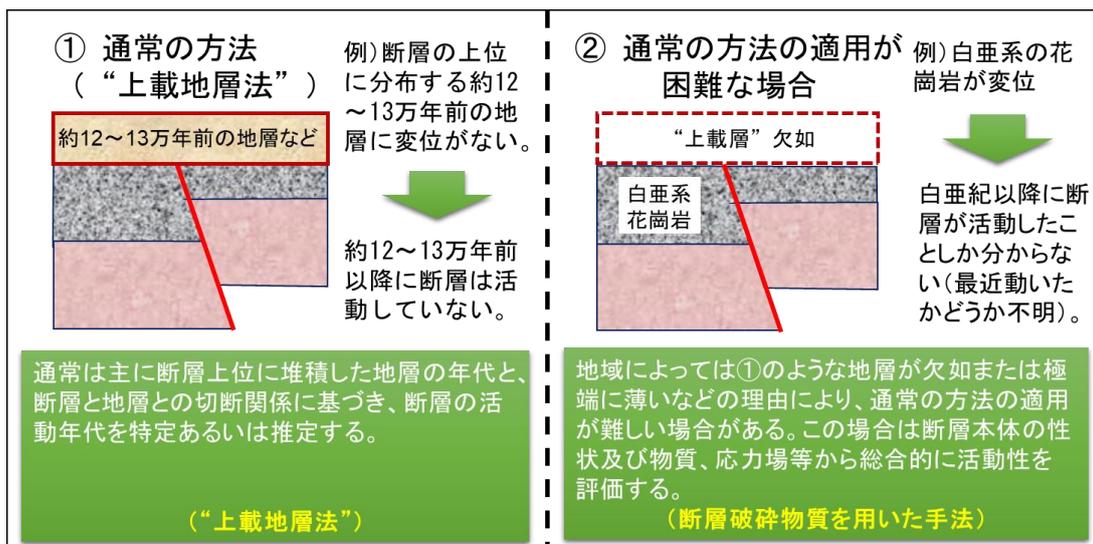
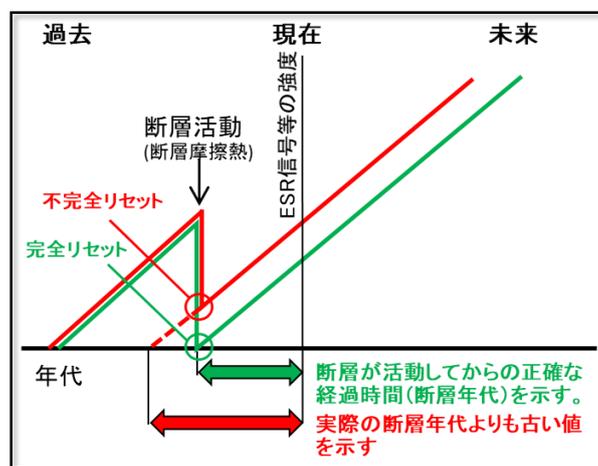


図 1 断層の活動性評価手法の例

## 2. 本研究の内容と得られた新発見

断層の最新活動時の年代値を取得する方法として、断層活動時の摩擦熱により年代がリセットする温度に達した断層破碎物質を用いて年代を測定する手法がある。しかし、断層破碎物質を用いた活動性評価に関しては、年代のリセットする条件が明らかとなっていないため信頼性の高い活動年代の評価手法が確立されていない。断層活動に伴う摩擦熱は、深部ほど封圧とせん断応力が大きくなるため高くなると考えられる。地表付近では摩擦熱が十分に高くないために断層の最新活動時の年代値が得られない(図 2)。正確な年代値を取得するためには、摩擦熱により年代がリセットした断層破碎物質の有無を確認し、その深度について検討する必要がある(図 3)。



出典)福地(2004)<sup>1</sup>を一部編集

図 2 不完全なリセットが年代値に及ぼす影響

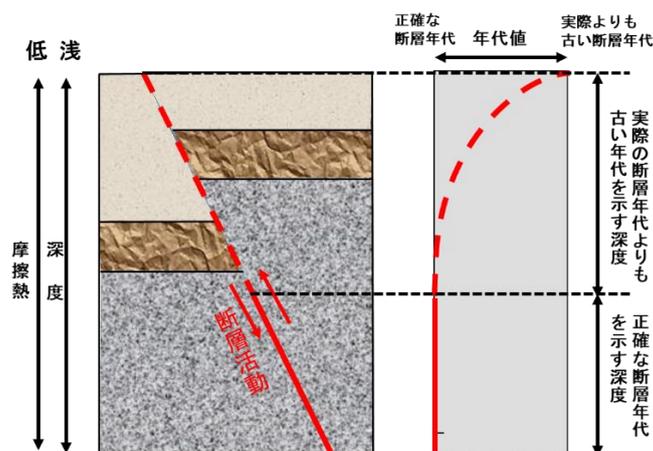
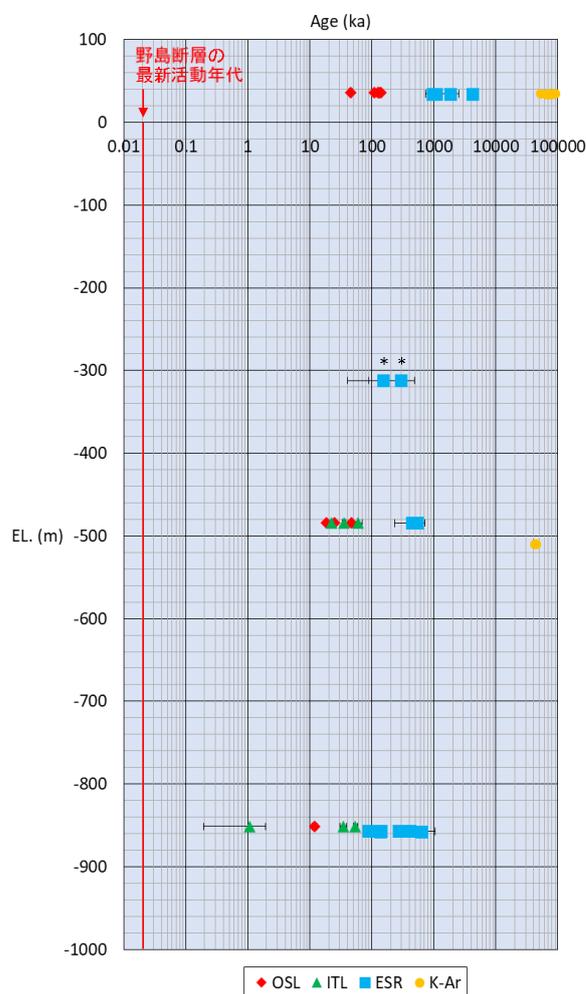


図 3 予想される断層沿いの年代リセット状況の変化

そこで、本研究では 1995 年の兵庫県南部地震で地表変位が確認されている野島断層を対象として、深部ボーリング調査等によって異なる深度の断層破碎物質を採取し、それぞれの試料について直接的年代測定としてルミネッセンス(OSL 及び ITL)年代測定、電子スピン共鳴(ESR)年代測定、K-Ar 年代測定を実施した。その結果、いずれの年代値も地下深部ほど若くなることが示された。この中で、ルミネッセンス年代値は、深度 897m の一部の断層破碎物質において、野島断層の最新活動時期(20 年前:本研究の実施時期からの起算)に対して数万年前の評価結果となり、活断層の認定に当たって、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合の基準である中期更新世以降(約 40 万年前以降)における断層活動の有無を判断する情報が得られることが示された。以上のことから、断層破碎物質を用いたルミネッセンス年代測定が断層の活動性評価に有効であることが示された。



出典) Miyawaki and Uchida (2018)<sup>2</sup>を一部編集

図 4 主断層における破碎部の各種年代値及び深度との関係

注) ka は千年前、エラーバーは 1σを示す。

\*は Fukuchi (2001)<sup>3</sup>による ESR 年代。

野島断層で検証した年代リセット状況を踏まえて、任意の断層の活動性を審査において評価する上での留意点を検討した。

敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド(以下「審査ガイド」という。)では、将来活動する可能性のある断層等の認定について、「①将来活動する活断層等は、後期更新世以降(約12~13万年前以降)の活動が否定できないものとする、②その認定に当たって、後期更新世(約12~13万年前)の地形面又は地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降(約40万年前以降)まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価すること」を定めている。野島断層での検証結果に基づくと、主断層の年代値は、いずれも深部に向かって若くなる傾向を示すことから、本研究で対象とした年代測定手法を用いて推定した年代値と深度との関係は、図5に示す3つのケースが想定される。ケース①及びケース②に示すように、地表部又は地下深部において主断層の年代値が約40万年前より若い値を示す断層については、審査ガイドに従うと将来活動する可能性のある断層等に該当することになる。ケース②及びケース③は、ともに地表部で約40万年前より古い値を示すが、地下深部で約40万年前以降の年代値を示すかどうかは、異なる深度の主断層の年代値を測定して判断する必要がある。一方、ケース①では、地表部において審査ガイドに示す将来活動する可能性のある断層等に該当しており、主断層の年代値が深部に向かって若くなる傾向を考慮すれば、深部の年代を測定する必要はない。

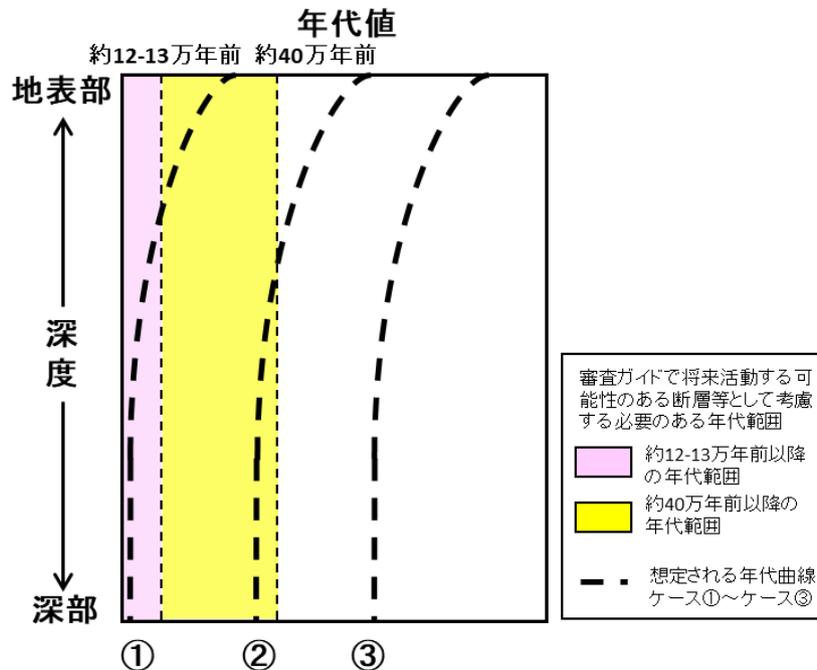


図5 想定される破碎部の年代値及び深度との関係

### 3. 今後の対応

本研究は、断層破砕物質を用いた断層の活動性評価手法による評価結果の一例について記したものである。よって、本知見により現行規制基準及びガイドを直ちに反映する事項はない。

本研究では、断層破砕物質を用いたルミネッセンス年代測定は K-Ar 年代測定に比べて信頼性の高い断層活動年代の評価手法であることを示す情報が得られたことは、審査にとって有用な知見であるといえる。このため、事業者に対して本知見を周知することとしたい。

#### 参考文献

- 1 福地龍郎、“ESR 法による断層活動年代測定－その原理と実践－”、深田研ライブラリー no.63、2004.
- 2 Miyawaki, M., and Uchida, J., “Validation of the direct dating of coseismic fault slip events along the Nojima fault”, Hokudan 2020 International Symposium on Active Faulting, Hokudan earthquake memorial park, Awaji city, 2020.
- 3 Fukuchi, T., “Assessment of fault activity by ESR dating of fault gouge; an example of the 500 m core samples drilled into the Nojima earthquake fault in Japan”, Quaternary Science reviews, 20, 1005-1008, 2001.

## 資料 45-2-1-3

令和3年4月14日

長官官房 技術基盤グループ 地震・津波研究部門

内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について（概要報告）」に関して公開されたデータを用いた分析結果について（案）

### 1. 概要

- 第41回技術情報検討会（令和2年5月11日開催、以下「前回報告」という。）及び第5回原子力規制委員会（令和2年5月13日開催）において「内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について（概要報告）」<sup>1)</sup>について（案）」を報告した（参考資料1）。その際、詳細なデータが公開された場合には、波源設定の考え方や解析条件等に関する分析の要望があったことから、分析の結果を報告する。
- 前回報告の概要は以下のとおりである。
  - ① 内閣府は日本海溝及び千島海溝沿いの海溝型地震について最大クラスの地震・津波を評価するため、強震断層モデル及び津波断層モデルの検討を行った。
  - ② 最大クラスの津波断層モデルは、岩手県から北海道の太平洋沿岸地域における概ね過去6千年間の津波堆積物の地点まで津波を浸水させる断層モデルを逆解析によって求められた（以下「津波堆積物による最大クラスの津波断層モデル」という。）。
  - ③ 最大クラスの強震断層モデルは、津波断層モデルの検討で得られた震源域において、SMGA（強震動生成域）は過去発生したSMGAと概ね同じとし、その面積とモーメントマグニチュードとの関係については、南海トラフ等の検討で用いられた内閣府の式（以下「内閣府の式」という。）を用いて設定された。
  - ④ 新規規制基準及び関連する審査ガイド<sup>1</sup>（以下「審査ガイド等」という。）では、地震規模に係るスケーリング則に沿って確立された津波断層モデル（以下「スケーリング則による津波断層モデル」という。）の設定方法が採用され、かつ、基準津波の妥当性確認において、基準津波による津波高さが敷地周辺で確認されている津波堆積物の標高を上回ることを確認しているため、審査ガイド等を改訂する必要はないとした。
  - ⑤ 新規規制基準適合性審査に係る設置変更許可済みの施設、審査書案のパブリックコメント結果を取りまとめ中の施設及び補正書並びにまとめ資料を確認中の施設については、各施設の入力津波と各所在市町村での津波高さの比較

<sup>1</sup> 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド並びに基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド

等に基づき基準地震動及び基準津波への影響はないとのことから特段の対応は要しないと、審査中の施設に対しては審査の中で確認していくとした。

- ⑥ 新規制基準適合性審査以外の審査に係る東京電力福島第一原子力発電所については、計画している津波対策が予定どおり着実に実施されていることを確認していくとともに、必要に応じて追加対策を検討するとした。また、東海再処理については特段の対応は要しないととした。
- 前回報告後、内閣府は「G空間情報センター」<sup>2</sup>のサイトにて、これに関するデジタルデータを正式に公開した（令和2年12月16日）ことから、公開されたデータを用いた分析を行った。
  - ① 公開されたデータは、最大クラスの強震断層モデル及び津波断層モデルの詳細なデジタルデータであり、前回報告から追加された知見はない。
  - ② 津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルは、スケーリング則による津波断層モデルと異なる手法であることから、その地震規模及びすべり量がどの程度のものであるか把握しておくことは規制を行う上で有用な知見となる。
  - ③ そこで、公開されたデジタルデータを用いて、津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルとスケーリング則による津波断層モデルとの違いを分析し、その特徴を把握することとした。
  - ④ なお、最大クラスの強震断層モデルの設定に当たっては、内閣府の式が用いられていることから、今回の分析対象から除外した。

## 2. 公開データを用いた地震規模等に関する分析

### 2.1 公開データの概要

#### (1) 津波断層モデルに関するもの

##### 1) 初期水位データ

鉛直方向の地殻変動量に水平方向の地殻変動量の寄与を加算し、Kajiura フィルターを適用したデータ

##### 2) 地殻変動量データ<sup>3</sup>

断層によるコサイスマミックな地殻変動量（鉛直方向）のデータ

##### 3) 津波断層パラメータ<sup>4</sup>

小断層の緯度経度、深さ、走向、傾斜角、すべり角等

<sup>2</sup> 一般社団法人社会基盤情報流通推進協議会が運営・管理しており、様々な主体が様々な目的で整備している地理空間情報（＝G空間情報）の有効活用と流通促進を図ること、また社会課題を解決するアクターの後方支援を行うためのデータ流通支援プラットフォームである。

<sup>3</sup> この地殻変動量データは、津波シミュレーションの外力として用いる初期水位データではなく、地震による海底面および地盤面の隆起・沈降を示すデータである。

<sup>4</sup> 地殻変動量データは、この津波断層パラメータから計算したものではなく、東京大学地震研究所で開発された有限要素法解析コードを用いて海洋研究開発機構で計算された結果を使用した。

- 4) 陸域における津波浸水深データ（最大包絡値）
- (2) 強震断層モデルに関するもの
  - 1) 計測震度
  - 2) 強震断層パラメータ
    - 小断層（SMGA）の緯度経度、深さ、走向、傾斜角、すべり角、応力降下量（30MPa）等

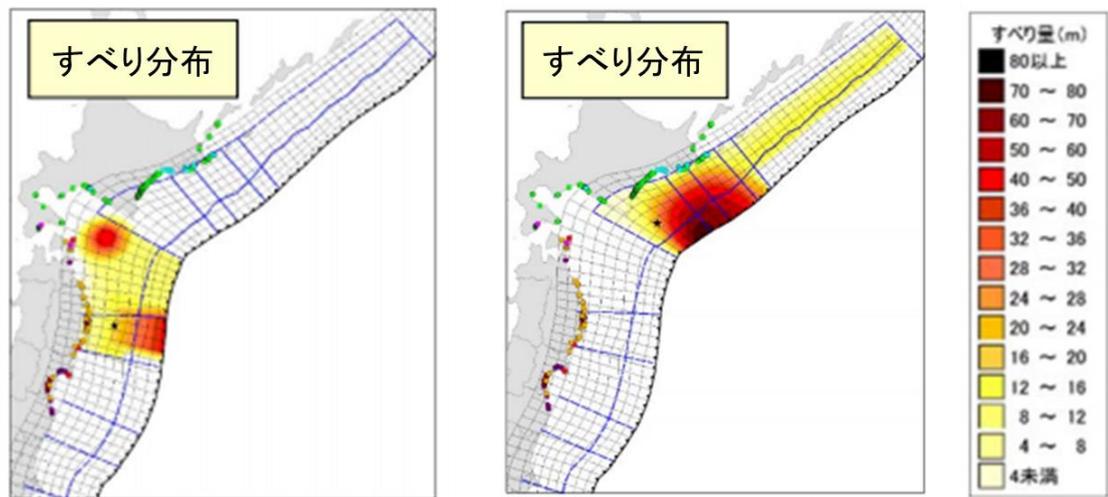
## 2.2 津波断層パラメータを用いた地震モーメント等の算出

公開された津波断層パラメータを用いて、図1に示す日本海溝（三陸・日高沖）モデル及び千島海溝（十勝・根室沖）モデルそれぞれの地震モーメント、平均すべり量等を算出した（表1）。

算出した地震モーメント（ $M_0$ ）及び面積（ $S$ ）並びに平均すべり量（ $D$ ）及び面積（ $S$ ）の関係を、スケーリング則による津波断層モデルで用いる手法（これまでの新規制基準適合審査で用いられてきたEshelby（1957）<sup>2)</sup>の円形クラックモデル（以下「円形クラックモデル」という。）及び複数の地震データからの回帰分析した結果であるMurotani et al.（2013）<sup>3)</sup>（以下「回帰分析モデル」という。）と比較した（図2及び図3）。

その結果、津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルの地震モーメントは、同じ面積で比較したとき、円形クラックモデルの約2倍、回帰分析モデルの約4倍であった（図2）。また、津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルの平均すべり量及び面積の関係も円形クラックモデルの約2倍、回帰分析モデルの約4倍であった（図3）。

津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルの地震モーメントが、スケーリング則による津波断層モデルの地震モーメントに比べて大きな値になっているのは、津波発生年代が異なる全ての津波堆積物を、一つの津波断層モデルで再現しようとしたことによると考えられる。



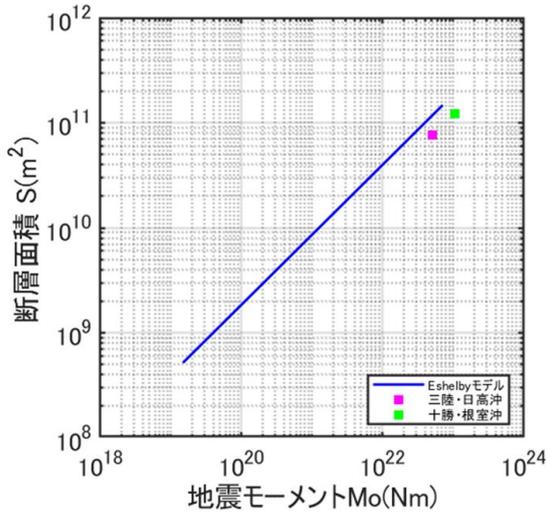
日本海溝(三陸・日高沖)モデル 千島海溝(十勝・根室沖)モデル

(内閣府 (2020) に一部追記)

図1 日本海溝 (三陸・日高沖モデル) 及び  
千島海溝 (十勝・根室沖モデル) のすべり分布

表1 日本海溝 (三陸・日高沖モデル) 及び  
千島海溝 (十勝・根室沖モデル) の津波断層パラメータ

パラメータ	日本海溝(三陸・日高沖)モデル	千島海溝(十勝・根室沖)モデル	設定値
モーメントマグニチュード(Mw)	9.1(9.078)	9.3(9.286)	$Mw = (\log Mo - 9.1) / 1.5$
断層面積(S)	76,332,341,172 (m <sup>2</sup> )	123,141,350,441 (m <sup>2</sup> )	内閣府(2020)
平均すべり量(D)	14.755 (m)	18.77 (m)	内閣府(2020)から算出: $Mo / \mu S$
剛性率( $\mu$ )	$4.63 \times 10^{10}$ (N/m <sup>2</sup> )	$4.63 \times 10^{10}$ (N/m <sup>2</sup> )	内閣府(2020): 密度 $\rho \times (S$ 波速度 $V_s)^2$
地震モーメント(Mo)	$5.215 \times 10^{22}$ (Nm)	$1.07 \times 10^{23}$ (Nm)	内閣府(2020)から算出: $\sum \mu \times D_i \times S_i$

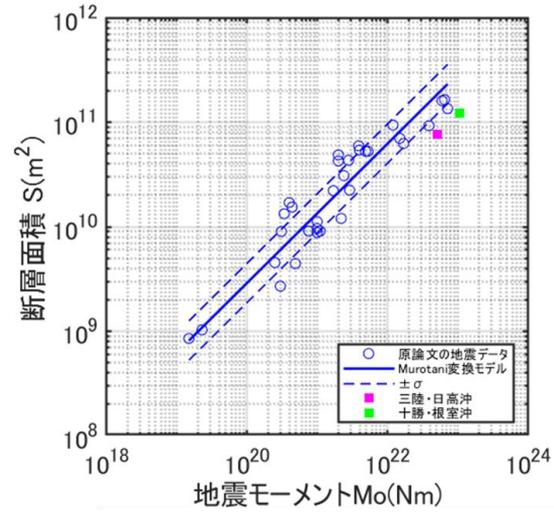


a) 円形クラックモデル

$$S = (7/(16 * \Delta\sigma))^{2/3} * \pi * Mo^{2/3}$$

$$\Delta\sigma = 3.1 * 10^6$$

(地震本部 2009<sup>4)</sup>、杉野他 2014<sup>5)</sup>参照)

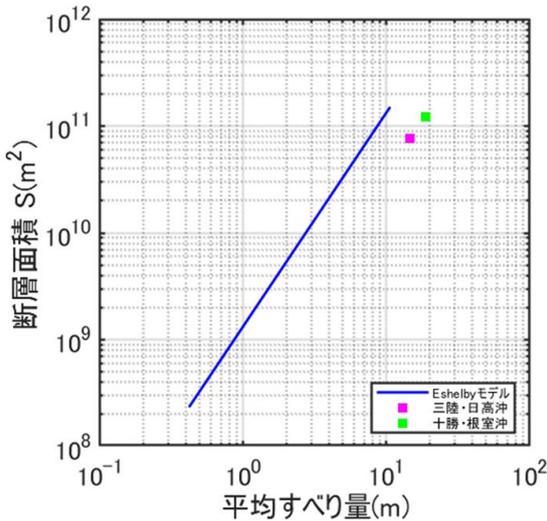


b) 回帰分析モデル

$$S = 1.34 * 10^{-4} * Mo^{2/3}$$

$$\pm\sigma = 1.54$$

図 2 面積 (S) 及び地震モーメント (Mo) のスケーリング則との比較

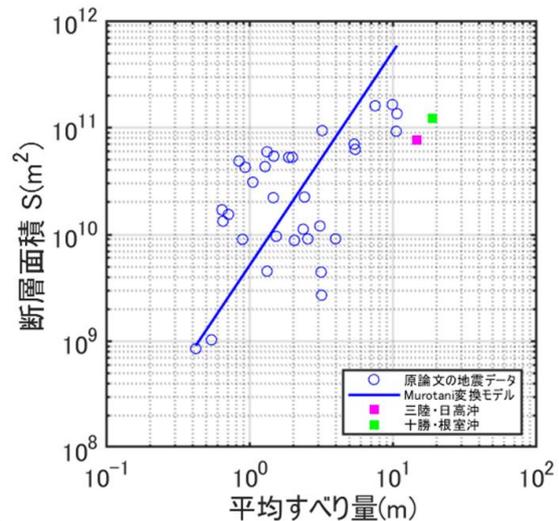


a) 円形クラックモデル

$$S = (7/(16 * \Delta\sigma))^2 * \pi^3 * (\mu D)^2$$

$$\Delta\sigma = 3.1 * 10^6$$

$$\mu = 4.63 * 10^{10} \text{ (内閣府 2020<sup>1)</sup>)}$$



b) 回帰分析モデル

$$S = (1.34 * 10^{-4})^3 * (\mu D)^2$$

$$\mu = 4.63 * 10^{10}$$

(内閣府 2020<sup>1)</sup>)

図 3 面積 (S) 及び平均すべり量 (D) のスケーリング則との比較

### 2.3 すべり域の累積面積比率

津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルの不均一なすべり分布の特徴を把握するため、以下の分析を行った。

- (1) 断層面全体の平均地震モーメントに対する各小断層の単位面積当たりの地震モーメントの比（以下「規格化したすべり量比率」という。）を大きい順に並べる。
- (2) 大きい方から順に規格化したすべり量比率を平均化した値を縦軸に、各小断層の累積面積比率を横軸にとり、すべり量比率とそれが占める面積を算出する。
- (3) 杉野他（2014）<sup>5)</sup>の特性化波源モデル（以下「特性化波源モデル」という。）の場合と比較する（図4）。

その結果、日本海溝（三陸・日高沖）モデルは、特性化波源モデルと比べて、平均すべり量の2倍（2D）となる領域の累積面積比率が小さいことを確認した。一方、千島海溝（十勝・根室沖）モデルでは、特性化波源モデルとほぼ同じ累積面積比率であることを確認した（表2）。

2.2の平均すべり量の分析結果も踏まえると、日本海溝（三陸・日高沖）モデルでは、より狭い領域に大きなすべり量が設定されたと考えられる。

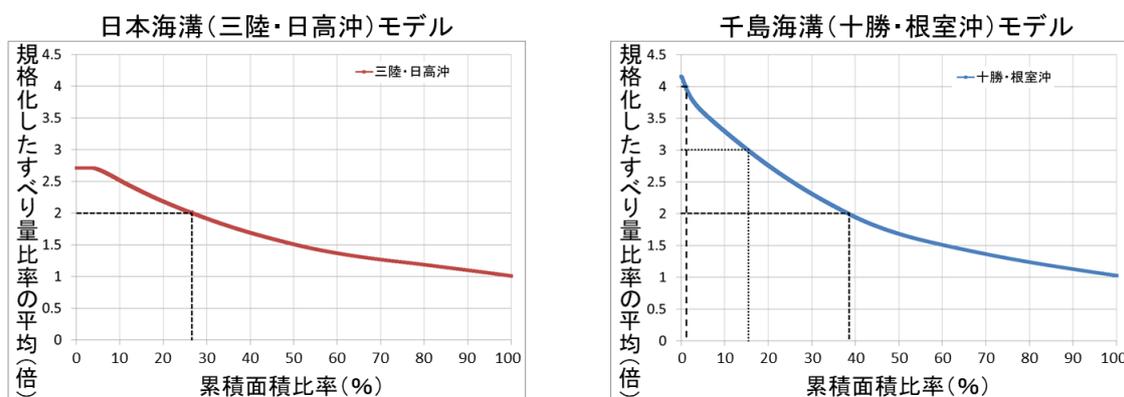


図4 各モデルのすべり域の累積面積比率

表2 各モデルのすべり域の累積面積比率の比較

	日本海溝 (三陸・日高沖)モデル	千島海溝 (十勝・根室沖)モデル	参考: 杉野他2014 <sup>5)</sup>
平均すべり量:D	14.76m	18.77m	-
4Dの場合の面積比率	-	1%	-
3Dの場合の面積比率	-	15%	15%
2Dの場合の面積比率	27%	38%	40%

### 3. 今後の対応案

審査ガイド等は、確立した方法として、スケーリング則による津波断層モデルの設定方法を採用して基準津波を想定するとともに、基準津波の妥当性確認として、基準津波の大すべり域の配置等を変化させたときの津波高さが敷地周辺で確認されている津波堆積物の標高を上回ることを確認している。

内閣府の策定した津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルによる評価は、津波堆積物の再現による手法であり、その性質上、過去の情報にのみ基づいている。審査ガイド等は「過去の事例によるだけではそれを超えるものが発生する可能性を否定したことにはならないこと(3.3.1)」としており、津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルによる評価は、基準津波を想定する方法としてこれだけでは十分ではない。このため、津波堆積物による最大クラスの津波断層モデルは審査ガイド等の「行政機関による既往評価」と位置付けて、この津波断層モデルによって評価される津波水位を考慮するのが適当であると考えている。

前回報告では、新規基準及び審査ガイド等を改定する必要はないとしたが、本報告においても新たな知見は得られなかったことから、これに変更はないと考える。なお、現在審査中の施設(大間、東通)については、審査の中で本知見の取扱いを確認していくこととなる。

#### 参考文献

- 1) 内閣府, 日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について(概要報告), 2020.
- 2) Eshelby, J. D., The determination of the elastic field of an ellipsoidal inclusion, and related problems, Proc. R. Soc. London, Series A 241, pp. 376-396, 1957.
- 3) Murotani, S., K. Satake and Y. Fujii, Scaling relations of seismic moment, rupture area, average slip, and asperity size for M<sup>~</sup>9 subduction-zone earthquakes, Geophysical Research Letters, Vol. 40, pp. 5070-5074, 2013.

- 4) 地震調査研究推進本部地震調査委員会, 震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシピ」)、2009.
- 5) 杉野英治, 岩渕洋子, 橋本紀彦, 松末和之, 蛭沢勝三, 亀田弘行, 今村文彦: プレート間地震による津波の特性化波源モデルの提案, 日本地震工学会論文集, 第14巻, 第5号, 2014.

令和2年5月11日

長官官房 技術基盤グループ 地震・津波研究部門  
原子力規制部 審査グループ 地震・津波審査部門  
原子力規制部 審査グループ 研究炉等審査部門  
原子力規制部 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

内閣府「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について  
(概要報告)」について (案)

1. 概要

- 内閣府の「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討会（以下「本モデル検討会」という。）」は、地震・津波防災対策を行う上で想定すべき最大クラスの地震・津波断層モデルの設定方針や断層モデルによる津波・地震動の推計などの検討結果の概要を令和2年4月21日に公表した。
- 今回の最大クラスの地震・津波断層モデルの検討は、岩手県から北海道の太平洋沿岸地域における津波堆積物の資料を基に推定することを基本としている。
- 千島海溝から日本海溝の北部の領域において、Mw9クラスの科学的に想定され得る最大クラスの津波断層モデルとして、①「千島海溝（十勝・根室沖）モデル」（Mw9.3）と②「日本海溝（三陸・日高沖）モデル」（Mw9.1）を想定し、北海道から千葉県の沿岸での津波の高さや浸水域を推計している。
- 上記①及び②の津波断層モデルの震源域において地震の強震動生成域（以下「SMGA」という。）を配置し、震度分布を推計している。
- 原子力施設所在市町村における津波高及び震度の推計値は以下のとおり。
- なお、本モデル検討会は、今後、具体的な防災対策の検討過程での審議を踏まえ、必要な点検等を行うとともに、最大クラスのモデル検討の考え方や基礎資料等の詳細な分析・整理を行い報告書として取りまとめる予定としている。

表1 原子力施設所在市町村における津波高及び震度の推計値

サイト	所在市町村	津波高 <sup>1</sup>	震度 <sup>2</sup>
大間	大間町	10.3m(太平洋側)	5強
東通	東通村	13.9m	6弱
リサイクル燃料 備蓄センター (RFS)	むつ市	13.4m(太平洋側)	6弱

<sup>1</sup> 所在市町村の最大沿岸津波高であり、敷地の最大浸水深ではない

<sup>2</sup> 参考図集の図から読み取りのため多少の誤差あり

六ヶ所	六ヶ所村	10.7m	6強
女川	石巻市、女川町	13.3m（石巻市） 11.7m（女川町）	5弱
福島第1	大熊町、双葉町	14.1m（大熊町） 13.7m（双葉町）	5弱未満
福島第2	楡葉町、富岡町	13.2m（富岡町） 10.9m（楡葉町）	5弱未満
東海第2、JRR-3 <sup>3</sup> 及び東海再処理 <sup>4</sup>	東海村	5.0m	— <sup>5</sup>
HTTR <sup>6</sup>	大洗町	4.8m	— <sup>5</sup>

## 2. 今回の情報を踏まえた規制対応の要否

### 2.1 新規制基準、解釈及び審査ガイド

- 基準地震動の審査ガイド<sup>7</sup>及び基準津波の審査ガイド<sup>8</sup>では、基準地震動及び基準津波の策定に当たって、プレート間地震の発生様式を考慮することとしている。今回の情報で対象となっている日本海溝・千島海溝沿いの地震は、両審査ガイドで示されている地震の発生様式に該当しているため、両審査ガイドを改訂する必要はない。
- 基準津波の審査ガイドは「3.6基準津波の選定結果の検証」の「3.6.2行政機関による既往評価との比較」において、「波源設定の考え方、解析条件等の相違点に着目して内容を精査した上で、安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映されていることを確認する。」としている。今回の情報は、同審査ガイドに示された行政機関による既往評価に該当することから、同審査ガイドを改訂する必要はない。

### 2.2 新規制基準適合性審査等

- 日本海溝・千島海溝沿いの地震・津波に関する情報は、東北及び北関東地方の原子力施設にとって新規制基準適合性審査に関連する情報である。
- 今回設定された地震・津波断層モデルは、行政機関が想定した新たな地震・津波であり、震源の領域や不均一なすべり分布、推計された津波高さや地震動等の情報は基準地震動・基準津波の策定に関連する情報である。
- 個々の施設に関しては以下のとおり<sup>9</sup>である。

<sup>3</sup> Japan Research Reactor-3

<sup>4</sup> 核燃料サイクル工学研究所の再処理施設

<sup>5</sup> 未公表

<sup>6</sup> High Temperature engineering Test Reactor

<sup>7</sup> 基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド

<sup>8</sup> 基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド

<sup>9</sup> 津波高さについては、全て東京湾平均海面（T.P.）換算値

## 2.2.1 新規制基準適合性審査

### (1) 設置変更許可済みの施設（女川、東海第2、JRR-3）

#### ○女川

- ・津波については、審査では、今回の震源域より近い東北地方太平洋沖型地震（Mw9クラス：青森県東方沖～茨城県沖及び岩手県沖南部～茨城県沖）の震源域を設定して津波評価を実施し、入力津波高さは23.7mとしていることを確認している。したがって、今回の公表結果（13.3m）は、事業者の評価結果を大きく下回り、基準津波への影響はないと判断する。
- ・地震については、地震動評価において震源域及びその中のSMGA位置の影響が大きく、審査では、今回の震源域より近い東北地方太平洋沖型地震（Mw9クラス：三陸沖中部～茨城県沖）の震源域を設定して、地震動評価を実施していることを確認していることから、基準地震動への影響はないと判断する。

#### ○東海第2

- ・津波については、審査では、今回の震源域より近い東北地方太平洋沖型地震（Mw9クラス：三陸沖中部～茨城県沖）による津波と比較した上で、茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震（Mw8.7）の震源域を設定して津波評価を実施し、入力津波高さは敷地前面東側：17.9m、敷地側面北側：15.4m、敷地側面南側：16.8mとしていることを確認している。したがって、今回の公表結果（5.0m）は、事業者の評価結果を大きく下回り、基準津波への影響はないと判断する。
- ・地震については、地震動評価において震源域及びその中のSMGA位置の影響が大きく、審査では、今回の震源域より近い東北地方太平洋沖型地震（Mw9クラス：三陸沖中部～茨城県沖）の震源域を設定して、地震動評価を実施していることを確認していることから、基準地震動への影響はないと判断する。

#### ○JRR-3

- ・津波については、審査では、今回の震源域より近い東北地方太平洋沖型地震（Mw9クラス：三陸沖中部～茨城県沖）による津波と比較した上で、茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震（Mw8.7）の震源域を設定して津波評価を実施し、敷地内での遡上高さは14.6mとしていることを確認している。したがって、今回の公表結果（5.0m）は、事業者の評価結果を大きく下回り、基準津波への影響はないと判断する。
- ・地震については、地震動評価において震源域及びその中のSMGA位置の影響が大きく、審査では、今回の震源域より近い東北地方太平洋沖型地震（Mw9クラス：三陸沖中部～茨城県沖）の震源域を設定して、地震動評価を実施していることを確認していることから、基準地震動への影響はないと判断する。

いと判断する。

(2) 審査書案のパブコメ結果を取りまとめ中の施設 (HTTR)

○HTTR

- ・津波については、審査では、今回の震源域より近い東北地方太平洋沖型地震 (Mw9クラス：三陸沖中部～茨城県沖) による津波と比較した上で、茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震 (Mw8.7) の震源域を設定して津波評価を実施し、敷地前面での遡上高さは17.8mとしていることを確認している。したがって、今回の公表結果 (4.8m) は、事業者の評価結果を大きく下回り、基準津波への影響はないと判断する。
- ・地震については、地震動評価において震源域及びその中のSMGA位置の影響が大きく、審査では、今回の震源域より近い東北地方太平洋沖型地震 (Mw9クラス：三陸沖中部～茨城県沖) の震源域を設定して、地震動評価を行っていることを確認していることから、基準地震動への影響はないと判断する。

(3) 補正書及びまとめ資料を確認中の施設 (六ヶ所、リサイクル燃料備蓄センター)

○六ヶ所

- ・津波については、審査では、敷地前面にMw9クラスのプレート間地震 (三陸沖北部～根室沖) による津波波源を設定し、すべり量が既往知見を大きく上回るモデルで評価を行い、沿岸での評価津波高さは24.8mと評価し、敷地 (標高40m以上) に浸水しないとしていることを確認している。したがって、今回の公表結果 (10.7m) は、事業者の評価結果を大きく下回り、これまで審査において確認してきた津波評価への影響はないと判断する。
- ・地震については、審査では、敷地前面に「日本海溝 (三陸・日高沖) モデル」と同規模のMw9クラスのプレート間地震 (三陸沖北部～根室沖、三陸沖北部～宮城県沖) を設定し地震動評価を行っていることを確認している。また、地震動評価に影響の大きいSMGAの短周期レベルは既往知見を上回るように設定しているとともに、不確かさケースとしてSMGAの位置を敷地に近づけたケースを実施していることを確認している。さらに、プレート間地震の地震動評価結果と基準地震動として選定されている内陸地殻内地震の出戸西方断層による地震の地震動評価結果を比較すると、出戸西方断層による地震の地震動評価の応答スペクトルの方が全周期帯にわたって有意に大きいことを確認している。以上のことから、これまで審査において確認してきた基準地震動への影響はないと判断する。

#### ○リサイクル燃料備蓄センター

- ・津波については、審査では、青森県想定（三陸沖中部～三陸沖北部）の2倍の津波高である仮想的な大規模津波を想定し、沿岸での評価津波高さを23mと評価していることを確認している。したがって、今回の公表結果（13.4m）は、事業者の評価結果を大きく下回り、これまで審査において確認してきた津波評価への影響はないと判断する。
- ・地震については、審査では、敷地前面に「日本海溝（三陸・日高沖）モデル」と同規模のMw9クラスのプレート間地震（三陸沖北部～根室沖、三陸沖北部～宮城県沖）を設定し地震動評価を行っていることを確認している。また、地震動評価に影響の大きいSMGAの短周期レベルは既往知見を上回るように設定しているとともに、不確かさケースとしてSMGAの位置を敷地に近づけたケースを実施していることを確認している。さらに、プレート間地震の地震動評価結果と基準地震動として選定されている内陸地殻内地震の横浜断層による地震の地震動評価結果を比較すると、横浜断層による地震の地震動評価の応答スペクトルの方が全周期帯にわたって有意に大きいことを確認している。以上のことから、これまで審査において確認してきた基準地震動への影響はないと判断する。

#### (4) 地震動及び津波を審査中の施設（大間、東通）

今後の審査の中で対応する。

#### 2.2.2 新規制基準適合性審査以外の審査

##### ○東京電力福島第一原子力発電所

- ・津波については、東北地方太平洋沖地震相当の約14mの津波高さに対し、津波による建屋内滞留水の流出リスクを低減する目的で建屋開口部の閉止作業を2021年度末までの完了を予定している。今回の公表による津波高さは、福島県双葉郡双葉町（発電所敷地北部）における最大沿岸津波高13.7m、双葉郡大熊町（発電所敷地外の南方）における最大沿岸津波高14.1mとなっており、これとほぼ同程度の津波高さに対して対策を講じることとしている。  
また、東京電力では、想定を超える津波の襲来後においても対処可能な可搬式設備等を高台（約33m）に用意している。
- ・地震については、公表された地震の震源域が発電所敷地から十分に遠方に位置しており、また、立地町における震度が5弱未満であることから、施設の耐震安全性に影響はないと判断する。

##### ○東海再処理

- ・津波については、審査では、東海第2及びJRR-3と同様に今回の震源域より近い東北地方太平洋沖型地震（Mw9クラス：三陸沖中部～茨城県沖）に

よる津波と比較した上で、茨城県沖から房総沖に想定するプレート間地震 (Mw8.7) の震源域を設定して津波評価を実施し、入力津波高さは13.6m としていることを確認している。したがって、今回の公表結果 (5.0m) は、事業者の評価結果を大きく下回ることから、廃止措置計画用設計津波への影響はないと判断する。

- 地震については、地震動評価において震源域及びその中のSMGA位置の影響が大きく、審査では、東海第2及びJRR-3と同様に今回の震源域より近い東北地方太平洋沖型地震 (Mw9クラス：三陸沖中部～茨城県沖) の震源域を設定して、地震動評価を実施していることを確認していることから、廃止措置計画用設計地震動への影響はないと判断する。

### 3. 今後の対応

- 設置変更許可済みの施設 (女川、東海第2、JRR-3)、審査書案のパブコメ結果を取りまとめ中の施設 (HTTR) については、今回の情報は基準津波等への影響はないと判断されるので、特段の対応を要しない。
- 補正書及びまとめ資料を確認中の施設 (六ヶ所、リサイクル燃料備蓄センター) については、今回の情報はこれまで審査において確認してきたことに影響はないと判断されるので、特段の対応を要しない。
- 地震動及び津波を審査中の施設 (大間、東通) については、今後の審査の中で確認していく。
- 東京電力福島第一原子力発電所については、特定原子力施設監視・評価検討会等において計画している津波対策が予定どおり着実に実施されていることを確認していくとともに、必要に応じて追加対策を検討する。
- 東海再処理については、今回の情報は廃止措置計画用設計津波等への影響はないと判断されるので、特段の対応を要しない。
- 今回の情報では、「本概要報告で取り纏めた震度分布・津波高等は、被害想定を検討する過程において、改めて検証した結果、修正されることがある。」とのことから、引き続き、本モデル検討会の動向を注視していく。また、地方自治体が今回の情報に基づいて津波想定を改訂する可能性がある。そのため、引き続き、公表される知見の収集を進めていく。

令和2年4月21日  
内閣府（防災担当）

## 日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデルの検討について（概要報告）

### 1. はじめに

日本海溝及び千島海溝沿いの領域では、プレート境界での地震、地殻内や沈み込むプレート内での地震等、マグニチュード（M）7からM8を超える巨大地震や、地震の揺れに比べ大きな津波を発生させる“津波地震”と呼ばれる地震まで、多種多様な地震が発生しており、幾度となく大きな被害を及ぼしてきた。

このため、過去に発生が確認されている地震を対象として策定された「日本海溝・千島海溝周辺海溝型地震防災対策推進基本計画」（平成18年3月）等に基づき防災対策を推進してきたところ、平成23年（2011年）3月11日、従来の想定を遙かに超えるM9.0の東北地方太平洋沖地震が発生し、宮城県栗原市で震度7、宮城県・福島県・茨城県・栃木県で震度6強を観測した他、東北地方から関東地方北部の太平洋側沿岸に巨大な津波が襲来し、死者・行方不明者（震災関連死も含め）2万2千人以上、全壊家屋12万棟以上などの甚大な被害が発生した。

この教訓を踏まえ、中央防災会議「東北地方太平洋沖地震を教訓とした地震・津波対策に関する専門調査会」の報告（平成23年9月）は、今後の地震・津波対策の想定は、「あらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震・津波を検討していくべきである」とし、「最大クラスの津波に対しては、避難を軸に総合的な津波対策をする必要がある」と提言している。

日本海溝及び千島海溝沿いの海溝型地震についても、このような考え方に沿い、最大クラスの地震・津波を想定した検討を行うため、平成27年（2015年）2月に「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討会（以下、「本モデル検討会」と呼ぶ）」（座長：（第1回～第7回）阿部勝征 東京大学名誉教授、（第8回～）佐竹健治 東京大学地震研究所教授）を内閣府に設置し、日本海溝・千島海溝沿いの海溝型地震に係る各種調査結果や科学的な知見等を幅広く収集し、防災の観点から分析・整理するなどして検討を進めてきた。

今般、本モデル検討会における最大クラスの地震・津波断層モデルの検討結果を踏まえ、中央防災会議防災対策実行会議の下に「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震対策検討ワーキンググループ（WG）」が設置され、当該地域における被害想定及び対策を検討する運びとなった。

本概要報告は、今後のWGでの検討のほか、道、県での検討に資するため、最大クラスの津波断層モデル検討の基本的な考え方や震度分布、津波高、浸水域の推計結果等の本モデル検討会での検討の主要な事項について、事務局（内閣府）で取り纏めたものである。

## 2. 最大クラスの津波断層モデルと強震断層モデル

### (1) 検討対象領域と検討における基本的な考え方

東北地方太平洋沖地震は、日本海溝で発生した最大クラスの地震で、震源断層域は岩手県沖から茨城県沖までの広範な領域に及んでいるが、その主たる「大すべり域」は宮城県沖の領域にある。今後、この大すべり域の北側領域（岩手県沖以北の日本海溝及び千島海溝沿いの領域）、あるいは南側領域（福島県以南の日本海溝及び伊豆・マリアナ海溝沿いの領域）で、大すべりが発生し、巨大な津波を伴う最大クラスの地震となる可能性が考えられる。

しかしながら、これら両領域は、北側は岩手県沖からカムチャツカ半島までの約2,400km、南側は福島沖から伊豆・小笠原海溝の南端まで2,000km以上にも及んでいる。このような広範な領域をほぼ同時に破壊するような地震は知られていないのと同様に、その領域のどの区域で最大クラスの地震が発生するのか、それがM9を上回った場合に断層のすべり量がどの程度の大きさになるのかについての蓋然性の高い推測は、現在の科学的知見では困難である。

一方で、地震調査研究推進本部は、宮城県等の海岸域での過去3千年間の津波堆積物の調査資料から、東北地方太平洋沖地震と同程度の巨大な津波は、550～600年間隔で5回発生していることを示している。他の地域でも、これと同程度の発生頻度で最大クラスの津波が発生しているとする、過去3千年以上の津波堆積物の調査資料から、その間に発生した最大クラスの津波を推定できることを示唆する。この考え方を基にして、本モデル検討会では、過去6千年間の津波堆積物から想定される最大の津波断層モデルを、防災対策の観点から想定する最大クラスの津波断層モデルとして取り扱うこととした。

津波堆積物の調査資料については、岩手県から北海道の沿岸では、最大クラスの検討に必要な過去6千年間にわたる資料が調査されているが、福島県以南の沿岸においては資料が不足している。そのため、今回の検討では、岩手県から北海道の海溝沿いの領域における最大クラスの津波断層モデルを対象とすることとし、福島県以南の領域については、津波堆積物調査の進展を待つこととし、今後の課題とした。

### (2) 最大クラスの津波断層モデル構築の基本的な考え方

今回の最大クラスの津波断層モデルの検討は、上述したとおり、過去約6千年間における津波堆積物資料を基に推定することを基本としている。岩手県から北海道の太平洋沿岸地域における津波堆積物の資料から、最大の津波によると考えられる津波堆積物は、岩手県から北海道の日高支庁以西の海岸領域では、12～13世紀あるいは、1611年慶長三陸地震または17世紀に発生した津波によるものが相当している。北海道の十勝支庁から根室支庁にかけての海岸領域では、12～13世紀あるいは、17世紀に発生した津波によるものが最大の津波によるものと考えられる。

これらの資料から最大クラスの地震の発生確率を求めることは困難であるが、12～13世紀の津波と1611年あるいは17世紀の津波との間隔が約3～4百年であり、17世紀の津波からの経過時間を考えると、いずれの領域においても、最大クラスの津波の発生が切迫している状況にあると考えられる。

### (3) 二つの領域における最大クラスの津波断層モデルの構築

今回の検討対象領域で地震が発生した場合、海域で発生した津波は、震源域に面した海岸に大きな津波として伝播する特性を持つことから、東北地方の沖合で発生した地震による津波は、東北地方の海岸では大きいのに比して、北海道の襟裳岬より東の海岸への影響は小さく、逆に、北海道東部の太平洋沿岸で発生した地震による津波は、北海道東部の太平洋の海岸では大きいのに比して、東北地方の海岸、北海道の日高支庁以西の海岸への影響は小さい。

即ち、それぞれの海岸での最大の津波によると考えられる堆積物は、その海岸に面した海域で発生した津波によるものと考え、大きな津波を発生させる地震の領域は、岩手県沖から北海道日高地方の沖合の日本海溝沿いの領域と、襟裳岬から東の千島海溝沿いの領域とに区分けして検討することとした。ここでは、前者の領域を対象に検討したモデルを「日本海溝（三陸・日高沖）モデル」、後者を「千島海溝（十勝・根室沖）モデル」と呼ぶこととする。

推定された最大クラスの津波断層モデルの地震の規模は、日本海溝（三陸・日高沖）モデルがMw9.1、千島海溝（十勝・根室沖）モデルがMw9.3である。

### (4) 地震の連動性に対する津波の推計結果の取扱い

日本海溝沿いと千島海溝沿いの地震が連動して発生したかについては、その発生メカニズムを含め関心の高いところである。しかしながら、津波堆積物の年代資料からは、この課題に関する詳細な分析は、今のところ困難である。

今回の「日本海溝（三陸・日高沖）モデル」と「千島海溝（十勝・根室沖）モデル」のそれぞれから推計される津波は、二つの領域での地震が連動したか否かに関わらず、それぞれの領域における最大の津波によると考えられる津波堆積物を説明するモデルとなっている。

被害想定や防災対応の検討で、二つの領域の地震の連動発生を想定する場合には、二つのモデルによる津波を加算して推計するのではなく、二つのモデルから推計される津波の最大のものを選択する方式により得られた津波高、浸水域等を用いることが妥当と考える。

### (5) 最大クラスの津波発生時の強震断層モデル

最大クラスの津波断層モデルとは別に、この海溝型の断層が擦れ動いた際に発生する強震動を推定するためのモデルを、「最大クラスの津波発生時の強震断層モデル」として検討した。

強震断層モデルの検討においては、南海トラフの強震断層モデルの検討と同じく、海溝型地震の強震動生成域（SMGA）は、過去発生した地震のSMGAと概ね同じ領域にあるとの考えを基本的な考え方とした。この基本的な考え方を基に、日本海溝から千島海溝沿いで発生した過去の地震のSMGA（SMGAが求められていない地震はアスペリティ）を参考にしてSMGAを設置した。SMGAの面積と、SMGAのモーメントマグニチュード（Mw）との関係については、南海トラフ等の検討で用いた内閣府の関係式を用いた。

強震断層モデルは、「日本海溝（三陸・日高沖）モデル」と「千島海溝（十勝・根室沖）モデル」のそれぞれの最大クラスの津波断層モデルに対応するものを想定した。

なお、この強震断層モデルは、海溝地震発生時の強震動を推計するためのモデルであり、それぞれの地点における最大の揺れとなる地震については、沈み込むプレート内で発生する地震、地殻内で発生する地震が別途あることに留意する必要がある。

### 3. 津波高・浸水域について

#### (1) 津波高、浸水域等の推計条件等

検討した最大クラスの津波断層モデルをもとに、津波シミュレーション計算を実施し、海岸沿いにおける津波の高さや、浸水域の推計を実施した。

今回の推計結果は、避難等を軸にした対策の検討に活用されるものであることから、潮位は満潮位、堤防は津波が越流すると破堤する条件で推計している。また、断層変位により陸域の地盤が隆起した場合には、南海トラフの巨大地震検討会と同様に、隆起量は考慮しない方式としている。

それぞれの津波断層モデルによる海岸での津波の高さの推計結果、シミュレーション計算の条件については、参考図表集に示す。

#### (2) 津波高・浸水域の推計結果

今回推計された海岸沿いにおける津波の高さや浸水域については、別添資料に示す。東日本の太平洋沿岸の極めて広い範囲で大きな津波が想定される。東北地方太平洋沖地震の津波高と比較すると、青森県以北では今回推計した津波高の方が高いが、岩手県内では、海岸地形にもよるが、宮古市付近より北で今回推計した津波高の方が高くなる場所がある。

各地域における主な津波高等を北海道から東北地方にかけて例示すると次のとおりである。

- ・北海道では、根室市からえりも町付近にかけて10～20mを超える津波高となっており、高いところではえりも町で30m弱。えりも町より西側の地域においても苫小牧市や函館市などで10m程度の津波。
- ・青森県では、八戸市で高いところでは25mを超える津波高となるなど、太平洋沿岸で10～20m程度の高い津波。
- ・岩手県では、宮古市で高いところでは30m近い津波高となるなど、10～20m程度の高い津波。
- ・宮城県以南については、宮城県や福島県などで場所によっては10mを超える津波高であるが、一部の地域を除き東日本大震災よりも低い。

### 4. 震度分布について

#### (1) 最大クラスの津波発生時の強震断層モデルによる震度分布の推計条件

今回想定した強震断層モデルの強震動生成域（SMGA）をもとに、統計的グリーン関数法で強震動を推計した。強震動の推計は、250mメッシュで行った。但し、広域図で震度分布を概観するには、250mメッシュでは細かすぎて全体像が把握できない

いことから、広域図においては、1 kmメッシュでその中の最大の震度で示すこととした。

## (2) 震度分布の推計結果

推計された震度分布等については参考図表集に示す。岩手県から北海道の太平洋側の広い範囲で強い揺れが推定されている。各地域における大きな震度の主なものを北海道から東北地方にかけて例示すると次のとおりである

- ・北海道厚岸町付近で震度7
- ・北海道えりも町から東側の沿岸部では震度6強
- ・青森県太平洋沿岸や岩手県南部の一部で震度6強

## 5. 留意点について

- (1) 今回推計した震度分布・津波高・浸水域は、広範囲に及ぶ領域での全体を捉えた防災対策の参考とするために推計したものであり、必ずしも各局所的な地先において最大となる震度分布・津波高等を示しているものではない。例えば、津波計算については便宜上最小10mメッシュの計算格子を地形と堤防データによって構成したシミュレーションモデルを用いて計算しており（建物は粗度係数と呼ばれる摩擦係数に置き換えて計算）、このような一定条件下における計算モデルによる推計結果であることに留意する必要がある。また、使用した地形や堤防データは、道県からの提供データを用いているが、作成された時期により現状とは異なる場合があることにも留意する必要がある（注：宮城県については、最新のデータは整備中のため、震災前のデータを用い計算している）。
- (2) 地震・津波は自然現象であり不確実性を伴うものであることから、今回推計した震度分布・津波高等はある程度幅を持ったものであり、必ずしも今回の推計結果とおりになるとは限らず、場合によってはこれを超えることもあり得ることに注意することが必要である。
- (3) 本モデル検討会での検討は、一般的な防災対策を検討するための最大クラスの地震・津波を想定したものである。より安全性に配慮する必要がある個別施設の検討については、それぞれ個別施設の設計基準等に基づき地震・津波の推計を行う必要がある。
- (4) 「最大クラスの津波発生時の強震断層モデルによる震度分布」は、最大クラスの津波断層モデルがずれ動いた際に、地震動による堤防への影響を評価するためのもので、それぞれの地域における最大の震度を想定したものではない。それぞれの地域での最大の震度については、プレート内で発生する地震、地殻内で発生する地震等、別途検討が必要である。

- (5) 本モデル検討会で想定した最大クラスの津波は、「東北地方太平洋沖地震を教訓とした地震・津波対策に関する専門調査会」報告に示されている二つのレベルの津波のうち、「発生頻度は極めて低いものの、甚大な被害をもたらす最大クラスの津波」に相当するものである。一般的に、最大クラスの津波の発生頻度は極めて低いものである。巨大な津波が切迫した状況にあるとは言え、次に発生する津波が必ずしも最大クラスの津波であるとは限らない。
- (6) 上記の報告では、最大クラスの津波に対しては、「住民等の生命を守ることを最優先とし、住民の避難を軸に、総合的な津波対策により対応する必要がある」としている。最大クラスの津波の検討結果の活用にあたっては、このことに留意する必要がある。
- (7) 本概要報告で取り纏めた震度分布・津波高等は、被害想定を検討する過程において、改めて検証した結果、修正されることがある。

## 6. 今後の予定について

今後、中央防災会議防災対策実行会議の下に設置された「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震対策検討ワーキンググループ (WG)」において、各地域の特性を踏まえ、最大クラスの地震による被害を想定し、具体的な防災対策が検討される運びとなる。

本モデル検討会においても、WGでの検討過程での審議を踏まえ、必要な点検等を行うとともに、最大クラスのモデル検討における考え方や基礎資料等の詳細な分析・整理をおこない報告書として取り纏める予定である。

### (添付資料)

#### ①参考図表集

検討の基本的な考え方、津波堆積物調査による過去地震の発生履歴、最大クラスの津波断層モデルと地殻変動、想定される海岸での津波高、強震断層モデルの強震動生成域の分布と震度分布、津波計算の条件

#### ②別添資料

日本海溝・千島海溝沿いの最大クラスの津波による浸水想定 (道県別資料)

# 日本海溝・千島海溝沿いの 巨大地震モデルの検討について

(参考図表集)

# 日本海溝・千島海溝沿いにおける最大クラスの地震の検討（基本的な考え方）

東日本大震災の教訓を踏まえ、津波堆積物調査などの科学的な知見をベースに、あらゆる可能性を考慮した最大クラスの巨大な地震・津波を「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討会」において検討

## 最大クラスの地震の検討対象領域

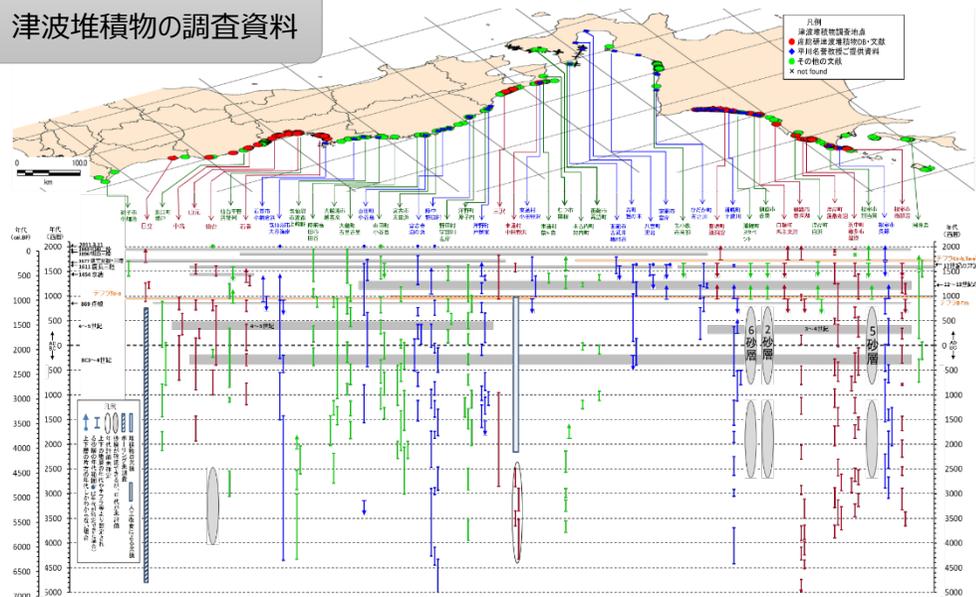
- ・東北地方太平洋沖地震の大すべり域の中心領域に隣接する日本海溝の北部から千島海溝にかけて検討。

## 最大クラスの巨大地震モデルの検討方針

### 【過去地震資料】

- ・古文書等 ⇒ 資料が不足
- ・地震規模とすべり量の関係 ⇒ M9以上の適用が難しい
- ・津波堆積物 ⇒ 概ね過去6千年間の調査資料

津波堆積物の調査資料



### 【日本海溝における津波の履歴】

- ・1611年慶長三陸地震あるいは17世紀の巨大な地震
- ・12～13世紀に巨大な地震
- ・869年貞観地震と同時代、4～5世紀などにも巨大な地震の痕跡

### 【千島海溝における津波の履歴】

- ・約6500年間に18回の巨大地震の痕跡
- ・直近では17世紀に巨大な地震
- ・12～13世紀、869年貞観地震と同時代、3～4世紀などにも巨大な地震の痕跡

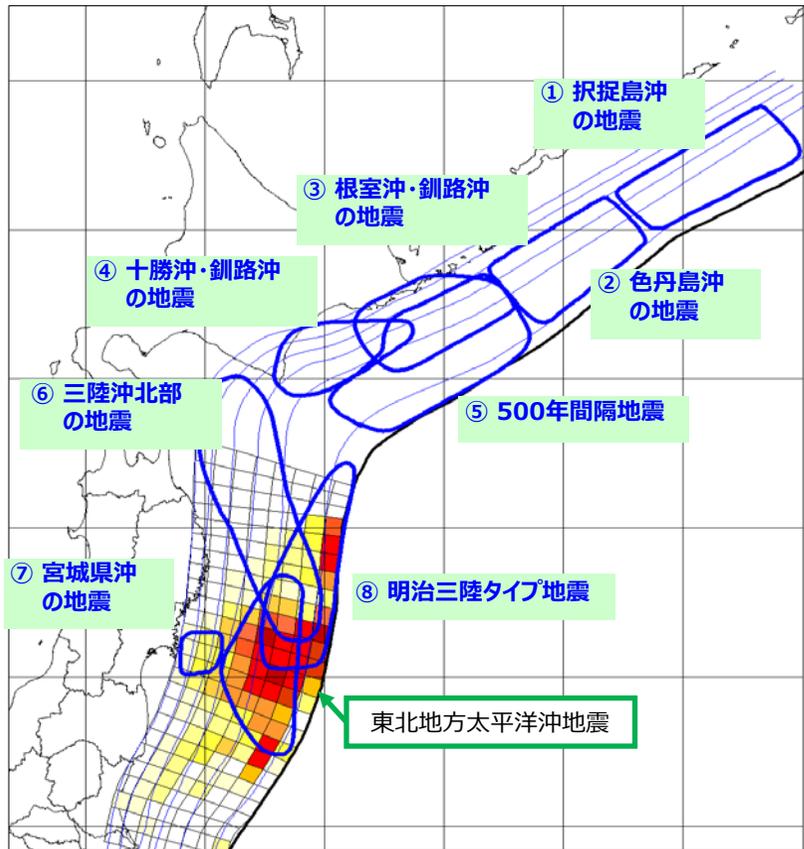
- ・再現に使用する津波堆積物を精査
- ・津波堆積物の地点まで津波を浸水させる断層モデルを逆解析

津波堆積等の調査資料について、これを再現する津波断層モデルを検討

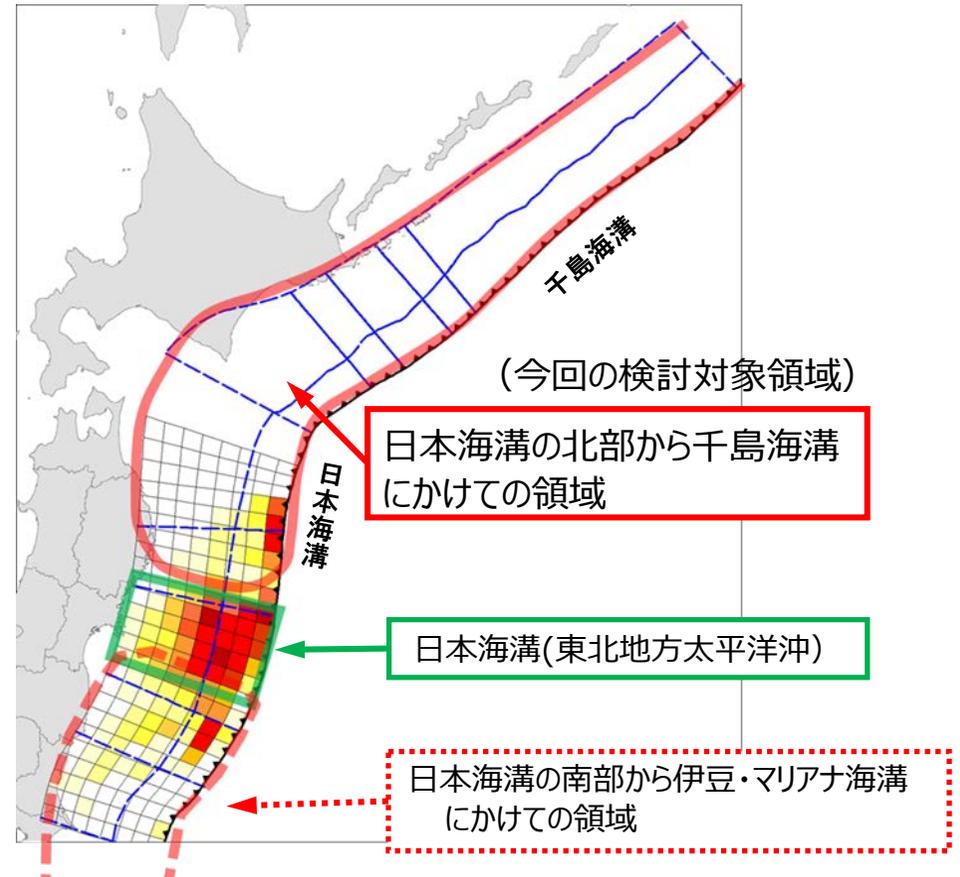
# 日本海溝・千島海溝沿いにおける最大クラスの地震の検討対象領域

## ○「日本海溝・千島海溝周辺海溝型地震に関する専門調査会」での検討（平成18年1月公表）

過去に大きな地震が繰り返し発生しているものについては、近い将来発生する可能性が高いと考え、8つの地震を検討対象地震として選定（M8クラス）



## ○「日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討会」での検討対象領域

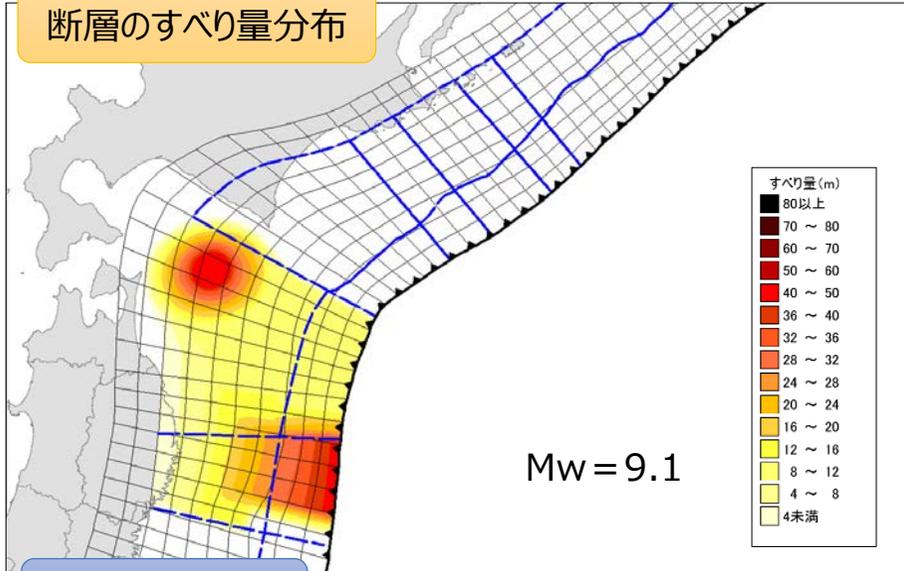


# 最大クラスの津波断層モデル

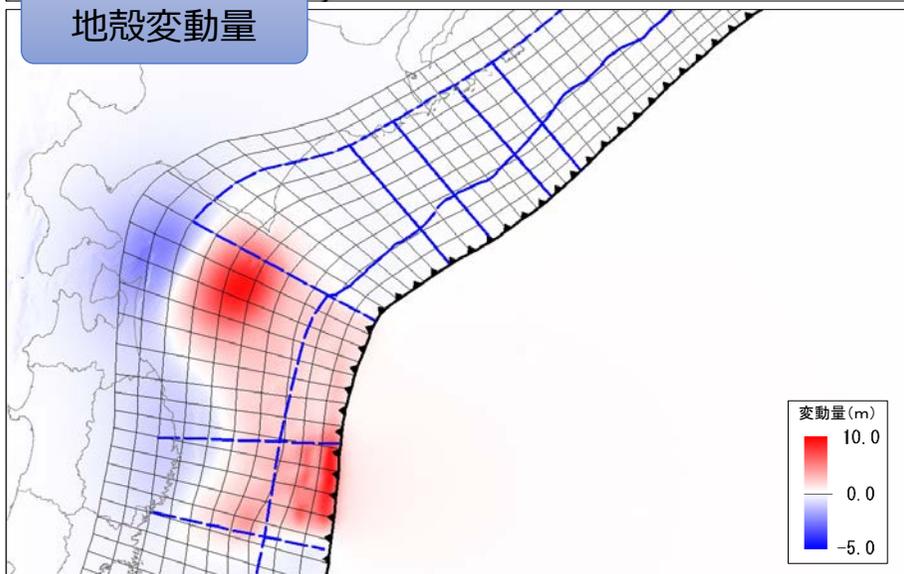
○津波堆積物などのデータを用いて、これらを説明するような津波断層モデルを推定し検討

## 【①日本海溝（三陸・日高沖）モデル】

断層のすべり量分布

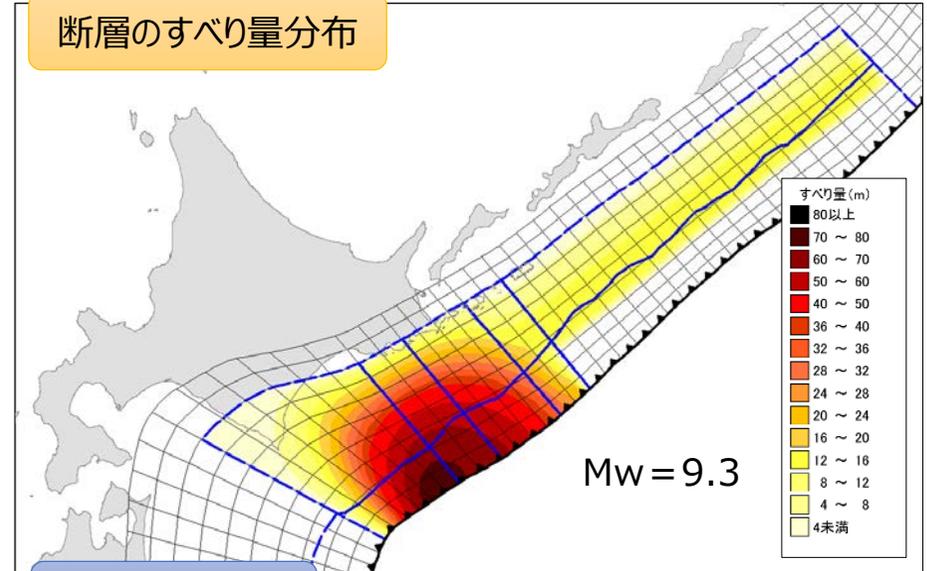


地殻変動量

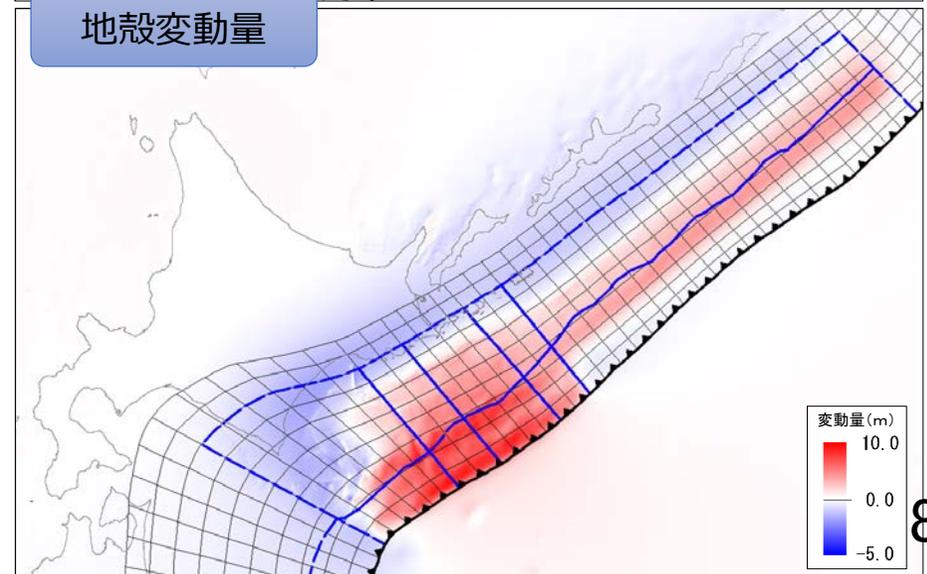


## 【②千島海溝（十勝・根室沖）モデル】

断層のすべり量分布



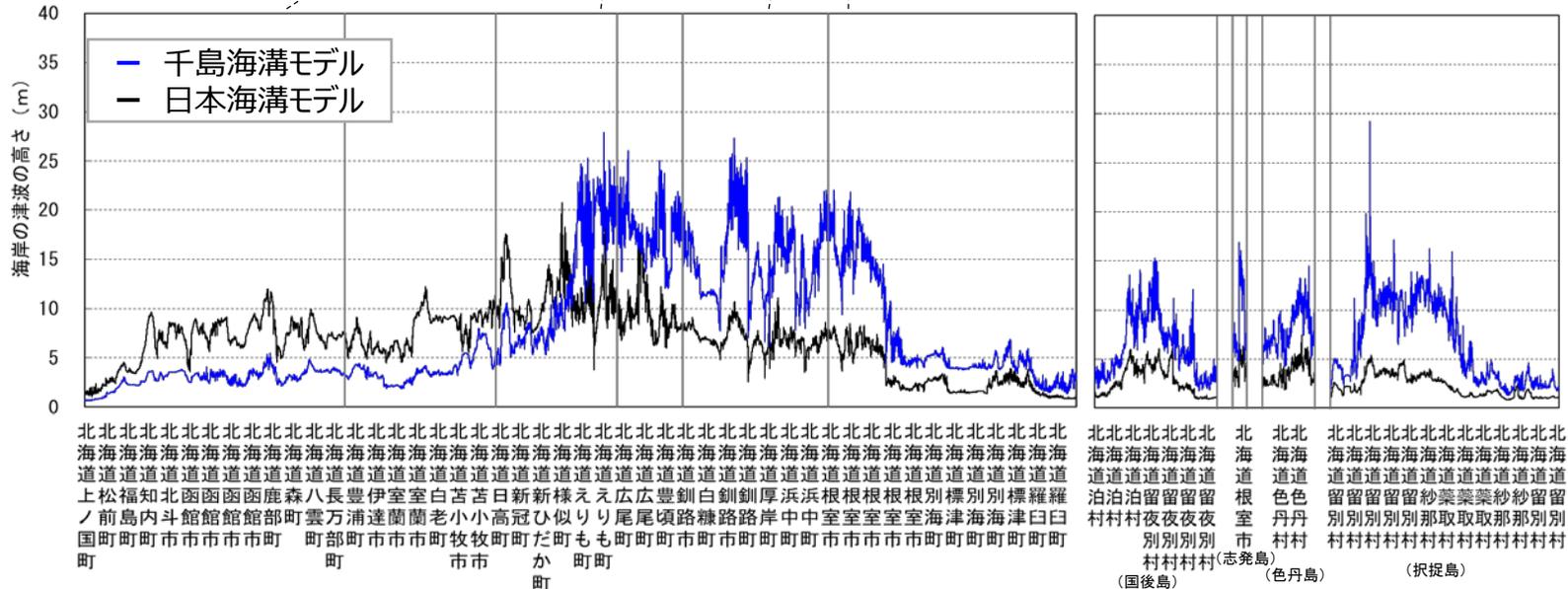
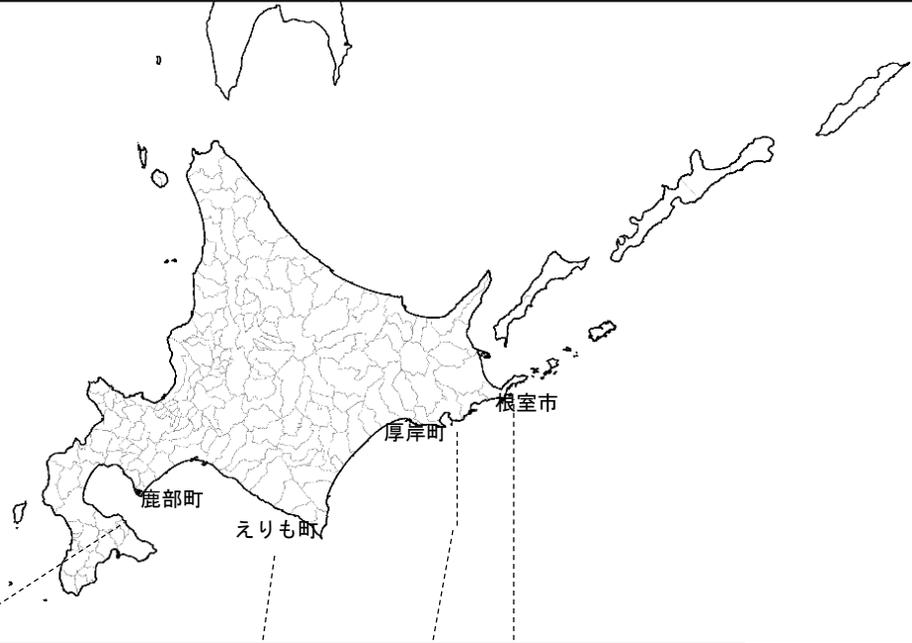
地殻変動量





# 想定される沿岸での津波の高さ（北海道）

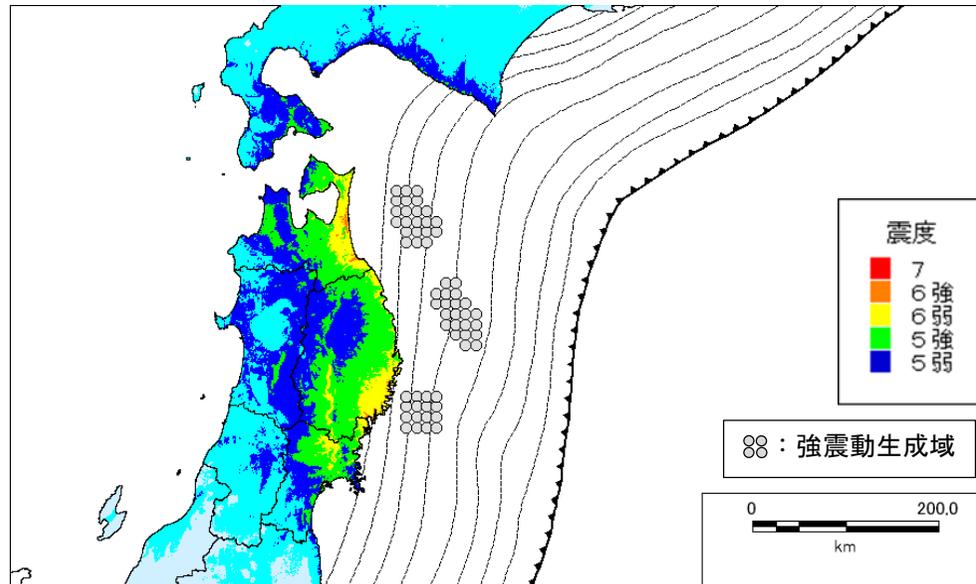
○検討した津波断層モデルをもとに、津波シミュレーションを実施し、沿岸での津波の高さや浸水範囲を推計



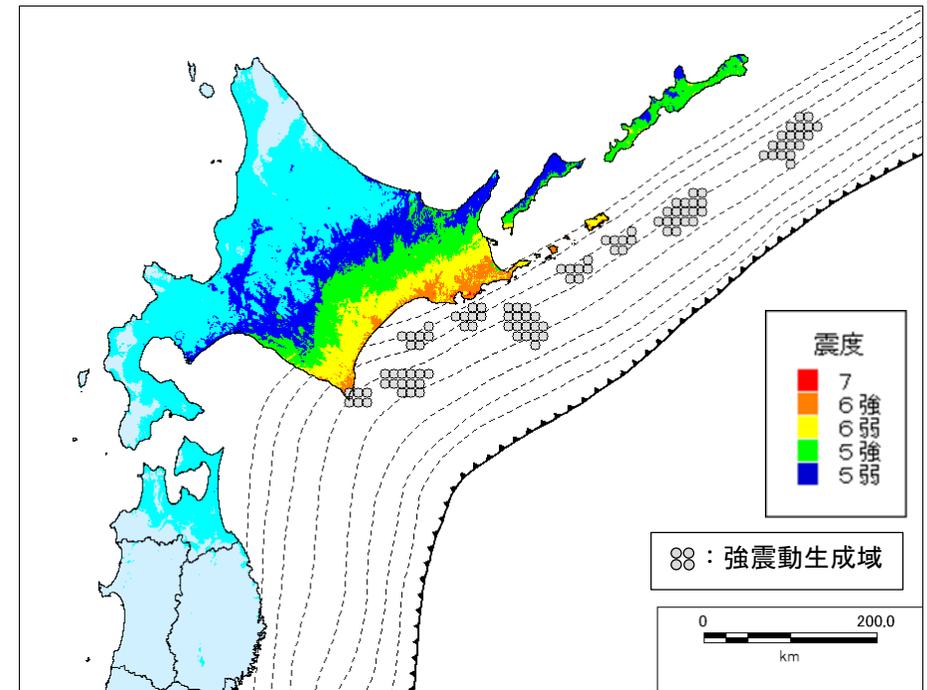
# 強震断層モデルの強震動生成域の分布と震度分布

津波断層モデルの検討で得られた震源域において、過去の地震や地震活動の状況を参考に、強い揺れの発生源（強震動生成域）を配置し、震度分布を計算

## 【①日本海溝（三陸・日高沖）モデル】



## 【②千島海溝（十勝・根室沖）モデル】



・プレート境界の地震としては最大クラスの地震動であるが、プレート内部や地殻内の浅い場所（活断層）で発生した地震の方が揺れの影響としては大きくなる場合があることに留意する必要がある。

# 津波計算の条件等について

(避難等を軸にした対策の検討のための設定)

項目	本検討での計算条件
支配方程式	非線形長波式
初期水位	断層モデルから計算される鉛直変位に水平変位の寄与を加算し、Kajiuraフィルターを適用 ※地殻変動計算は海洋研究開発機構より提供いただいた有限要素法コードを用いた計算結果を使用
動的断層パラメータの設定	破壊伝播速度 2.5km/s ライズタイム 60秒 ※破壊開始点については日本海溝モデルで2パターン、千島海溝モデルで3パターン考慮。今回示す計算結果はこれらを包含して表示。
潮位条件	朔望平均満潮位
計算格子間隔	陸域：10m 海域：10 m～3,240 m (ネスティング)
境界条件	陸側：小谷ほか (1998) 沖側：完全無反射
地震による地盤変動	<p>海域：隆起・沈降を考慮 陸域：沈降のみ考慮</p> <p>※海岸での津波の高さは陸域の沈降量を加算</p> <p>陸域の隆起量をゼロとし、海岸からの距離が10kmの範囲で海底の隆起量を低減しスムーズに接続</p>
計算時間	12時間
計算時間間隔	C.F.L.条件を満たすとともに計算の安定性等を考慮して設定
打ち切り水深	1cm
堤防等施設	<ul style="list-style-type: none"> <li>・津波が越流した段階で破堤</li> <li>・地震動による影響（破壊・沈下）は震度6弱以上のエリアを対象とし、地震発生から2分後に破壊・沈下とした。</li> </ul> <p>※過去の被害等を参考に震度6弱を閾値としたが、実際にはこれより小さな震度でも地盤条件等により影響が出る場合もあることに留意。 なお、沈下量は各道県で浸水想定が作成された際のデータを参考に設定。なお、岩手・宮城については今回は耐震性が図られていと仮定。</p>

- ・各種データについては、各機関でとりまとめられた成果を収集するとともに、各道県からも津波浸水想定に用いているデータ等を提供いただいた。
- ・なお、宮城県については最新の堤防データ等が未整備のため、震災前のデータを用いて計算を行った。

<技術情報検討会資料>  
技術情報検討会は、新知見のふり分けや作業担当課の特定を目的とした事務的な会議体であり、その資料及び議事録は原子力規制委員会の判断を示すものではありません。

# 資料 4 5 - 2 - 2 - 1

## 最新知見のスクリーニング状況の概要（自然ハザード以外に関するもの）（案）

令和3年4月14日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和2年12月12日から令和3年3月12日まで）

最新知見等 情報シート番号	件名	スクリーニング結果 (対応の方向性(案))	資料ページ
20 地津-(B)-0012	耐震信頼性実証試験に基づく PWR 鋼製原子炉格納容器の耐震性評価に関する検討 (PWR-CV の座屈に対する解析に基づく設計評価に係る知見拡充)	vi)	2~3
21 地津-(B)-0001	NRA 技術報告「原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する影響因子の分析とそのモデル化に関する検討」に係る最新知見について	iii)	4~6
20 SA-(B)-0001	航空機落下事故に関するデータについて	iii)	7

対応の方向性（案）： i）直ちに規制部等関係部署に連絡・調整し、規制庁幹部に報告する。 ii）対応方針を検討し、技術情報検討会へ諮問する。 iii）技術情報検討会に情報提供・共有する。 iv）情報収集活動を行い、十分な情報が得られてから再度判断する（必要な場合には安全研究を実施する）。 v）安全研究企画プロセスに反映する。 vi）終了案件とする。以下同じ。

最新知見のスクリーニング状況（自然ハザード以外に関するもの）（案）

令和3年4月14日 長官官房 技術基盤グループ

（期間：令和2年12月12日から令和3年3月12日まで）

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
20 地津-(B)-0012	耐震信頼性実証試験に基づくPWR鋼製原子炉格納容器の耐震性評価に関する検討(PWR-CVの座屈に対する解析に基づく設計評価に係る知見拡充)	<p>安全研究プロジェクト「5. 地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラジリティ評価に関する研究」のうち、「地震に対するフラジリティ評価手法の検討」の成果の一部</p> <p>投稿先：日本機械学会【投稿済み】 論文名：耐震信頼性実証試験に基づくPWR鋼製原子炉格納容器の耐震性評価に関する検討(PWR-CVの座屈に対する解析に基づく設計評価に係る知見拡充) 著者：日高 慎士郎ほか</p> <p>PWR鋼製原子炉格納容器(PWR-CV)の座屈評価は、建設時の工事計画認可申請においてJEAG4601の評価式より評価(JEAG4601による座屈評価)を実施している。一方、新規制基準の適合性審査では、静的弾塑性座屈解析による座屈評価(有限要素法(FEM)による座屈評価)が新たに導入され、プラント毎にJEAG4601による座屈評価かFEMによる座屈評価のどちらかを選定している。本研究では、FEMによる座屈評価の標準となる評価事例や座屈耐力が変動する要因等の評価に係る知見を拡充することを目的に、(財)原子力工学試験センター(NUPEC)による耐震信頼性実証試験で用いた試験体と入力波を用いて、条件設定の違いにより</p>	2020/12/16	vi)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・当該情報は、新規制基準への対応で既に導入されているFEMによる座屈評価に対し、条件設定の違いにより評価に影響を与える度合いを明らかにする等の知見を拡充するものである。</li> <li>・耐震設計に係る工認審査ガイドでは、構造強度に関し、座屈評価を確認することとしている。当該情報は、座屈評価に係る詳細な技術情報であることからガイドを改定する必要はない。</li> <li>・以上により、終了案件とする。</li> </ul>			

最新知見 等情報シ ート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応 の方向 性	理由	対応 の方向 性	理由	対応 方針
		<p>評価に影響を与える度合いを明らかにした。</p> <p>FEM による座屈評価の主要な解析条件である「初期不整形形状」、「初期不整量」、「応力ひずみ曲線」に対し、下記を想定して規格や文献に基づいて条件値を設定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・下限値相当となる保守的な条件</li> <li>・実機を想定した振動試験体に基づく条件</li> </ul> <p>ここで、「下限値相当となる保守的な条件」は、初期不整に対して設計建設規格に記載される MC 容器の最大内径と最小内径との差を規定する値等を用いることで、最も座屈が発生しやすい条件で設定している。</p> <p>上記の解析条件より、NUPEC による耐震信頼性実証試験で用いた試験体と入力波に基づいた FEM による座屈評価を実施した。</p> <p>本研究の成果として、座屈耐力は座屈発生部位における初期不整形形状及び初期不整量に大きく依存すること及び FEM 評価により従来の評価で用いる JEAG 式による座屈耐力は保守的であることを確認した。</p>						

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
21 地津-(B)-0001	NRA 技術報告「原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する影響因子の分析とそのモデル化に関する検討」に係る最新知見について	<p>安全研究プロジェクト「地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラジリティ評価に関する研究」のうち、「原子力施設等防災対策等委託費（高経年化を考慮した建屋・機器・構造物の耐震安全評価手法の高度化）事業」に関連があり、当該委託事業で得られた技術的知見を基にその成果の一部を以下の技術文書に取りまとめた。</p> <p>公表先:NRA 技術報告 表題:原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する影響因子の分析とそのモデル化に関する検討 著者:市原 義孝, 森谷 寛, 小林 恒一, 山崎 宏晃, 大橋 守人</p> <p>一般に、建屋の耐震安全性評価は質点系モデルにより行われる。しかし、新規規制基準への対応として、新たに水平2方向及び鉛直方向地震力の適切な組合せについて、建屋の三次元的な応答特性を踏まえた評価が三次元FEMモデルにより行われるようになった。また、建物・構築物と地盤間の接触・剥離等が建物・構築物の応答結果に及ぼす影響等に留意することを求めており、その設定の妥当性が確認されるようになった。</p> <p>本 NRA 技術報告では、これら新規規制基準に関する新たな規制要求の確認に資する知見を拡充し、審査における三次元FEMモデルを用いた評価の妥当性を確認する際の技術的根拠として活用され</p>	2021/2/19	iii)	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該情報は、設置許可基準規則の解釈及び耐震工認ガイドにおける影響因子①及び影響因子⑥に対する地震応答解析等の技術的知見を拡充するものである。したがって、現行の規制基準及びガイドを改定する必要はない。</li> <li>本 NRA 技術報告は、建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に関するものであり、動的耐震解析要領(案)は、現行及び将来の地震応答解析の妥当性確認等の審査に活用される。</li> <li>以上により、技術情報検討会に情報提供・共有する。</li> </ul>	iii)	<ul style="list-style-type: none"> <li>当該情報は、設置許可基準規則の解釈及び耐震工認ガイドにおける影響因子①及び影響因子⑥に対する地震応答解析等の技術的知見を拡充するものである。したがって、現行の規制基準及びガイドを改定する必要はない。</li> <li>本 NRA 技術報告は、建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に関するものであり、動的耐震解析要領(案)は、現行及び将来の地震応答解析の妥当性確認等の審査に活用される。</li> <li>以上により、技</li> </ul>	

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>ることを目的に、以下に示す影響因子を文献調査より抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 水平2方向及び鉛直方向の地震動入力</li> <li>② 有限要素タイプ</li> <li>③ メッシュサイズ</li> <li>④ 格納容器内部の大型機器のモデル化</li> <li>⑤ RC材料の非線形挙動のモデル化</li> <li>⑥ 建屋-地盤間の接触・剥離現象のモデル化</li> <li>⑦ 建屋-地盤間に接続するジョイント要素に付加する初期応力の算定方法</li> <li>⑧ 減衰のモデル化</li> </ul> <p>このうち、地震応答解析における影響が大きいと想定される①及び⑥の影響因子について、地震応答解析を行った。なお、影響因子①及び影響因子⑥は、耐震工認ガイドにおいて、確認する対象とされている。</p> <p>これら影響因子に対し、本 NRA 技術報告では、過去に IAEA で実施された柏崎刈羽原子力発電所7号機原子炉建屋ベンチマーク解析を対象に、三次元 FEM モデルを作成した。このとき、地盤物性は、上述の影響因子の感度を確認するため、標準的な地盤物性とし、せん断波速度は 880m/s の一様な成層地盤とした。入力地震動は、JEAG4601 (2007) による経験的な方法に基づく応答スペクトル波とした。これら解析条件より得られた解析結果及び本研究の成果は、以下のとおりである。</p>				術情報検討会に情報提供・共有する。		

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
		<p>上述で定める解析条件においては、BWRの原子炉建屋の水平1方向入力による解析と水平2方向及び鉛直方向入力による解析結果の比較から、影響因子①が各階の最大応答加速度及び床応答スペクトルに与える影響は小さいことを確認した。一方、影響因子⑥については、建屋と地盤間を非線形要素もしくは簡易な線形要素でモデル化することで地盤の拘束効果が低下すること、簡易な線形要素を用いた場合、鉛直方向の床応答スペクトルの一部周期帯に、建屋回転挙動の増大に伴う応答の増幅が現れることを確認した。(ただし、本検討では、影響因子の感度の違いを明確にするため、安全側の設定を行っている。)</p> <p>本研究では、建屋ひずみレベルが弾性範囲から弾性をやや上回る範囲までの地震動を対象に、詳細な三次元FEMモデルの作成及び解析を行い、地震時挙動の分析・評価により得られた技術的知見を建屋及び機器設備の耐震安全性上の留意点として整理した。整理した留意点は、動的耐震解析要領(案)として取りまとめ、本NRA技術報告に加えた。</p>						

最新知見等情報シート番号	件名	情報の概要	受理日	1次スクリーニング		2次スクリーニング		
				対応の方向性	理由	対応の方向性	理由	対応方針
20 SA-(B)-0001	航空機落下事故に関するデータについて	<p>シビアアクシデント研究部門では、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」（平成 14・07・29 原院第 4 号、平成 21・06・25 原院第 1 号 改訂）（以下「評価基準」という。）に示されている航空機落下事故の分類に従い、平成 10 年 1 月から平成 29 年 12 月までの 20 年間を対象に航空機事故データ等の調査結果をとりまとめ、NRA 技術ノート「航空機落下事故に関するデータ（平成 10～29 年）」（NTEN-2019-2001、以下「令和元年度ノート」という。）として公表している。</p> <p>今般、航空機事故データ等の更新を行い、平成 11 年 1 月から平成 30 年 12 月までの 20 年間を対象に NRA 技術ノート「航空機落下事故に関するデータ（平成 11～30 年）」（以下「令和 2 年度ノート」という。）としてまとめ、令和 3 年 2 月 2 日に公表した。</p>	2020/10/9	iii)	<ul style="list-style-type: none"> <li>「実用発電用原子炉施設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の解釈」では、評価基準に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を算出し、防護設計の要否について確認することとしている。</li> <li>当該情報は、原子炉施設への航空機落下確率の評価に係る審査において、規制庁が判断する際に参考となることから技術情報検討会に情報提供・共有する。</li> </ul>	iii)	<ul style="list-style-type: none"> <li>「実用発電用原子炉施設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の解釈」では、評価基準に基づき、原子炉施設へ航空機が落下する確率を算出し、防護設計の要否について確認することとしている。</li> <li>当該情報は、保安規定に従って最新知見に基づき航空機落下確率を事業者が再評価する際に参考となるものである。また、再評価の結果、防護措置が必要となった場合の設置変更許可申請等において、規制庁が判断する際にも参考となるものである。</li> </ul>	

## 資料 4 5 - 2 - 2 - 2

### NRA 技術報告「原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する影響因子の分析とそのモデル化に関する検討」について

令和 3 年 4 月 1 4 日  
技術基盤グループ地震・津波研究部門

#### 1. 背景及び目的

設置許可基準規則の解釈<sup>1</sup>別記 2 第 4 条（地震による損傷の防止）の 7 は第 4 条第 3 項に規定する基準地震動による地震力の算定の方法として、「基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて、水平 2 方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。なお、建物・構築物と地盤との相互作用、埋込み効果及び周辺地盤の非線形性について、必要に応じて考慮すること。」を求め、技術基準規則の解釈においてもこれを引用している。

審査においては、耐震設計に係る工認審査ガイド（以下「耐震工認ガイド」という。）に基づき、「2.3 設計用地震力の算定」において、水平 2 方向（NS 方向及び EW 方向）及び鉛直方向（UD 方向）について適切に地震力を算定していること、「3.4 地震応答解析」において建物・構築物と地盤間の接触・剥離に留意していることを確認している。事業者は、地盤をばね<sup>1</sup>でモデル化した質点系モデルや簡易な有限要素法（Finite Element Method、以下「FEM」という。）モデル等を用い、質点系モデルの妥当性確認や水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の適切な組合せ、建屋側面地盤の回転拘束効果等の検討を行なっている。また、今後、三次元 FEM モデルを活用した精緻な地震応答解析により、建物・構築物の現実的な振動性状や応答性状を評価することが想定される。

地震・津波研究部門は、規制要求の確認に資する知見を拡充し、審査における三次元 FEM モデルを用いた評価の妥当性を確認する際の技術的根拠として活用されることを目的に、平成 29 年度から令和 2 年度までの 4 ヶ年計画で安全研究プロジェクト「地震・津波及びその他の外部事象等に係る施設・設備のフラジリティ評価に関する研究」を実施した。NRA 技術報告「原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する影響因子の分析とそのモデル化に関する検討」（以下「本 NRA 技術報告」という。）は、関連する文献の調査や地盤及び建屋を詳細にモデル化した三次元 FEM モデルによる地震応答解析から、耐震解析に関わる基本的な知識、考え方、技術的根拠を整備したものである。

#### 2. 本 NRA 技術報告の内容と得られた成果

<sup>1</sup> 建屋と地盤の動的相互作用を表すインピーダンス。実数部と虚数部で表現され、振動数に依存する特性を有する。

## 2.1 文献調査に基づく解析パラメーターの抽出

三次元 FEM モデルによる原子炉施設の応答特性に影響を及ぼす可能性の高い因子について、文献調査による抽出を行い、これら因子をパラメーターとした地震応答解析からその影響を分析した。文献調査により抽出された影響因子は以下のとおり。

- ① 水平 2 方向及び鉛直方向の地震動入力
- ② 有限要素タイプ
- ③ メッシュサイズ
- ④ 格納容器内部の大型機器のモデル化
- ⑤ RC 材料の非線形挙動のモデル化
- ⑥ 建屋－地盤間の接触・剥離現象のモデル化
- ⑦ 建屋－地盤間に接続するジョイント要素に付加する初期応力の算定方法
- ⑧ 減衰のモデル化

このうち、地震応答解析における影響が大きいと想定される「① 水平 2 方向及び鉛直方向の地震動入力」（以下「影響因子①」という。）及び「⑥ 建屋－地盤間の接触・剥離現象のモデル化」（以下「影響因子⑥」という。）について、地震応答解析を行った。なお、影響因子①及び影響因子⑥は、耐震工認ガイドにおいて、確認する対象とされている。

## 2.2 解析条件及び解析モデル

### 2.2.1 影響因子①のモデル化

本 NRA 技術報告では、過去に IAEA の Kashiwazaki-Kariwa Research Initiative for Seismic Margin Assessment で国際的なベンチマーク解析<sup>ii</sup>の対象となった柏崎刈羽原子力発電所 7 号機原子炉建屋を対象に、図 1 に示す詳細な三次元 FEM モデルを作成した。

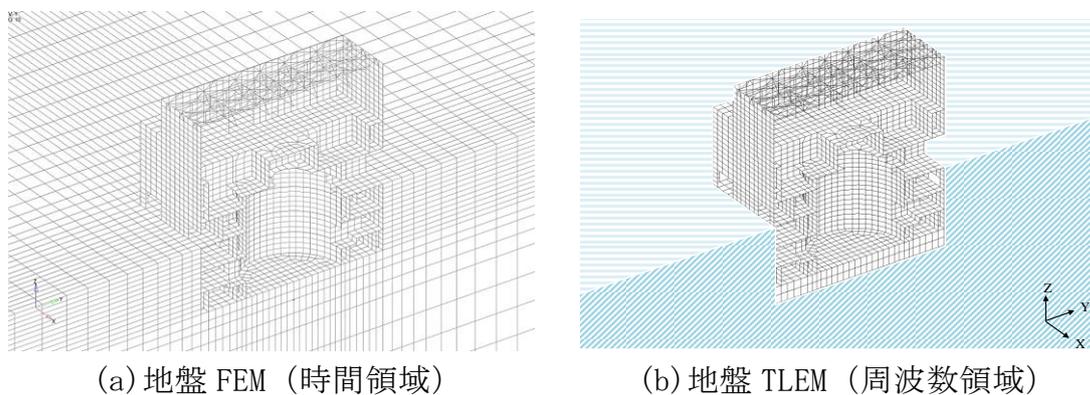


図 1 三次元 FEM モデルの例

ここで、図 1(a) は地盤を FEM でモデル化した三次元 FEM モデル（以下「地

盤FEM」という。)、図1(b)は、地盤を薄層要素<sup>2</sup> (Thin Layer Element Method) でモデル化した三次元FEMモデル (以下「地盤TLEM」という。)) を示す。なお、図1(a)(b)の地震応答解析では、各階の応答を評価した。また、建屋の解析モデルは同一である。

使用する地震応答解析手法は、建屋の応答を時間領域で解析する時刻歴応答解析法 (図1(a)) と周波数領域で解析する周波数応答解析法 (図1(b)) の2種類とした。地盤物性は、上述の影響因子の感度を確認するため、標準的な値とし、せん断波速度は880m/sとした。地盤内部の構成は、表層地盤を含め地盤のコントラストの無い理想的な一様地盤を仮定した。

### 2.2.2 影響因子⑥のモデル化

建屋と地盤間の接触・剥離及び基礎浮き上がりは、影響因子①では建屋—地盤境界部の節点を共有させることで非線形要素<sup>3</sup> (図2(a)) が建屋の応答に与える影響を含まない評価とした。一方で、影響因子⑥では、建屋と地盤の剥離・接触及び基礎浮き上りを以下に示す非線形要素 (図2(a)) 及び簡易な線形要素<sup>4</sup> (図2(b)) でモデル化することで、図1の三次元FEMモデルに即した非線形現象の影響評価を行った。ここで、非線形要素及び簡易な線形要素とは、建屋と地盤の境界面に配置され、幾何学的な大きさを有しない、ばねとしての次元を有する仮想の構造要素である。

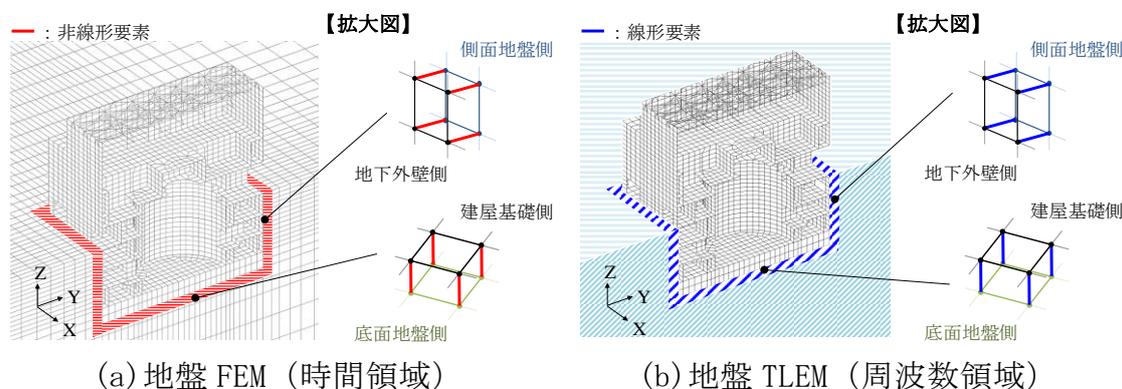


図2 建屋と地盤間の接触・剥離及び基礎浮き上りのモデル化の例

<sup>2</sup> 水平方向及び鉛直方向の半無限の解析領域を成層地盤でモデル化し、水平方向には波動方程式を満たす解を用い、深さ方向にはFEMと同じ離散化手法を用いる方法。

<sup>3</sup> 建屋と地盤の境界面での剥離や滑りといった非線形現象を表すために設ける垂直ばねとせん断ばねで構成される要素。図2(a)では、引張 (剥離もしくは基礎浮き上がり) が生じると応力を伝達せず、摩擦抵抗力に達すると滑りが生じる設定とし、ジョイント要素を用いた。

<sup>4</sup> 非線形要素と同様の力の伝達を行うことができない簡易なばね要素。図2(b)では、事前解析を行った結果から、剥離、滑りが生じる範囲を定め、同範囲に配置されたばね要素の剛性を非常に柔らかくすることで、当該部に応力を生じさせない設定とした。ばね要素のモデル化に当たっては、剥離・滑り範囲が安全側の設定となるよう建屋が埋め込まれている地下外壁4面、基礎底面1面の計5面に対し、剥離・滑り・基礎浮き上がり範囲が最大となる時刻を求め、それら時刻に基づく結果を解析モデルの各構面に反映した。

### 2.2.3 入力地震動

水平方向及び鉛直方向の入力地震動は、日本電気協会<sup>iii</sup>による経験的な方法による応答スペクトルとし、Noda et al.<sup>iv</sup>の方法に基づき、応答スペクトルの振幅包絡線の経時的変化を定めた。このとき、水平2方向については、NS方向及びEW方向同位相とし、水平2方向及び鉛直方向の最大応答加速度は、東京電力ホールディングス株式会社<sup>v</sup>の長岡平野西縁断層帯における地震動評価を参考に、水平2方向600gal、鉛直方向400galとし、地表面に解放基盤面を設定した。

### 2.3 解析結果

2.2 で定める解析条件及び解析モデルより得られた影響因子①及び影響因子⑥の解析結果は、以下のとおりである。

- ・ 2.2 で定める解析条件においては、BWRの原子炉建屋の水平1方向入力による解析と水平2方向及び鉛直方向入力による解析結果の比較から、影響因子①が各階の最大応答加速度及び床応答スペクトルに与える影響は小さいことを確認した。
- ・ 一方、建屋-地盤境界部のモデル化条件を変えた影響因子⑥については、建屋と地盤間を非線形要素もしくは簡易な線形要素とすることで地盤の拘束効果が低下すること、簡易な線形要素を用いた地盤 TLEM では、鉛直方向の床応答スペクトルの一部周期帯に、建屋回転挙動の増大に伴う応答の増幅が現れることを確認した<sup>5</sup> (図3(c))。

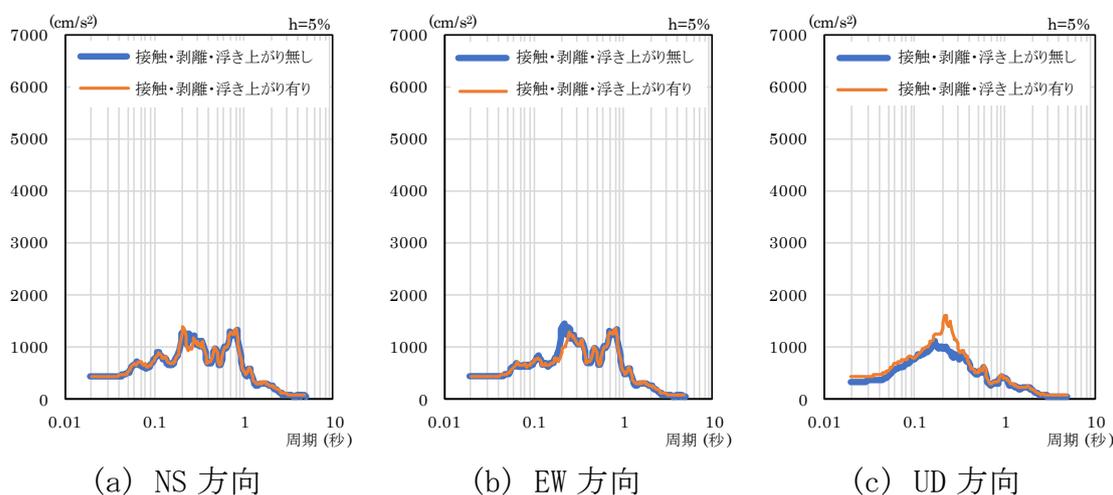


図3 地盤 TLEM による床応答スペクトルの比較 (地下3階)

<sup>5</sup> 図3は、影響因子の感度の違いを明確にするため、安全側の設定を行っている。また、図3の接触・剥離・浮き上がり無し(青線)は、建屋と地盤間の接触・剥離及び基礎浮き上がりを考慮しない影響因子①の解析モデル、接触・剥離・浮き上がり有り(赤線)は同現象を考慮とした影響因子⑥の解析モデルによる結果を示す。

## 2.4 本研究の成果

本研究では、建屋ひずみレベルが弾性範囲から弾性をやや上回る範囲までの地震動を対象に、詳細な三次元 FEM モデルの作成及び解析を行い、地震時挙動の分析・評価により得られた技術的知見を建屋及び機器設備の耐震安全性評価上の留意点として整理した。整理した留意点は、「原子炉施設の建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に資する動的耐震解析要領(案)」(以下「動的耐震解析要領(案)」という。)として取りまとめ本 NRA 技術報告に加えた。

## 3. まとめ

本 NRA 技術報告は、設置許可基準規則の解釈<sup>i</sup>及び耐震工認ガイドにおける、影響因子①及び影響因子⑥に対する地震応答解析等の技術的知見を拡充するものである。したがって、現行の規制基準及びガイドを改定する必要はない。

本 NRA 技術報告は、建屋三次元地震時挙動の精緻な推定に関するものであり、動的耐震解析要領(案)は、①現行の三次元 FEM モデルを用いた質点系モデルの妥当性確認や水平 2 方向及び鉛直方向の地震力の適切な組合せ等に関する審査及び②将来のより現実的な振動性状や応答性状を見据えた三次元 FEM モデルの妥当性確認の際に活用される。

---

<sup>i</sup> 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の解釈

<sup>ii</sup> International Atomic Energy Agency (IAEA), Review of Seismic Evaluation Methodologies for Nuclear Power Plants Based on a Benchmark Exercise, IAEA TECDOC No. 1722, 2013

<sup>iii</sup> 日本電気協会、原子力発電所耐震設計技術指針基準地震動策定・地質調査編 JEAG4601-2007、2008

<sup>iv</sup> Noda, S. et al. Response Spectra for Design Purpose of Stiff Structures on Rock Sites, The OECD/NEA Workshop on the Relations between Seismological Data and Seismic Engineering Analyses, 2002, pp.16-18

<sup>v</sup> 東京電力 HD 株式会社、柏崎刈羽原子力発電所 6 号及び 7 号炉 基準地震動の策定について、第 404 回(第 151 回核燃料施設等の新規制基準適合性に係る審査会合と合同)原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合、資料 4-3-1、2016、  
<https://www2.nsr.go.jp/data/000165352.pdf> (2020 年 4 月 20 日確認)

## 資料 4 5 - 2 - 2 - 3

### 航空機落下事故に関するデータについて

令和 3 年 4 月 14 日  
シビアアクシデント研究部門

#### 1. 航空機落下事故に関するデータ等の概要

シビアアクシデント研究部門では、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成 14・07・29 原院第4号、平成 21・06・25 原院第1号 改訂)(以下「評価基準」という。)に示されている航空機落下事故の分類に従い、平成 10 年 1 月から平成 29 年 12 月までの 20 年間<sup>1</sup>を対象に航空機事故データ等の調査結果をとりまとめ、NRA 技術ノート「航空機落下事故に関するデータ(平成 10～29 年)」(NTEN-2019-2001、以下「令和元年度ノート」という。)として公表している。

今般、航空機事故データ等の更新を行い、平成 11 年 1 月から平成 30 年 12 月までの 20 年間を対象に NRA 技術ノート「航空機落下事故に関するデータ(平成 11～30 年)」(以下「令和 2 年度ノート」という。)としてまとめ、令和 3 年 2 月 2 日に公表した。データの概要は以下のとおり。

##### (1) 民間航空機

###### ① 民間航空機の事故データ

平成 11 年 1 月から平成 30 年 12 月までに発生した事故のうち、落下確率を評価する際に対象となる事故(以下「対象事故<sup>2</sup>」という。)は大型固定翼機(計器飛行方式)が 2 件、小型固定翼機(有視界飛行方式)が 24 件、大型回転翼機(有視界飛行方式)が 2 件、小型回転翼機(有視界飛行方式)が 18 件である。

###### ② 運航実績データ

平成 11 年 1 月から平成 30 年 12 月までの民間航空機(大型固定翼機、計器飛行方式)の離着陸回数は、国内線は 29,785,962 回、国際線は 7,447,266 回、延べ飛行距離は、国内線は 11,497,450,753 km、国際線は 73,000,000 km である。

##### (2) 自衛隊機及び米軍機のデータ

###### ① 自衛隊機の事故データ

平成 11 年 1 月から平成 30 年 12 月までに発生した事故のうち、対象事故は 15 件である。

###### ② 米軍機の事故データ

平成 11 年 1 月から平成 30 年 12 月までに発生した事故のうち、対象事故は 5 件である。

<sup>1</sup> 評価基準の解説において、事故事例の集計期間は、原則として最近の 20 年間とされている。

<sup>2</sup> 例えば、評価基準の解説において、民間航空機小型固定翼機については、不時着、農薬散布等の事故について、原子炉施設への落下の可能性が極めて低いと考えられるため評価対象外とされている。

表1 評価対象となる20年間の航空機事故の件数（H30は今回追加）  
（件）

航空機落下事故の分類	令和2年度ノート			(参考) 令和元年度ノート
	H11～H29	H30	合計	H10～H29 合計
民間航空機 (大型固定翼機、 計器飛行方式)	2	0	2	2
民間航空機 (小型固定翼機、 有視界飛行方式)	24	0	24	29
民間航空機 (大型回転翼機、 有視界飛行方式)	2	0	2	2
民間航空機 (小型回転翼機、 有視界飛行方式)	17	1	18	18
自衛隊機(大型固定翼機)	5	0	5	5
自衛隊機(小型固定翼機)	2	0	2	2
自衛隊機(回転翼機)	7	1	8	7
米軍機(固定翼機)	3	0	3	3
米軍機(回転翼機)	2	0	2	2

黄色網掛け箇所は、追加調査したデータを示す。

## 2. 航空機落下事故に関するデータと規制の関係

原子力規制委員会では、「実用発電用原子炉施設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の解釈」(平成25年6月)第6条(外部からの衝撃による損傷の防止)第8項において、故意によるものを除く航空機落下については、評価基準に基づき、防護設計の要否について確認することとしている<sup>3</sup>。

当該情報は、保安規定に従って最新知見に基づき航空機落下確率を事業者が再評価する際に参考となるものである。また、再評価の結果防護措置が必要となった場合の設置変更許可申請等において、規制庁が判断する際にも参考となるものである。

<sup>3</sup> 評価基準では、原子炉施設へ航空機が落下する確率を算出し、航空機落下を「想定される外部人為事象」として設計上考慮するか否かの判断基準(航空機落下の発生確率の総和が $10^{-7}$ (回/炉・年)を超えないこと)を定めている。

## 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」 から得られた知見の規制への取り入れに関する検討の進め方（案）

令和3年4月14日  
東京電力福島第一原子力発電所事故に関する  
知見の規制への取り入れに関する作業チーム

### 1. 概要

東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ<sup>1</sup>に関しては、令和3年4月7日の原子力規制委員会において、中間取りまとめから得られた知見の規制への取り入れについて技術情報検討会で検討する方針等が了承された。

そこで、技術情報検討会においては、以下のとおり検討を進めることとしたい。

### 2. 検討事項

中間取りまとめから得られた知見等を踏まえた論点<sup>2</sup>に関して、基準に取り入れるべきもの、審査・検査実務に際して参考とすべきもの、さらなる調査・研究が必要であるもの等に分類した上で、基準として考慮すべき事項を特定するなど半年程度を目途に一定の結論を得る。

### 3. 検討の進め方

本日の技術情報検討会において、検討に当たり留意すべき点などについて意見交換を行う。その結果を踏まえ、各論点が基準や審査・検査実務のどの部分に関連するか整理して次回の技術情報検討会において示すこととしたい。

その後、現在までに得られている知見に基づき関係する基準や審査・検査実務を改める必要があるかどうか等について検討することを基本とするが、具体的な進め方については検討状況に応じてその都度議論することとしたい。また、必要に応じ、関係者による臨時的技術情報検討会を実施し議論を進めることとしたい。

### 参考資料

参考1 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」を踏まえた対応について（第2回）（令和3年4月7日原子力規制委員会資料2）

参考2 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（2021年3月5日）から得られた知見等

<sup>1</sup> 令和3年3月10日原子力規制委員会報告。以下「中間取りまとめ」という。

<sup>2</sup> 参考1別紙1、参考2参照。

## 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る 中間取りまとめ」を踏まえた対応について（第2回）

令和3年4月7日

原子力規制庁

### 1. 経緯・趣旨

令和3年3月10日の第63回原子力規制委員会に東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（以下「中間取りまとめ」という。）を報告した際に、今後の規制との関係の精査について、改めて原子力規制委員会に諮ることとした。本日は、その具体的な検討事項、進め方等について諮る。

### 2. 検討事項

中間取りまとめから得られた知見等を踏まえた論点は、別紙1のとおり。

### 3. 検討の進め方

上記2.の規制への取り入れについては、最新の科学的・技術的知見を、規制に反映させる必要性の有無について、整理し認識を共有することを目的とする技術情報検討会において取り扱うこととしたい。

また、その際、具体的な検討作業等を実施するため、別紙2のとおり、原子力規制庁の関係部局の職員で構成する「東京電力福島第一原子力発電所事故に関する知見の規制への取り入れに関する作業チーム」を設けることとしたい。

### 4. 今後のスケジュール

4月14日 技術情報検討会

～ （順次、技術情報検討会で検討状況を報告・議論）

10月以降 検討結果の取りまとめ、委員会報告

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」  
から得られた知見等を踏まえた論点

(1) 2号機耐圧強化ベントは、ベントラインの系統構成は完了していたが、ラプチャーディスクの作動圧力(528kPa [abs] (原子炉格納容器の設計圧力の1.1倍))に到達せず、ベントは成功しなかった。

【知見等を踏まえた論点】

- ① 2号機及び3号機の事象進展(原子炉格納容器(PCV)の設計圧力未満が継続)では過圧破損対策となる耐圧強化ベントは有効に動作しなかった。事故シーケンスグループの代表性と重大事故等(SA)対策(PCVの過圧破損対策及び過温破損対策)の確認が必要か。

(2) 耐圧強化ベントラインの非常用ガス処理系配管への接続により、自号機非常用ガス処理系及び原子炉建屋内へのベントガスの逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大が生じた。

【知見等を踏まえた論点】

- ① 本事象は、設計基準事故対処設備(DB)配管(非常用ガス処理系(SGTS)配管)にアクシデントマネジメント(AM)対策配管(ベント配管)が接続されていたこと、事故時に2つの系統を隔離する弁がfail-open設計であったことによる。このような重要度又は機能の異なる設備を接続、兼用させる設計、運用の確認が必要か。
- ② 仮に接続、兼用を許容する場合は重要度又は機能の異なる配管の接続による影響確認(逆流や汚染の拡大による事故時線量評価及び放射線防護への影響確認並びに系統機能への影響確認)が必要か。

(3) 1/2号機共用排気筒の内部に排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留、排気筒下部の高い汚染の原因となった。

【知見等を踏まえた論点】

- ① PCVベントの設計における排気筒の構造(排気経路)やベントガスの組成、挙動等に対する設計考慮の確認が必要か。
- ② 高い汚染が確認されたことから、事故時線量評価及び放射線防護の観点からの設計確認が必要か。

(4) サプレッションチェンバ・スクラビングにおいて、炉心溶融後のベント時には真空破壊弁の故障によりドライウェル中の気体がスクラビングを經由せずに原子炉格納容器外に放出される可能性がある。

**【知見等を踏まえた論点】**

- ① SA 時における漏えい経路への追加は必要か。
- ② 事故時に真空破壊弁 (VB) が閉止できなくなる可能性の規制上の位置付けの整理が必要か (ドライウェル (D/W) = ウェットウェル (W/W) となると D/W から W/W への蒸気流入が阻害され、圧力抑制能力を失うのではないか)。また、VB の耐久性の要求は必要か。
- ③ サプレッションチェンバ (S/C) スクラビングを經由しないベントガスによる事故時線量評価への影響確認が必要か。

(5) 水素爆発時の映像及び損傷状況から、原子炉建屋の破損の主要因は、原子炉建屋内に滞留した水素の爆燃 (水素濃度 8%程度) によって生じた圧力によることを示唆している。

**【知見等を踏まえた論点】**

- ① SA 時の原子炉建屋内の水素量、分布・拡散、滞留時間に着目した、水素爆発対策及び原子炉建屋の健全性への影響確認が必要か。
- ② 3号機の水素爆発時の火炎や爆煙については、水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高く、可燃性ガスの種類、量の把握と規制上の位置付けの整理が必要か。

(6) 主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の不安定動作 (中途開閉状態の継続と開信号解除の不成立) が確認された。

**【知見等を踏まえた論点】**

- ① 全交流動力電源喪失 (SBO) 条件下での主蒸気逃がし安全弁 (SRV) の逃がし弁機能の機能維持については、規制上の位置付けの整理が必要か。
- ② SRV 逃がし弁機能の中途開閉状態は、弁の開信号の解除圧力以下になっても解消されておらず原因は不明。形態的にはバウンダリからの小規模漏えいの継続であり、破損等による他のバウンダリ漏えいの一つの形態と整理することが必要か。
- ③ 本事象は、計装用圧縮空気系の隔離によるもの (PCV 隔離信号による隔離を含む) だが、他の機器においても窒素供給が停止し、同様の不安定動作の状況になるのか精査が必要か。
- ④ 計装用圧縮空気系 (配管及び弁) 等の駆動源の機能維持の規制上の位置付けの整理が必要か。

(7) 主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の作動開始圧力の低下が確認された。

【知見等を踏まえた論点】

- ① SA 条件下では様々な機器が設計基準事故の条件下とは異なる挙動をしている。SA 時の機器の挙動に関する知見の集積が必要か。
- ② AM 対策の圧力計を含めて、SA 条件下での計測機器の信頼性について確認が必要か。

(8) 自動減圧系が設計意図と異なる条件の成立（サブプレッションチェンバ圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知すること）で作動したことにより原子炉格納容器圧力がラプチャーディスクの破壊圧力に達し、ベントが成立した。

【知見等を踏まえた論点】

- ① 自動減圧系（ADS）及びラプチャーディスク（RD）の動作については、SA 時の動作に関する設計条件の確認並びに事故シーケンスグループ及び SA 対策への影響確認が必要か。
- ② 3号機の PCV 圧力の上昇には水素等が有意に寄与している。従来、PCV ベントは大 LOCA 等を想定していたと考えられるが、大 LOCA 等を伴わずに PCV 圧力の上昇に水素等が有意に寄与した場合の事故シーケンスグループへの影響確認が必要か。

(9) 3号機のベント成功回数は2回。このベントによって4号機原子炉建屋内に水素が流入し、40時間にわたって水素が滞留した後、爆発に至った。

【知見等を踏まえた論点】

- ① 水素の拡散や滞留等の挙動の検討が必要か。
- ② 水素が滞留した原子炉建屋等における SA 対策や復旧作業等の安全確保の検討が必要か。
- ③ 原子炉建屋内の水素濃度の検知の必要性、水素が滞留した場合の水素濃度の低減対策、人の立ち入りを伴う SA 対策等との整理及び水素漏えいの回避対策の検討が必要か。
- ④ BWR トップヘッドフランジへの保護対策は PCV の他の箇所からの水素漏えいの誘因とならないか。

東京電力福島第一原子力発電所事故に関する知見の  
規制への取り入れに関する作業チーム 構成メンバー（案）

原子力規制庁

市村 知也 原子力規制部長

金子 修一 長官官房審議官

長官官房技術基盤グループ

遠山 眞 技術基盤課長

村上 玄 技術基盤課 課長補佐

谷川 泰淳 技術基盤課 原子力規制専門職

鈴木 健之 技術基盤課 総括係長

大森 敬之 技術基盤課 制度基準係長

原子力規制部

岩永 宏平 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 企画調査官

星 陽崇 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 主任技術研究調査官

木原 昌二 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 上席特殊施設分析官

佐藤 雄一 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 管理官補佐

川崎 憲二 審査グループ実用炉審査部門 安全管理調査官

正岡 秀章 審査グループ実用炉審査部門 管理官補佐

照井 裕之 審査グループ実用炉審査部門 安全審査官

※必要に応じて、適宜構成メンバーの追加等を行う。

# 東京電力福島第一原子力発電所事故の 調査・分析に係る中間取りまとめ (2021年3月5日) から得られた知見等の概要

## 第1章 原子炉格納容器からの放射性物質等の放出又は漏えい経路・箇所に関する検討

1. 1～4号機SGTS配管系の汚染状況とその形成メカニズム
2. 1～3号機オペレーティングフロア及びシールドプラグ付近の放射線量と2, 3号機シールドプラグ下面における大量のセシウムが存在

## 第2章 原子炉建屋における水素爆発の詳細分析

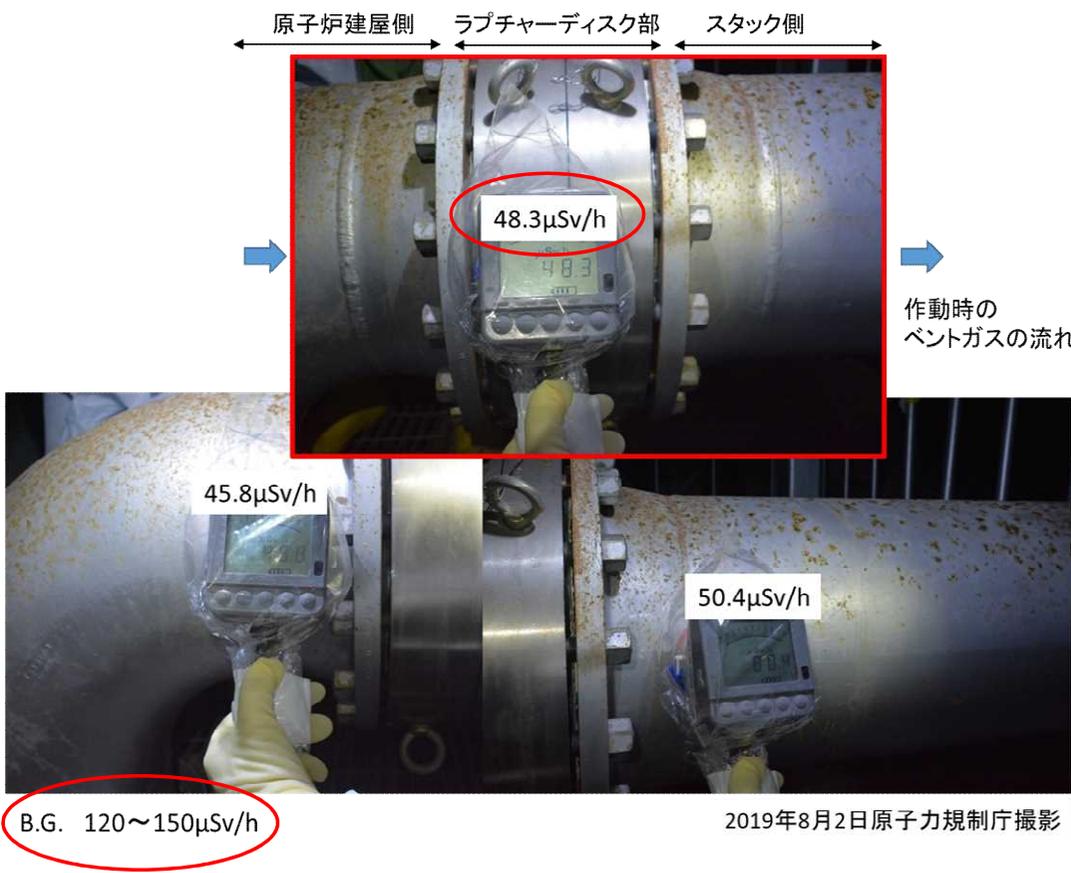
1. 3号機の水素爆発の詳細な状況

## 第3章 原子炉冷却のために機能すべき機器の動作状況に関する検討

1. 津波襲来から3号機のベント時点までの原子炉圧力容器の圧力挙動からみた機器の状況
2. 3号機のベント以降の原子炉格納容器内の圧力変動からみた機器の状況



# ○2号機耐圧強化ベントラインのラプチャーディスク 線量率測定

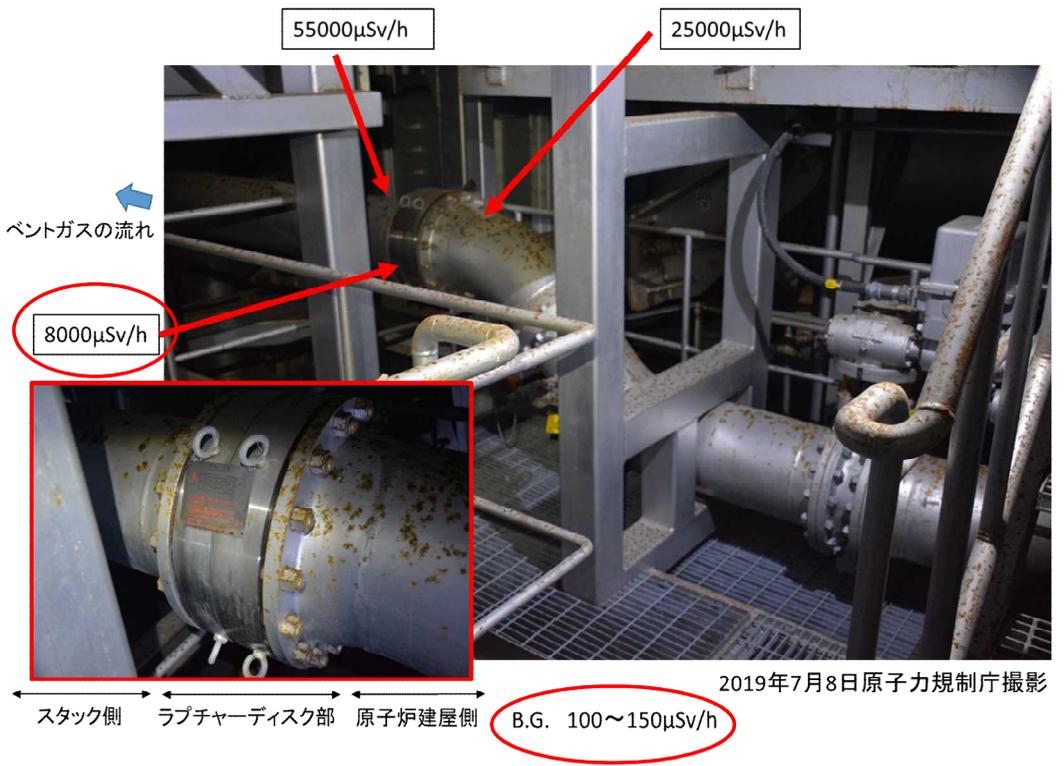


2号機

- 2号機のラプチャーディスクの線量率測定
- ①バックグラウンド(B.G.)よりも低い線量率
- ②3号機に比べて2桁低い線量率



2号機のラプチャーディスクは作動していない。

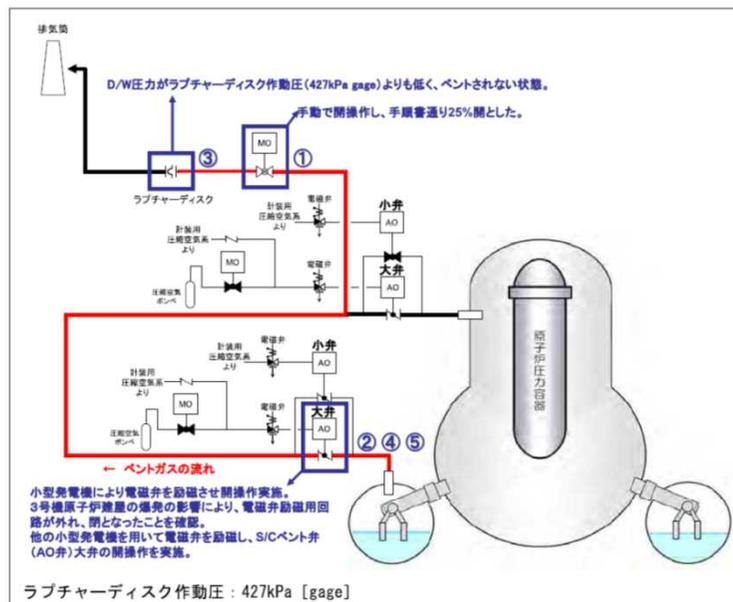


3号機



# 〇2号機耐圧強化ベントの系統構成作業

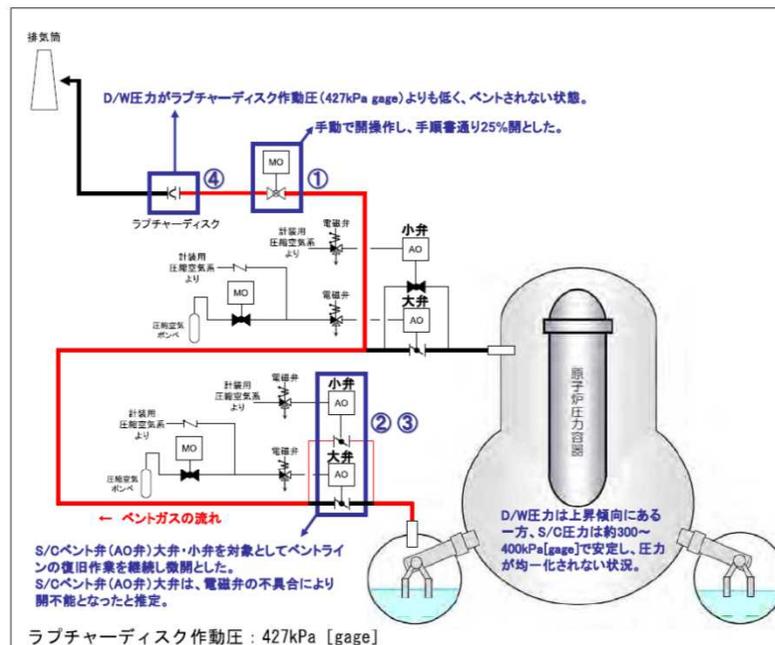
3月13日 11時00分 S/C側大弁使用時



## 【PCVベント弁(MO弁)及びS/Cベント弁(AO弁)大弁の開操作】

- ① 3月13日8時10分  
PCVベント弁(MO弁)を手順通り25%開とした。
- ② 3月13日11時00分  
小型発電機を電源として電磁弁を励磁し、S/Cベント弁(AO弁)大弁の開操作を実施。  
ラプチャーディスクを除くベントライン構成完了。
- ③ その後  
D/W圧力がラプチャーディスク作動圧(427kPa[gage])よりも低く、ベントされない状態。ベント弁の開状態を保持し、D/W圧力の監視を継続。
- ④ 3月14日12時50分  
3号機原子炉建屋の爆発の影響により、S/Cベント弁(AO弁)大弁の電磁弁励磁用回路が外れ、閉となったことを確認。
- ⑤ 3月14日16時00分頃  
小型発電機が過電流により停止する不具合があったが、他の小型発電機を用いて電磁弁を励磁し、S/Cベント弁(AO弁)大弁の開操作を実施。

3月14日 21時00分頃 S/C側小弁使用時



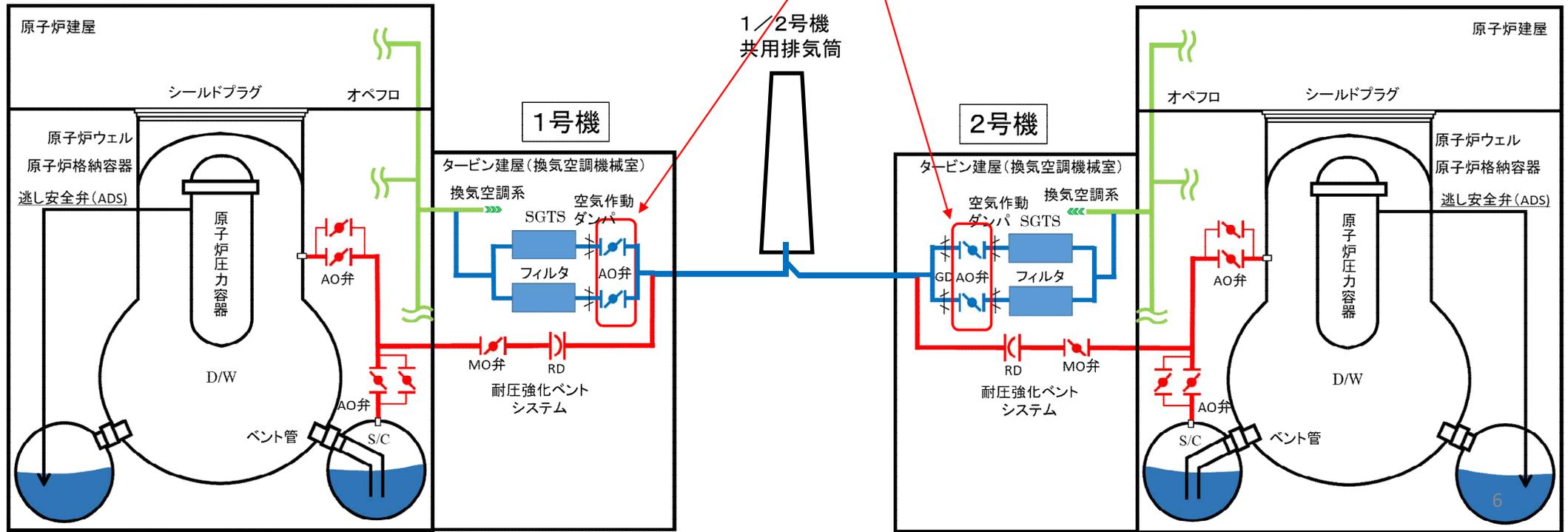
## 【S/Cベント弁(AO弁)小弁の開操作】

- ① 3月13日8時10分  
PCVベント弁(MO弁)を手順通り25%開とした。
- ② 3月14日18時35分  
S/Cベント弁(AO弁)大弁だけでなくS/Cベント弁(AO弁)小弁を対象としてベントラインの復旧作業を継続。S/Cベント弁(AO弁)大弁は、電磁弁の不具合(地絡)により開不能となったと推定した。
- ③ 3月14日21時00分頃  
S/Cベント弁(AO弁)小弁が電磁弁の励磁により微開となり、ラプチャーディスクを除く、ベントライン構成完了。
- ④ その後  
D/W圧力がラプチャーディスク作動圧(427kPa[gage])よりも低く、ベントされない状態。ベント弁の開状態を保持し、D/W圧力の監視を継続。

福島原子力事故調査報告書添付資料  
(平成24年6月20日  
東京電力)より抜粋

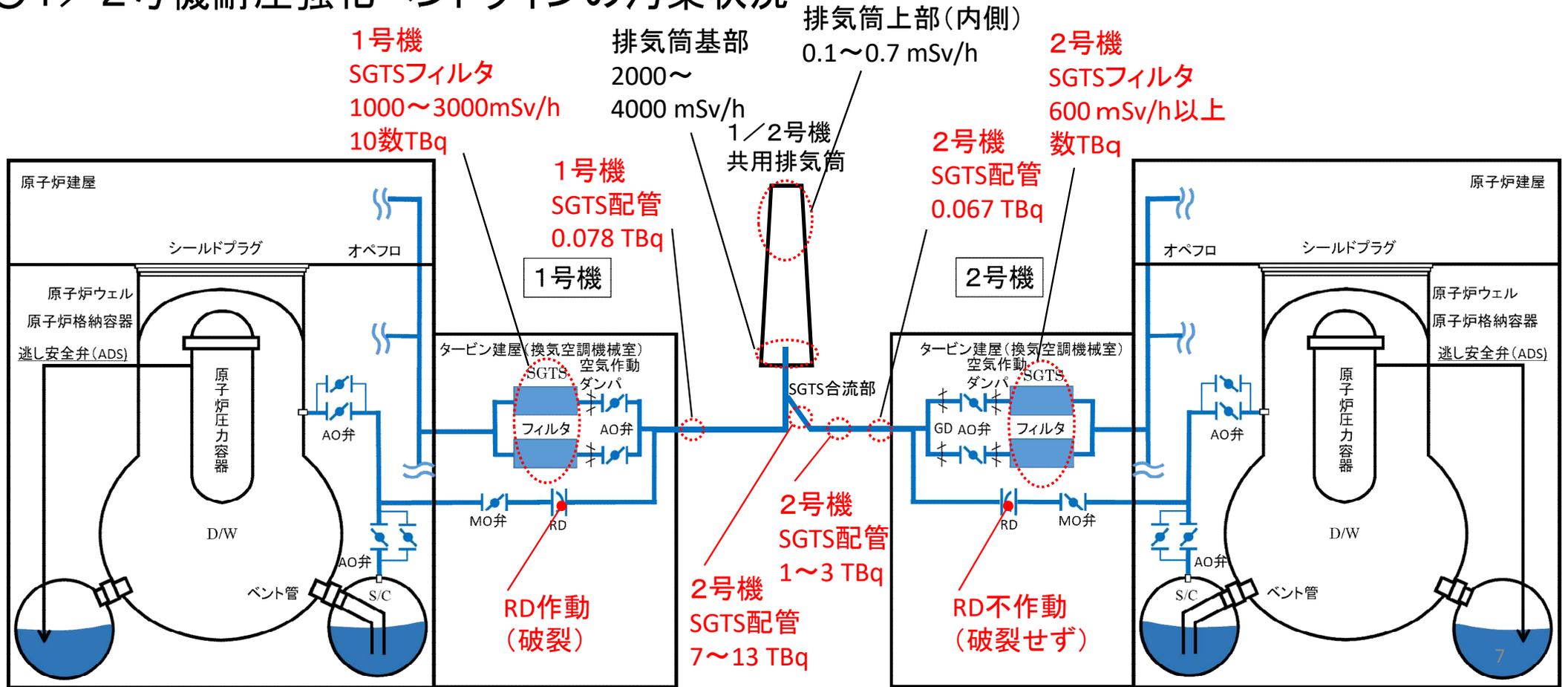
# ○2号機耐圧強化ベント等の系統構成概要

系統を隔離する弁  
Fail-open設計  
(耐圧強化ベント時には当該弁を閉止し実施する運用)



- |                  |                  |                |
|------------------|------------------|----------------|
| 換気空調系 (DB)       | D/W: ドライウエル      | RD: ラプチャーディスク  |
| 非常用ガス処理系 (DB)    | S/C: サプレッションチェンバ | GD: グラビティダンパ   |
| 耐圧強化ベントシステム (AM) | AO弁: 空気作動弁       | SGTS: 非常用ガス処理系 |
|                  | MO弁: 電動駆動弁       |                |

# ○1/2号機耐圧強化ベントラインの汚染状況



D/W:ドライウエル  
S/C: サプレッションチェンバ  
AO弁: 空気作動弁  
MO弁: 電動駆動弁

RD: ラプチャーディスク  
GD: グラビティダンパ  
SGTS: 非常用ガス処理系

# SGTSフィルタトレインの汚染状況

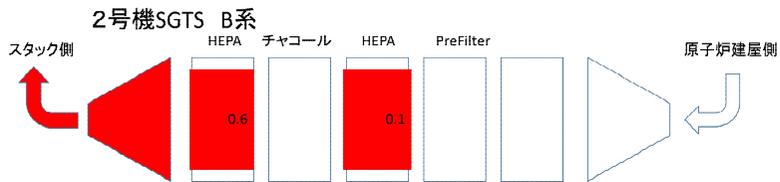
## 1号機



※現在の線量率は減衰して半分以下になっている可能性が高い。

■東電による測定(平成23年8月2日)  
(SGTSトレイン付近を測定)

## 2号機



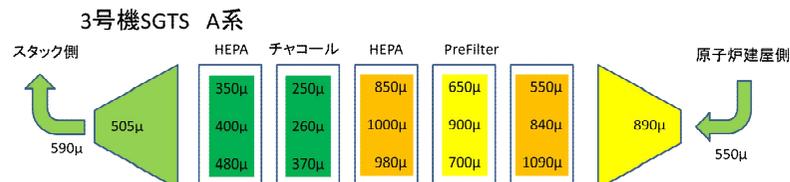
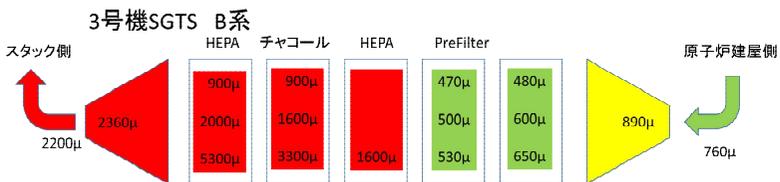
## 2号機SGTS A系

未測定

■原子力規制庁による測定※(令和元年8月2日)

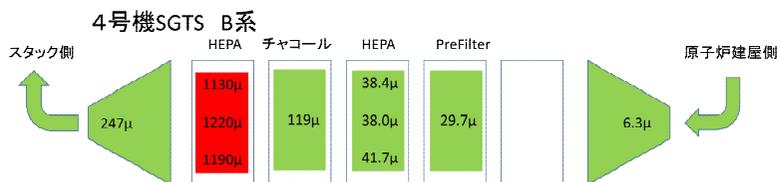
※ガンマカメラ測定によるCs-137放射能からの推定

## 3号機



■原子力規制庁による測定(令和元年6月20日)

## 4号機



■原子力規制庁による測定(平成25年8月7日)

数値は線量当量率(Sv/h)を表す

# ○耐圧強化ベントシステムの概要図

D/W:ドライウェル RD:ラプチャーディスク  
S/C:サプレッションチェンバ GD:グラビティダンパ  
AO弁:空気作動弁 SGTS:非常用ガス処理系  
MO弁:電動駆動弁

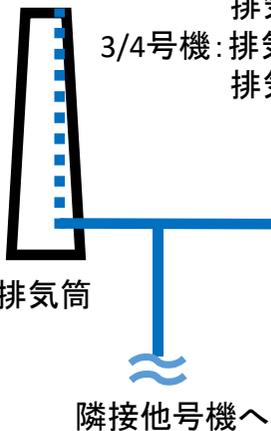
## 原子炉格納容器設計圧力

- 1号機: 約530kPa[abs]
- 2号機: 約480kPa[abs]
- 3号機: 約480kPa[abs]
- 4号機: 約480kPa[abs]

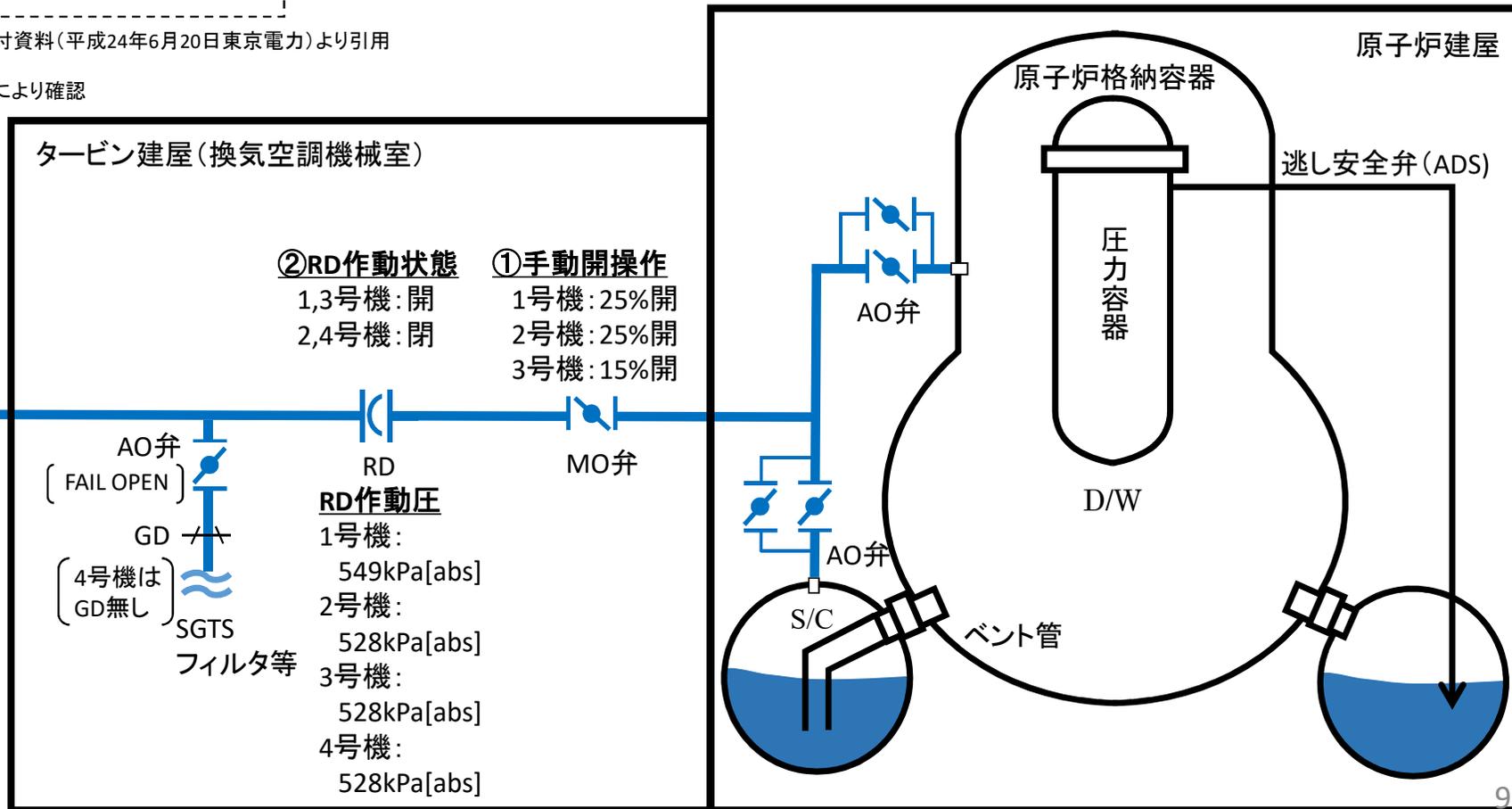
- ①手動開操作: 福島原子力事故調査報告書添付資料(平成24年6月20日東京電力)より引用
- ②RD作動状態: 現地調査等より推定
- ③排気筒の内部構造: 設計資料及び現地調査により確認

### ③排気筒の内部構造

- 1/2号機: 排気筒頂部までの排気配管無し
- 3/4号機: 排気筒頂部までの排気配管有り



**共用排気筒**  
排気筒を号機間で共用。  
1/2号機共用排気筒(1号機及び2号機)  
3/4号機共用排気筒(3号機及び4号機)  
耐圧強化ベントシステム(SGTS配管系)も各号機間で配管を一部共用。



タービン建屋(換気空調機械室)

### ②RD作動状態

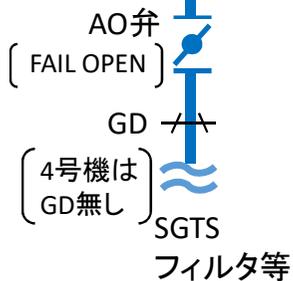
- 1,3号機: 開
- 2,4号機: 閉

### ①手動開操作

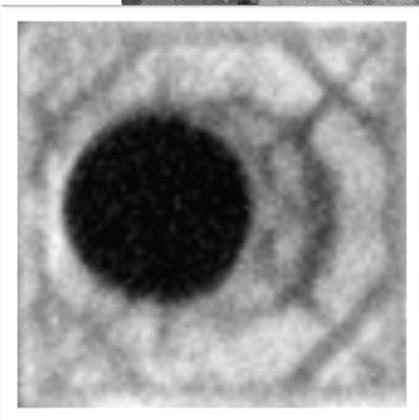
- 1号機: 25%開
- 2号機: 25%開
- 3号機: 15%開

### RD作動圧

- 1号機: 549kPa[abs]
- 2号機: 528kPa[abs]
- 3号機: 528kPa[abs]
- 4号機: 528kPa[abs]



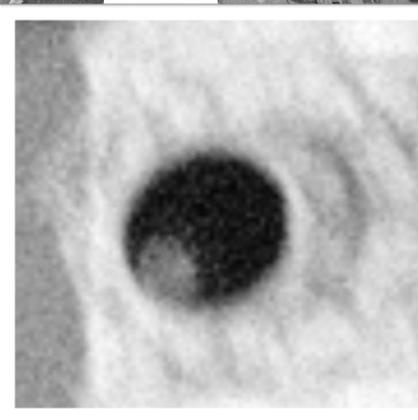
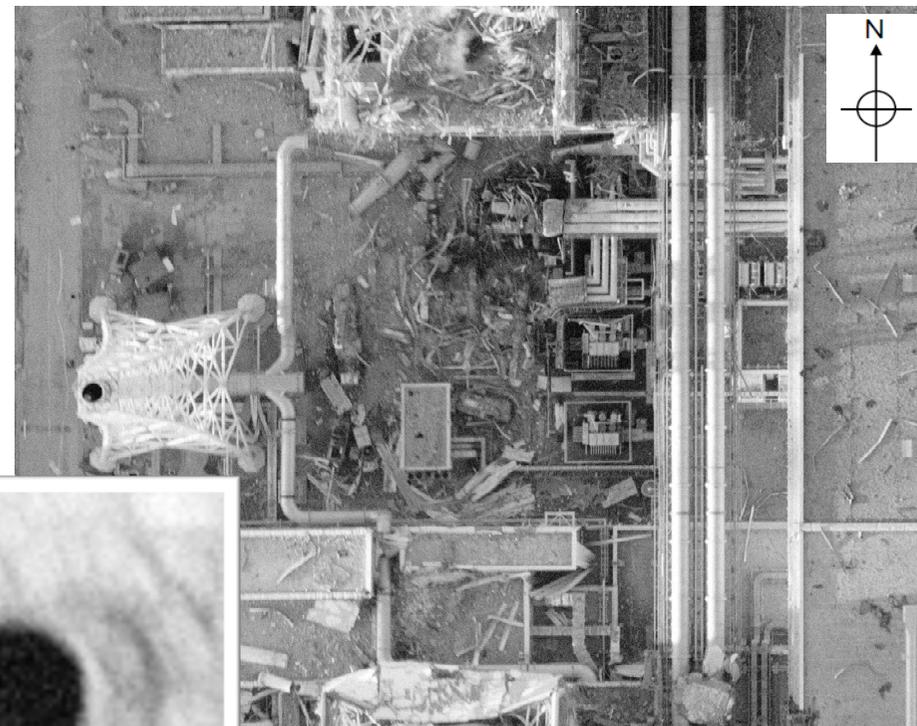
○共用排気筒(航空写真)



排気筒頂部  
(拡大)

2011/3/18 17:08 防衛省撮影(1, 2号機)

1/2号機



排気筒頂部  
(拡大)

2011/3/18 17:08 防衛省撮影(3, 4号機)

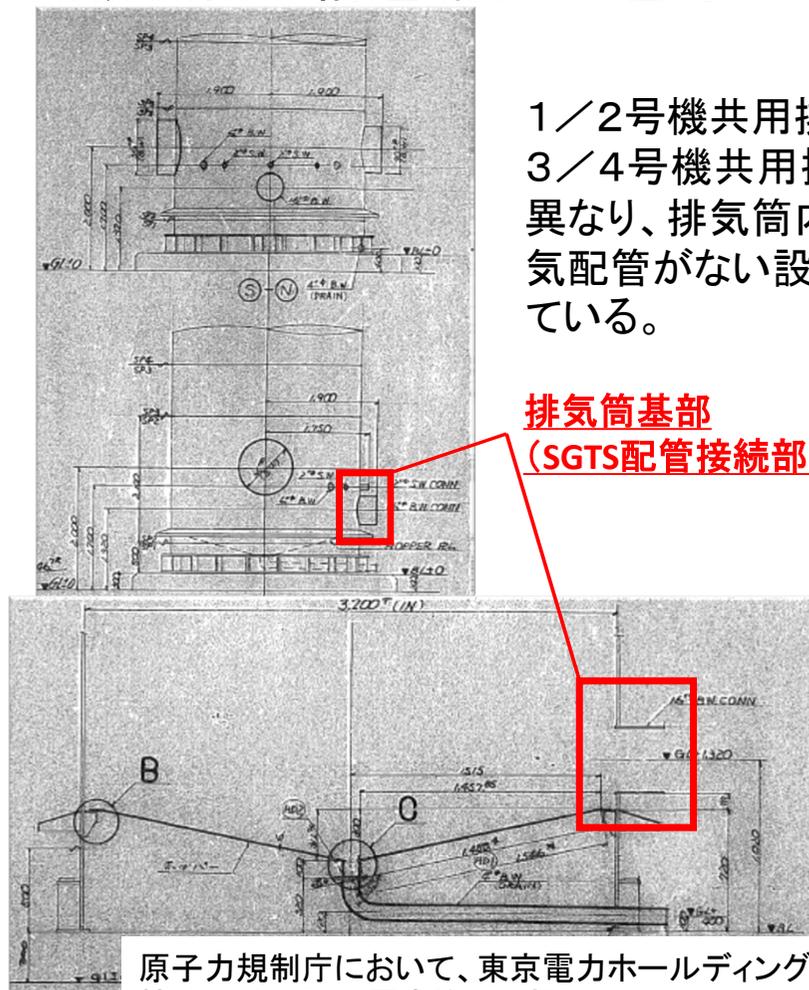
3/4号機

【参考】

○共用排気筒の構造(設計図書等)

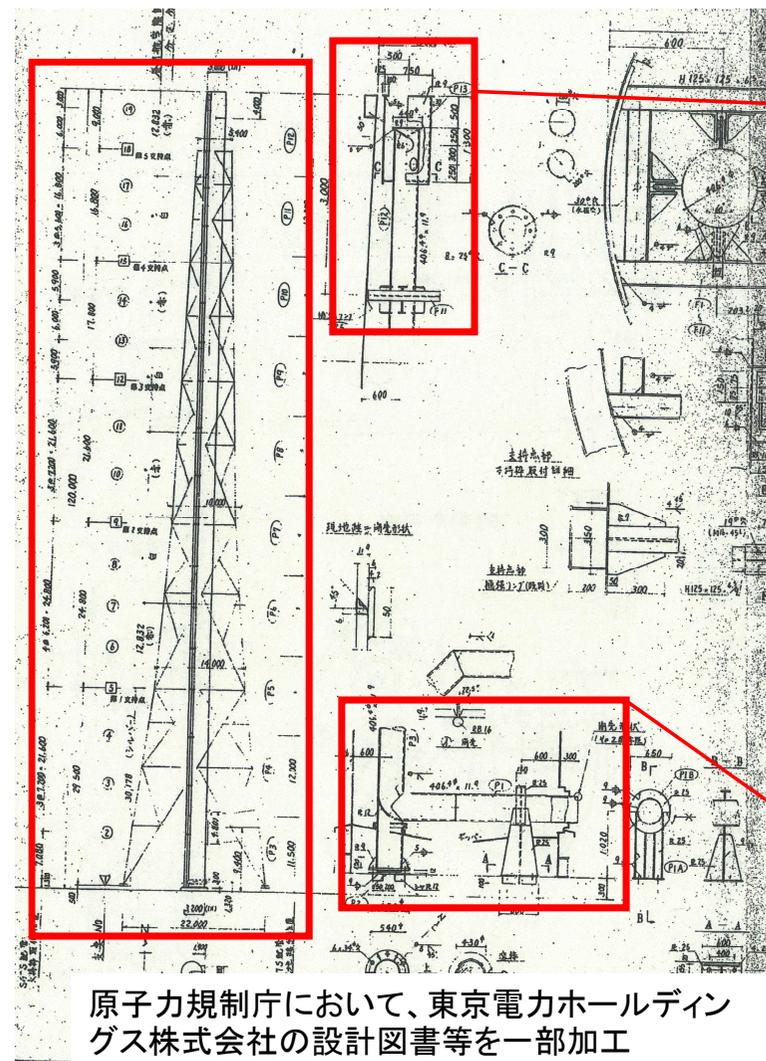
1/2号機共用排気筒は、  
3/4号機共用排気筒と  
異なり、排気筒内部に排  
気配管がない設計となっ  
ている。

排気筒基部  
(SGTS配管接続部)



原子力規制庁において、東京電力ホールディングス  
株式会社の設計図書等を一部加工

1/2号機



排気筒上部  
(SGTS配管)

排気筒基部  
(SGTS配管接  
続部)

原子力規制庁において、東京電力ホールディン  
グス株式会社の設計図書等を一部加工

3/4号機

## ○1/2号機共用排気筒内部の状況

排気筒内部調査について

TEPCO

### ○ 内部確認

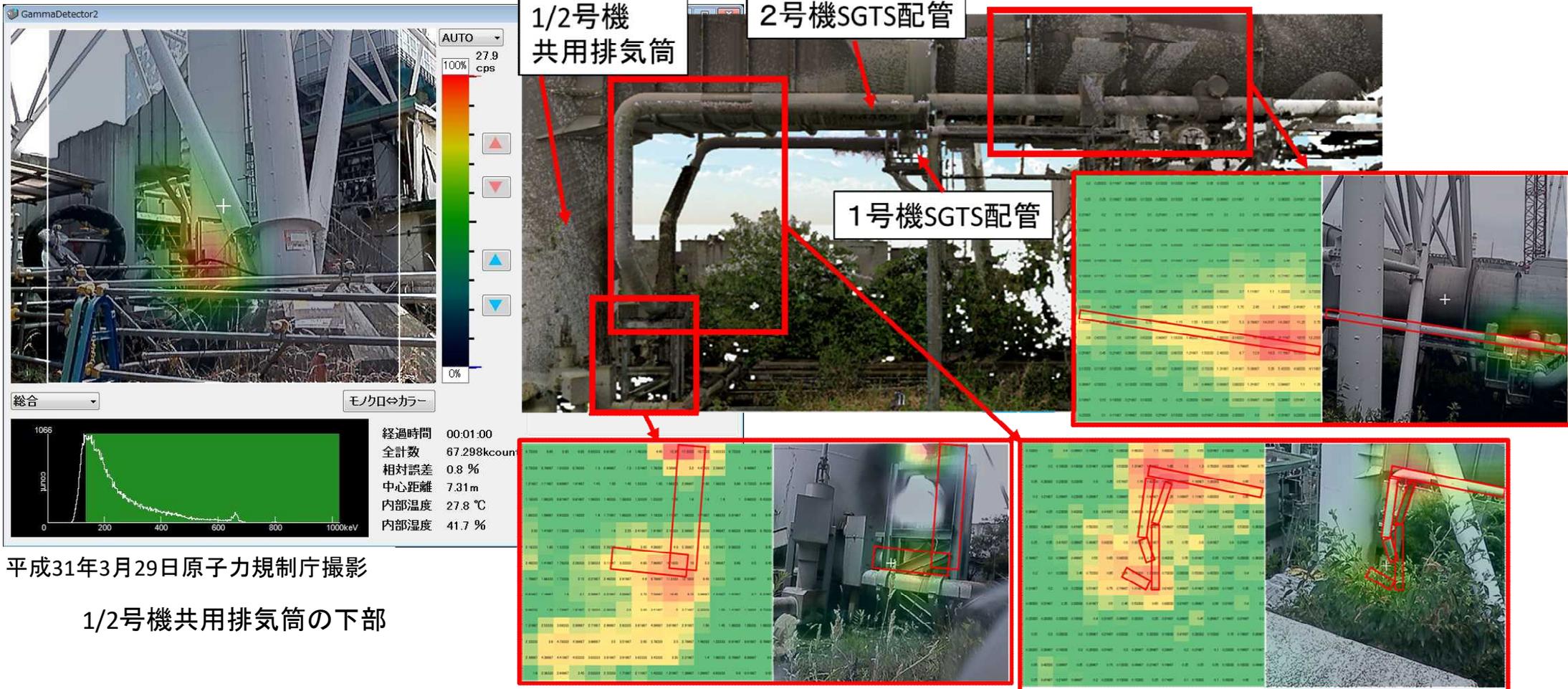
- ・ 排気筒底部にスラッジ等の堆積物および飛散防止剤が溜まっており、排気筒サンプドレン配管は確認できなかった。
- ・ SGTS配管からの水の流入は確認されなかった。今後、雨天時に再度内部確認を実施予定。



排気筒内部にSGTSの排気配管はない。

1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日東京電力HD株式会社)より抜粋

# ○1/2号機共用排気筒下部の汚染状況(ガンマカメラ)



平成31年3月29日原子力規制庁撮影

1/2号機共用排気筒の下部

1/2号機共用排気筒への接続部  
2020年7月9日原子力規制庁にてデータ取得

SGTS配管の合流部

# ○1/2号機共用排気筒下部の汚染状況(線量率測定)

## 5. 排気筒内部調査について

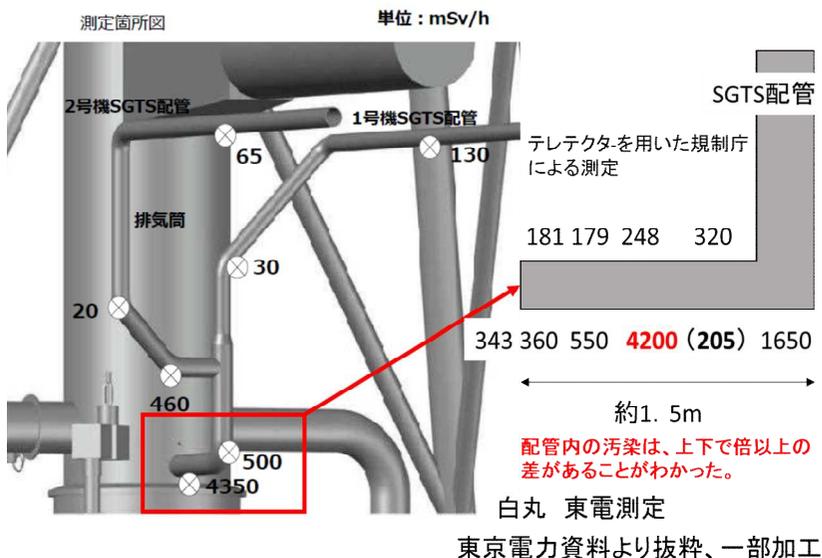
### (2) 線量測定結果

- 配管穿孔箇所より線量計を装着した操作ポールを排気筒内部へ挿入し線量測定を実施。前回未実施の⑤⑥を測定し、最大で820mSv/hを確認。

測定箇所	測定値 [mSv/h]	測定位置※1	
		排気筒底面から	排気筒内面から(A断面参照)
①	460	約0cm ※2	約-50cm
②	100	約55cm	約20cm
③	380	約10cm	約70cm
④	280	約25cm	約150cm
⑤	820	約50cm	約10cm
⑥	320	約25cm	約10cm

※1：測定位置は、映像を元に判断した距離  
※2：2号機オフガス系配管底面からの距離

線量計仕様	
品名	超高線量γプローブ(耐水型)(STHF-R)
線量率レンジ	1mSv/h~1000Sv/h



排気筒外部

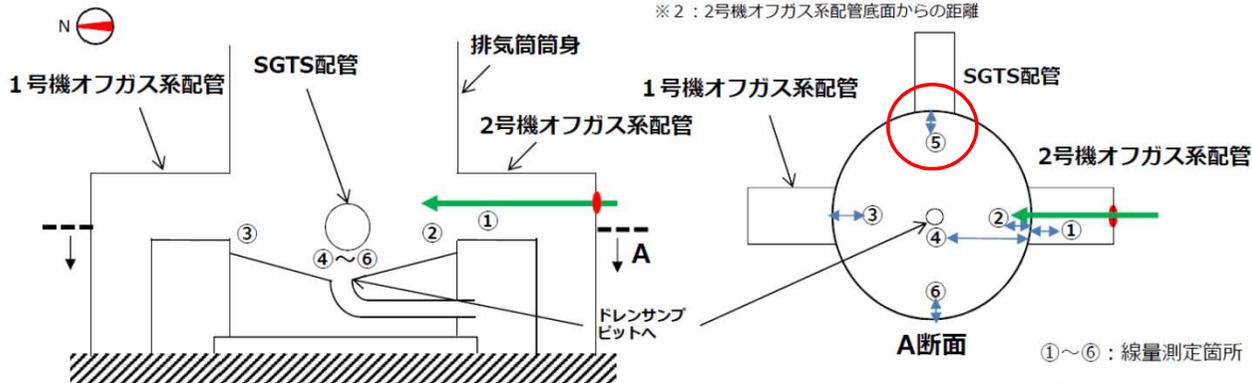


図1：1/2号機排気筒下部断面図

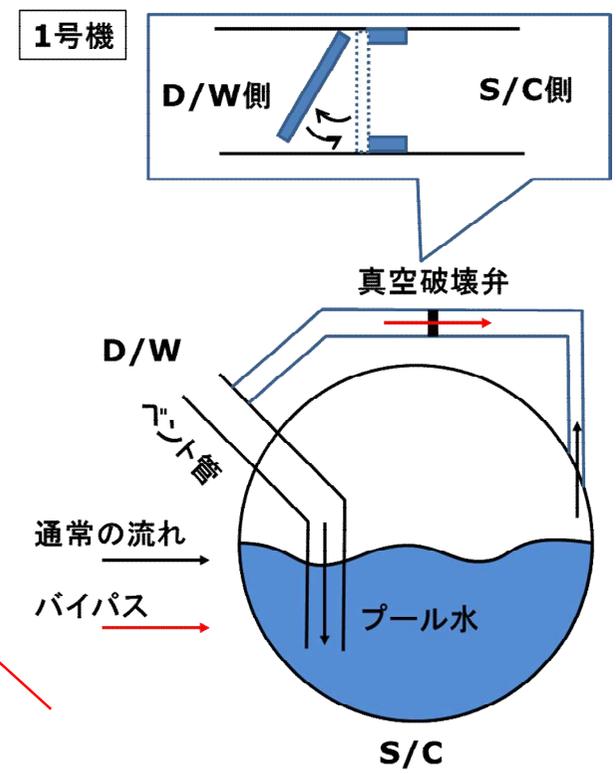
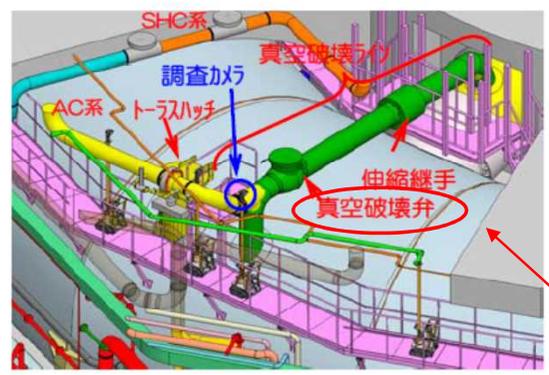
1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日東京電力HD株式会社)より抜粋

排気筒内部

# ○真空破壊弁の故障によるスクラビング・バイパス

## 【参考（先月既報分）】調査結果-2

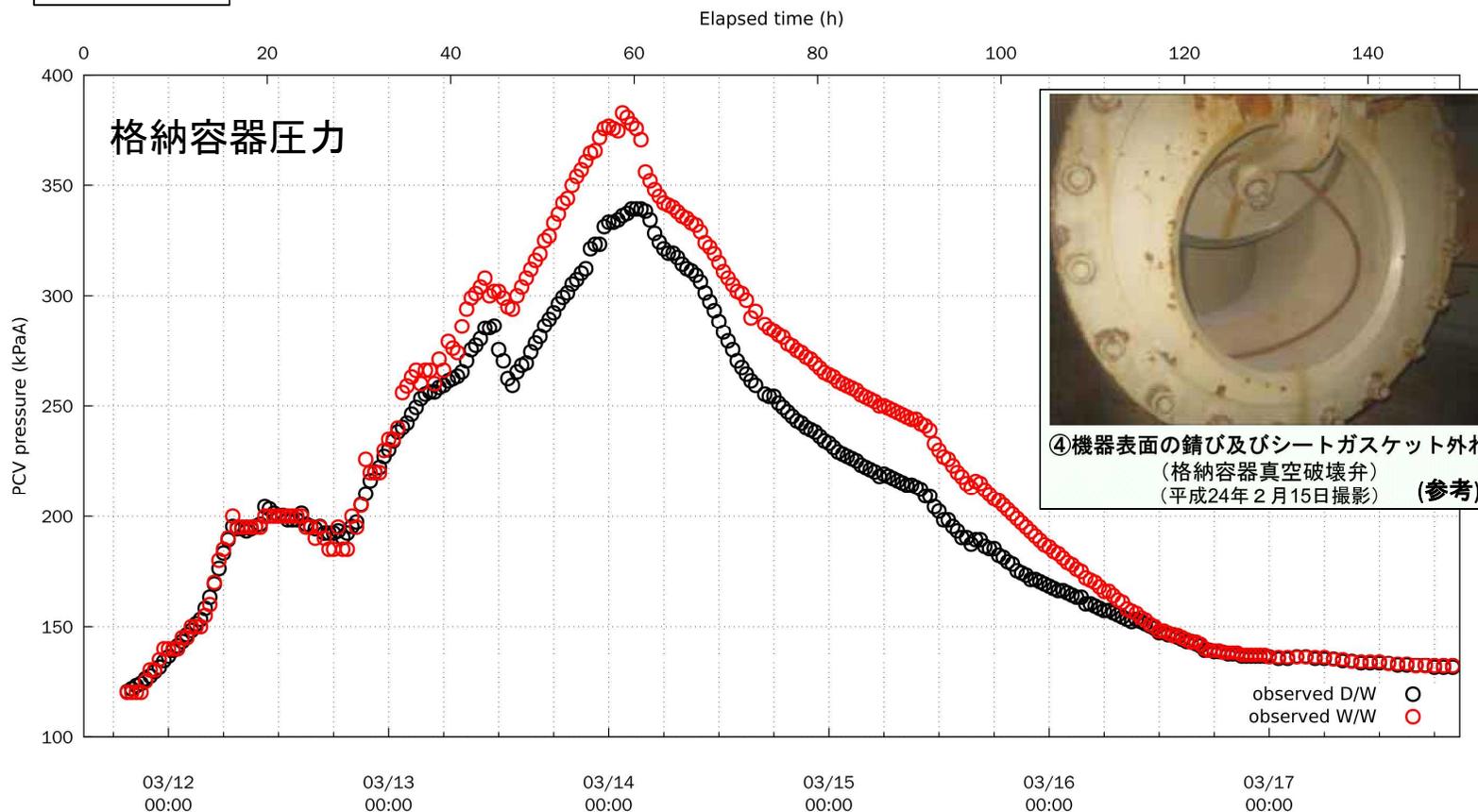
■S/C上部（X-5E近傍）の状況  
 ●真空破壊弁・トラスハッチ・SHC系配管・AC系配管に漏えいは確認されなかった。



1号機の真空破壊弁の模式図

# ○福島第二1号機で確認された真空破壊弁のシートガスケットの外れ

2F1号機



W/W圧力がD/W圧力よりも高い値で推移している。  
真空破壊弁が作動することでW/W圧力とD/W圧力は均圧化されるが、圧力差が解消されずに維持されている。  
真空破壊弁が開いた状態が長時間継続し、シートガスケットが外れた可能性がある。

(参考) 東京電力株式会社、福島第二原子力発電所 原子炉格納容器内の目視点検結果、平成24年3月2日、[http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts\\_120302\\_04-j.pdf#page=3](http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_120302_04-j.pdf#page=3)

# ○3号機水素爆発時の映像

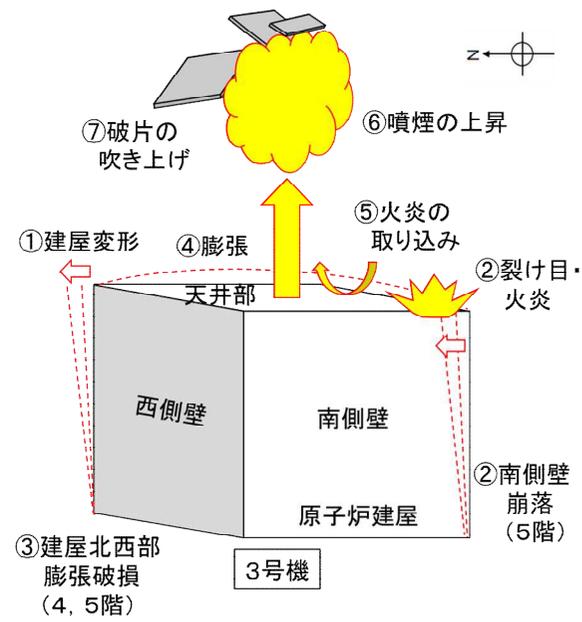


映像処理後 (60コマ/秒)  
0秒※

水素爆発(前駆爆発)による原子炉建屋の変形後、原子炉建屋南東部の屋根に発生した火炎(水素を含む可燃性ガスによるもの)

※映像処理前に火炎が最初に確認された時点を0秒としている。

水素以外の可燃性ガスの寄与の可能性



多段階事象説



映像処理後 (60コマ/秒)  
1秒

原子炉建屋中央天井部から火炎を取り込みつつ噴煙が上昇、破片を吹き上げ

本資料の画像は、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析のために、原子力規制委員会が株式会社福島中央テレビ及び日本テレビ放送網株式会社から提供を受けたものです。本資料に掲載の画像を引用などで使用される場合は、福島中央テレビ及び日本テレビの両社クレジットを必ず記載し、また、原子力規制委員会の資料からの引用であることを明記する必要があります。

## ○3号機原子炉建屋内の 損傷状況

原子炉建屋4階西側では、外壁は抜けているが、内部設備・鋼材の大規模な損傷は見られない

【3号機原子炉建屋 4階】



令和2年9月18日原子力規制庁撮影

※360度カメラの映像から抽出しているため、画像が湾曲している。

※360度カメラの外側に汚染防止のための透明カバーを付けているため、光が屈折している場合がある。

水素の爆燃に  
より生じた圧力

【3号機原子炉建屋 3階】

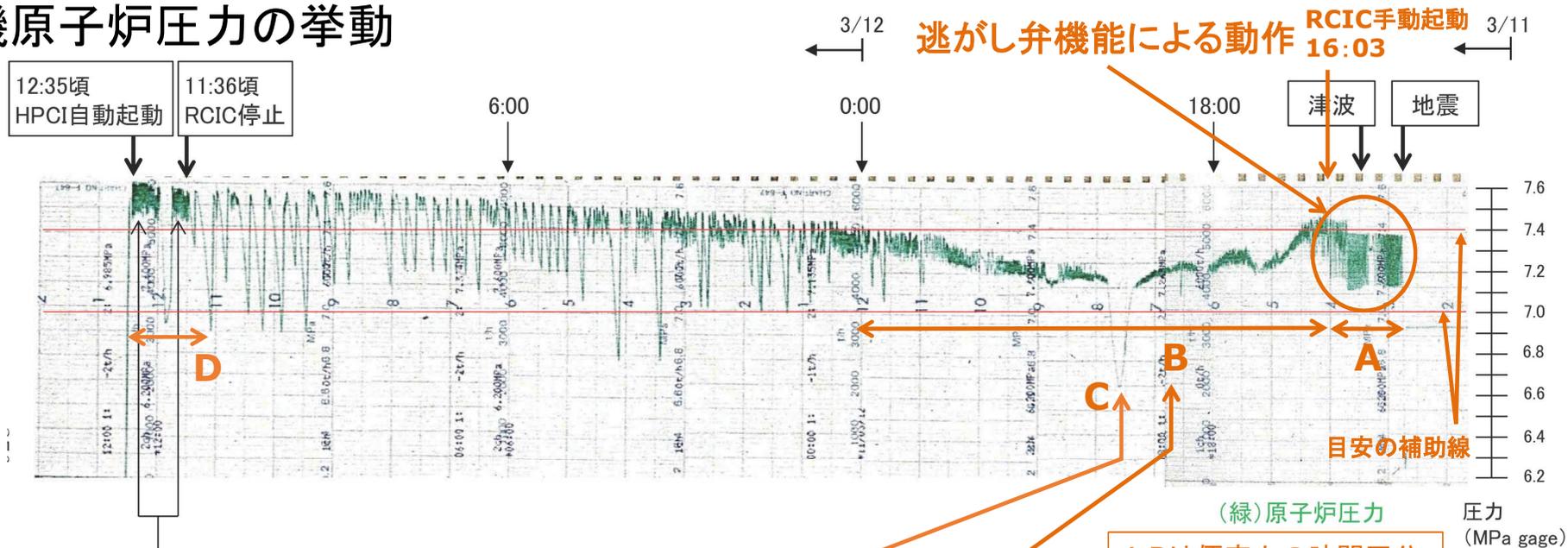


令和元年12月12日原子力規制庁撮影

令和元年12月12日原子力規制庁撮影 18

原子炉建屋3階西側で確認された小梁  
の損傷

# ○3号機原子炉圧力の挙動



SR弁の逃がし弁機能の復帰値に至る前に原子炉圧力が上昇

**SRV逃がし弁機能の開信号解除の不成立**  
原子炉圧力がSRV逃がし弁機能の開信号を解除する圧力(約7.0MPa)を下回っても逃がし弁が閉じていない。

**SRV逃がし弁機能が中途開閉状態**

政府事故調報告書より抜粋して加筆(オレンジ色)

表1 SRVの逃がし弁機能と安全弁機能の作動圧 単位: MPa[gage]

	A	B	C	D	E	F	G	H
逃がし弁機能	7.51	7.58	7.44	7.58	7.51	7.58	7.51	7.58
安全弁機能	7.71	7.78	7.64	7.71	7.64	7.78	7.71	7.78
ADS機能の有無	有	有	有	—	有	—	有	有

東電、未説明問題報告書(第5回)より抜粋

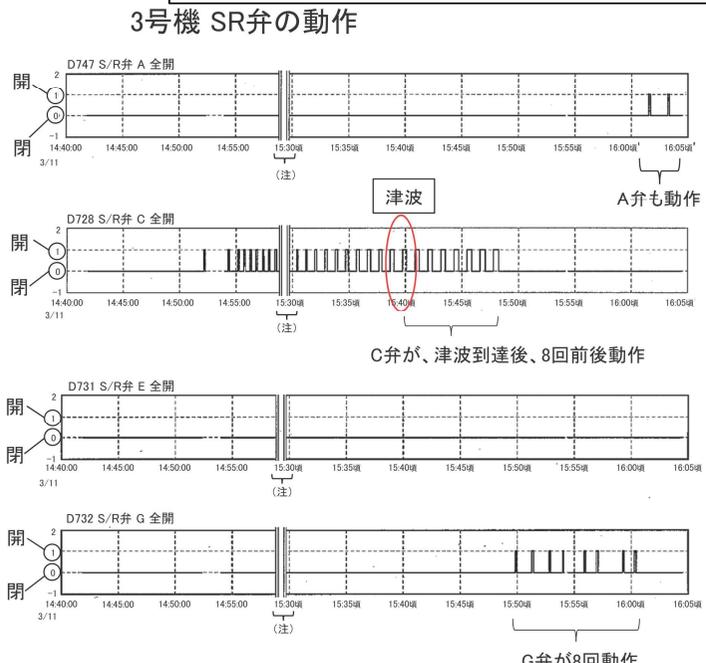
# ○3号機主蒸気逃がし安全弁(SRV)逃がし弁機能の作動[区間A]

全交流動力電源喪失(SBO)後は、アキュムレータの窒素を消費すると、逃がし弁機能は動作不能になったと考えられる

逃がし安全弁Cの開閉記録

開閉回数	3/11時刻	逃がし安全弁Cの開	開閉回数	3/11時刻	逃がし安全弁Cの開
1	14:51:50	オン	28	15:07:58	オン
	14:51:55	オフ		15:08:05	オフ
2	14:52:29	オン	29	15:08:39	オン
	14:52:35	オフ		15:08:46	オフ
3	14:53:03	オン	30	15:09:55	オン
	14:53:11	オフ		15:10:03	オフ
4	14:53:56	オン	31	15:11:09	オン
	14:54:04	オフ		15:11:16	オフ
5	14:54:48	オン	32	15:12:01	オン
	14:54:56	オフ		15:12:07	オフ
6	14:55:21	オン	33	15:13:32	オン
	14:55:29	オフ		15:13:39	オフ
7	14:55:53	オン	34	15:14:43	オン
	14:56:01	オフ		15:14:49	オフ
8	14:56:26	オン	35	15:15:54	オン
	14:56:34	オフ		15:16:00	オフ
9	14:57:00	オン	36	15:17:17	オン
	14:57:07	オフ		15:17:22	オフ
10	14:57:33	オン	37	15:19:01	オン
	14:57:41	オフ		15:19:06	オフ
11	14:58:06	オン	38	15:25:58	オン
	14:58:14	オフ		15:26:03	オフ
12	14:58:39	オン	39	15:27:19	オン
	14:58:47	オフ		15:27:24	オフ
13	14:59:13	オン	40	15:28:17	オン
	14:59:21	オフ		15:28:23	オフ
14	14:59:47	オン	41	15:30:02	オン
	14:59:55	オフ		15:30:09	オフ
15	15:00:21	オン	42	15:30:51	オン
	15:00:29	オフ		15:30:58	オフ
16	15:00:56	オン	43	15:31:39	オン
	15:01:04	オフ		15:31:50	オフ
17	15:01:30	オン	44	15:32:32	オン
	15:01:38	オフ		15:32:45	オフ
18	15:02:04	オン	45	15:33:27	オン
	15:02:12	オフ		15:33:40	オフ
19	15:02:39	オン	46	15:34:23	オン
	15:02:46	オフ		15:34:37	オフ
20	15:03:12	オン	47	15:35:21	オン
	15:03:20	オフ		15:35:36	オフ
21	15:03:46	オン	48	15:36:19	オン
	15:03:54	オフ		15:36:36	オフ
22	15:04:21	オン	49	15:37:20	オン
	15:04:29	オフ		15:37:36	オフ
23	15:04:56	オン	50	15:38:20	オン
	15:05:03	オフ		15:38:40	オフ
24	15:05:30	オン	51	15:39:26	オン
	15:05:38	オフ		15:39:46	オフ
25	15:06:06	オン	52	15:40:33	オン
	15:06:14	オフ		15:40:54	オフ
26	15:06:42	オン	53	15:41:39	オン
	15:06:50	オフ		15:42:02	オフ
27	15:07:19	オン	54	15:42:48	オン
	15:07:26	オフ		15:43:12	オフ

(3号機アラームタイパに基づく)



14:41:50～15:43:12、合計54回にわたりSR弁(G弁)の開閉が繰り返された(3号機アラームタイパに基づく)。  
14:59頃から約30分間の過渡現象記録装置データが欠落しているが、その前後のSR弁の開閉動作に関する記録は、アラームタイパ上の記録と整合する。  
なお、アラームタイパには、SR弁の開閉記録を含む接点Dデータが15:43:45までしかなく、15:50頃以降開閉動作を開始したG弁及びA弁の開閉に関する記録はない。

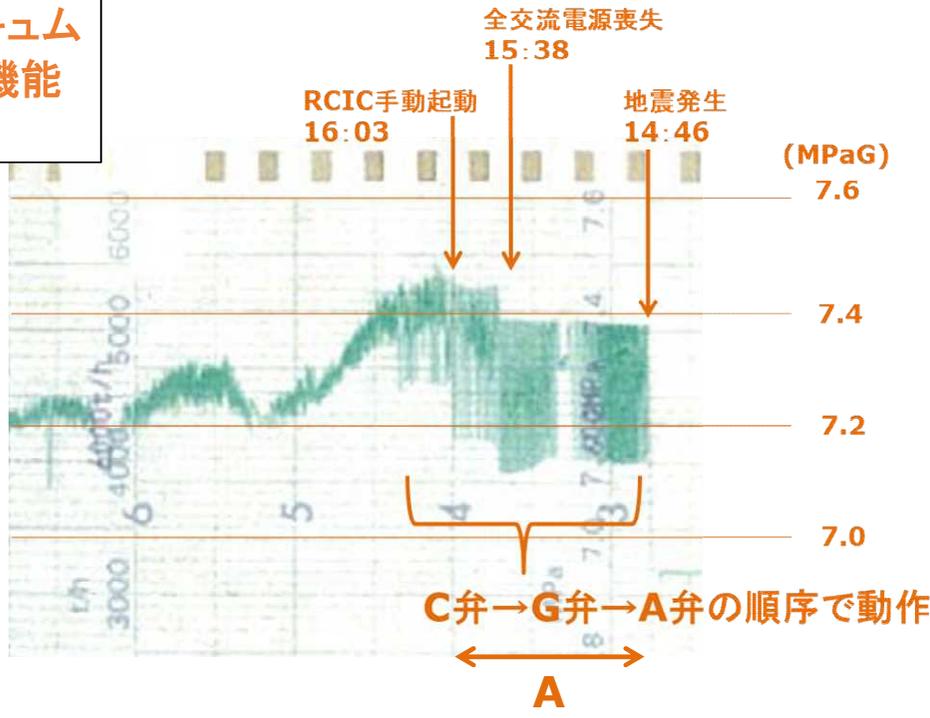
(※3号機の過渡現象記録装置データには、SR弁のA弁、C弁、E弁及びG弁の各弁の動作についてのみ記録されている。)

(注)東京電力は、3号機の過渡現象記録装置に記録されたデータにつき、他のチャート等の記録と照合した結果、平成23年3月11日14時59分頃から約30分間データが途切れていたとして、これ以降のデータの時刻を推定時刻としている。

C弁↓G弁↓A弁の順で動作

東京電力「過渡現象記録装置データ」(平成23年5月)を基に作成

資料Ⅱ-1-1-40



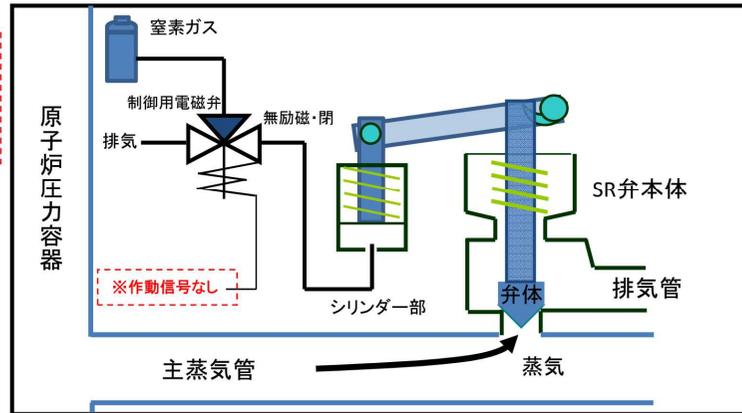
	A	B	C	D	E	F	G	H
逃がし弁機能	7.51	7.58	7.44	7.58	7.51	7.58	7.51	7.58
安全弁機能	7.71	7.78	7.64	7.71	7.64	7.78	7.71	7.78
ADS機能の有無	有	有	有	—	有	—	有	有

政府事故調報告書より抜粋して加筆(オレンジ色)

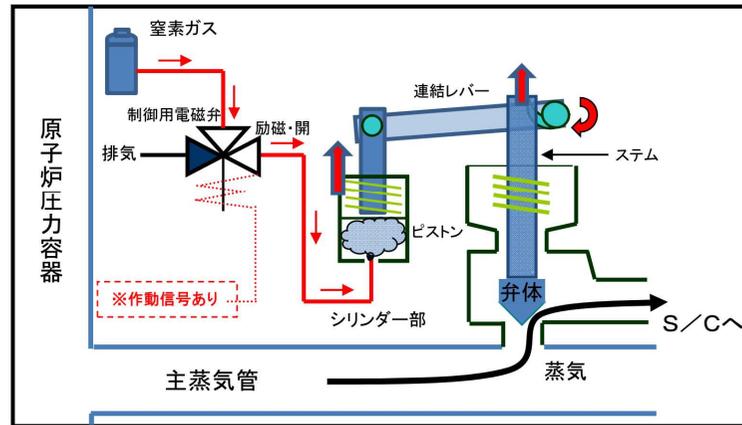
# OSRVの作動原理

## 逃がし弁機能

通常時



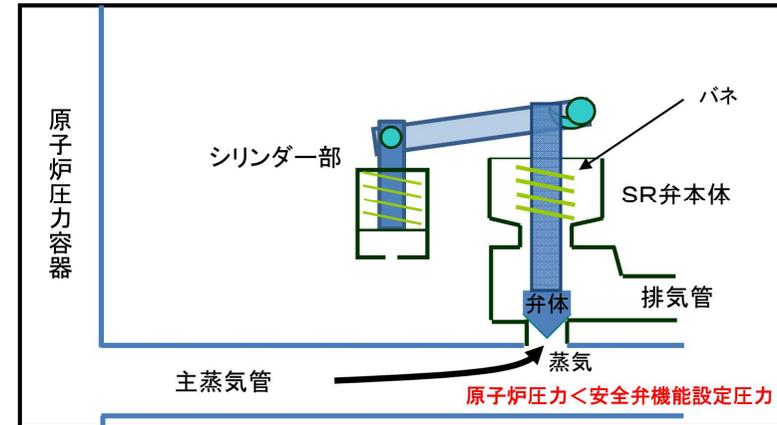
圧力異常上昇時／冷却材喪失事故時／遠隔手動操作時



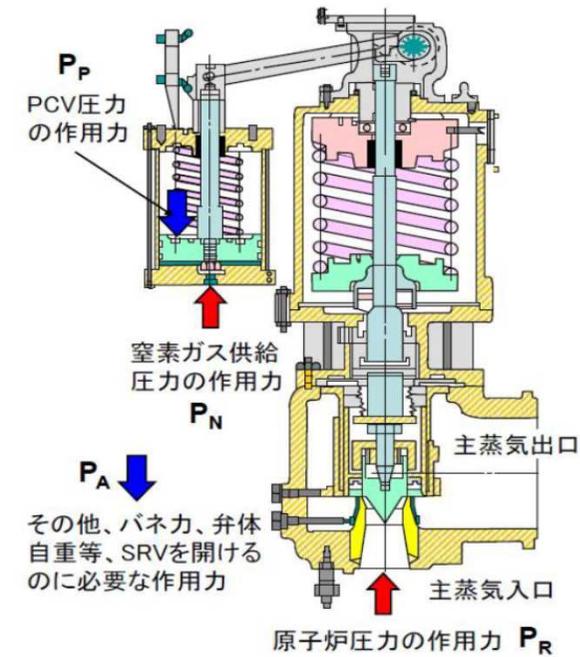
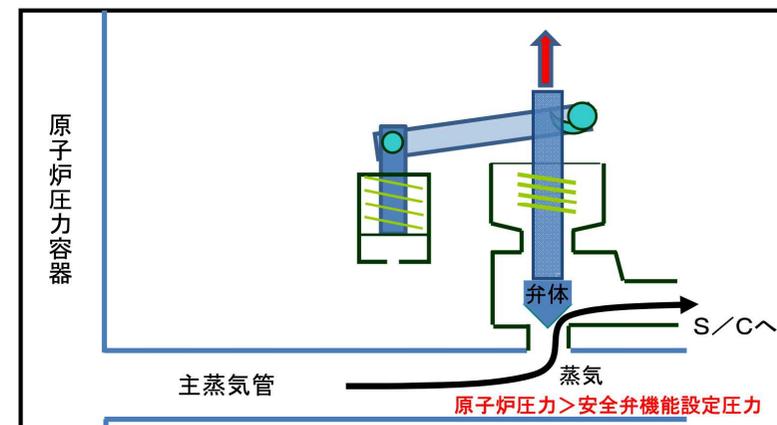
政府事故調報告書より抜粋

## 安全弁機能

通常時



圧力異常上昇時



SRVの構造

# ○主蒸気逃がし安全弁(SR弁)への窒素供給

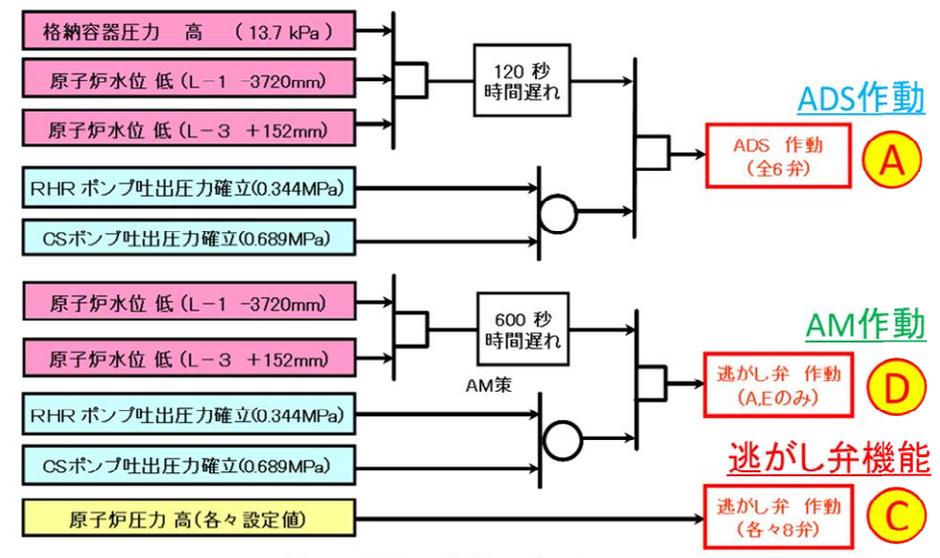
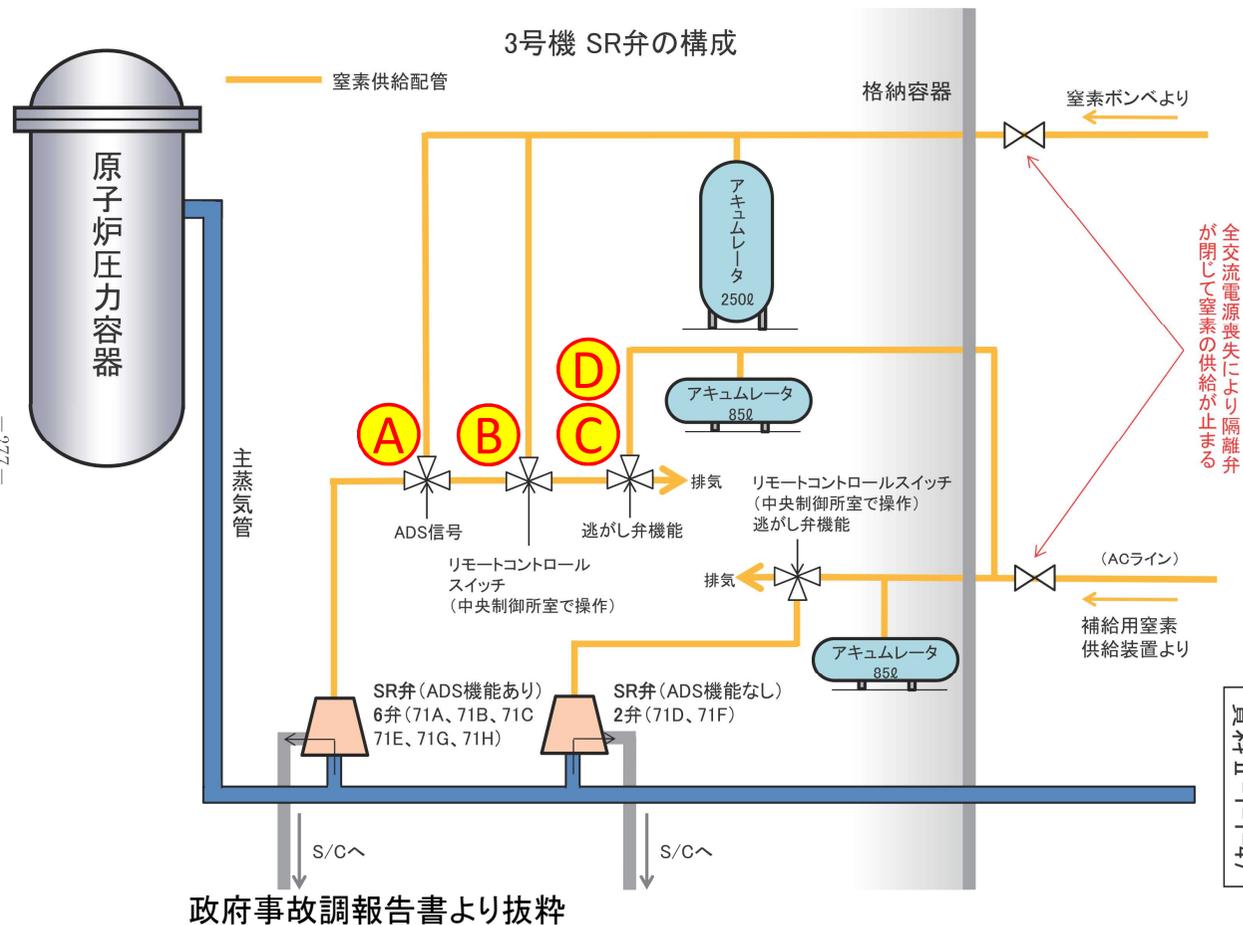


図6 SRVの作動ロジック

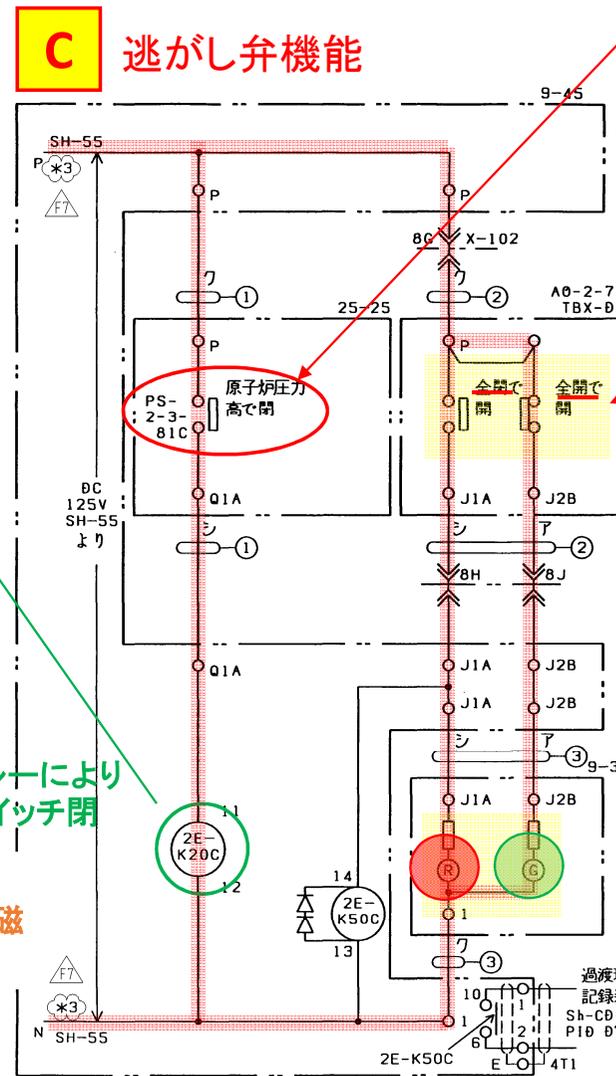
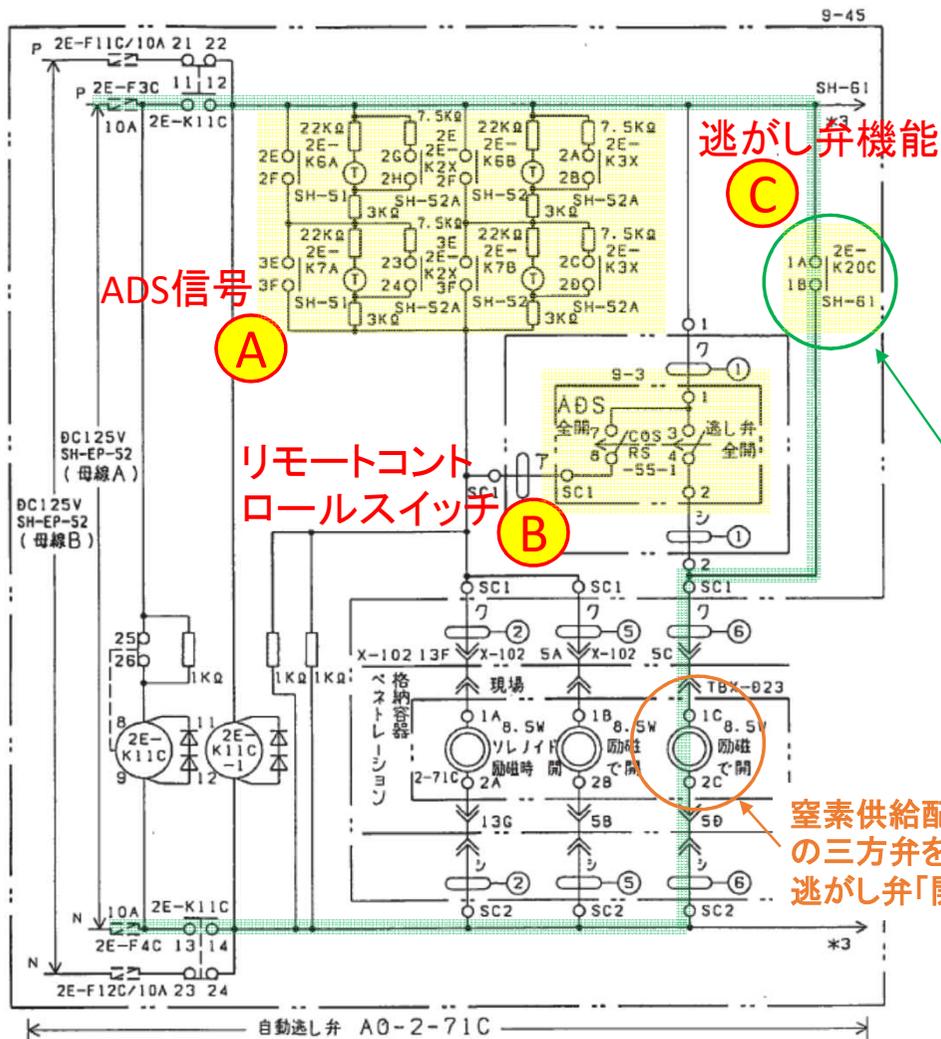
表1 SRVの逃がし弁機能と安全弁機能の作動圧 単位: MPa[gage]

	A	B	C	D	E	F	G	H
逃がし弁機能	7.51	7.58	7.44	7.58	7.51	7.58	7.51	7.58
安全弁機能	7.71	7.78	7.64	7.71	7.64	7.78	7.71	7.78
ADS機能の有無	有	有	有	—	有	—	有	有

東京電力、第5回未説明問題報告書より抜粋、一部加工

資料E-1-47

# ○3号機SRV(C)逃がし弁機能の設計



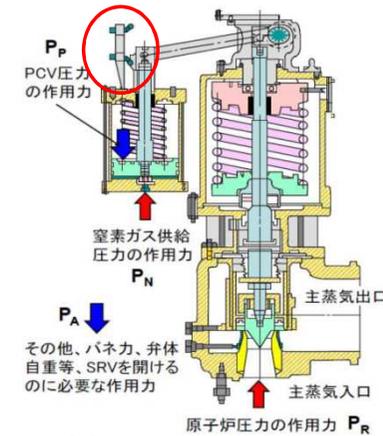
原子炉圧力が設定値に達するとスイッチが「閉」し、設定値以下でスイッチが「開」される

原子炉圧力 7.15MPa 以下開

PS-2-3-81C: H. 原子炉圧力 7.44MPa 以上閉

PS-2-3-81D: H. 原子炉圧力 7.58MPa 以上閉

リミットスイッチ  
「全開」/「全閉」



ランプ  
「点灯」/「消灯」

OSRV作動ランプ (Gランプ、Rランプ)

	全閉 (0%開)	~	全開 (100%開)
Gランプ (b接点)	点灯	点灯	消灯 (開動作)
Rランプ (a接点)	消灯	点灯 (開動作)	点灯 (開動作)

原子力規制庁において、東京電力HDの提示資料を抜粋、一部加工 23

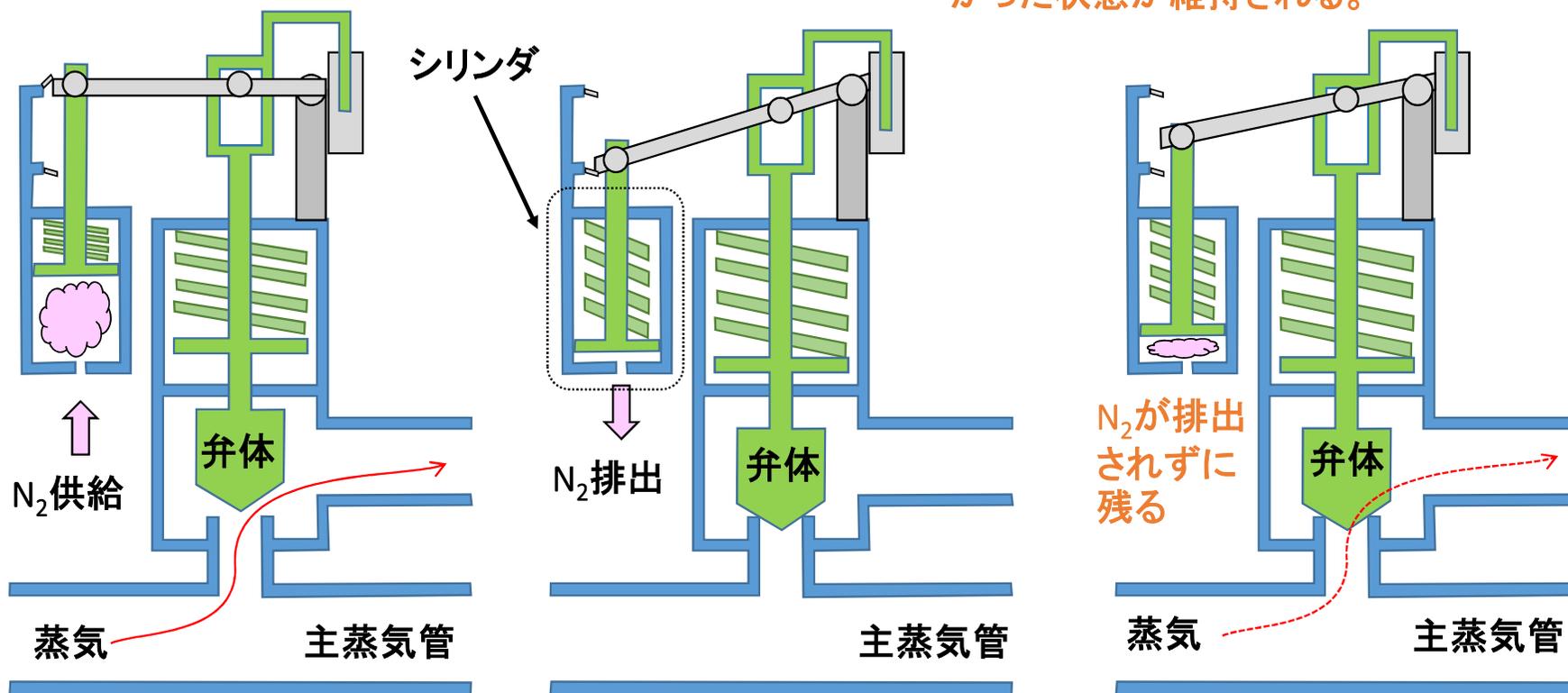
○3号機SRV逃がし弁機能の中途開閉状態[区間B]

開  
窒素ガスがシリンダに供給され、弁体が持ち上げられる

閉  
シリンダから窒素ガスが排出され、弁体がバネで押し付けられる

中途開閉状態

窒素ガスがシリンダに不十分に供給され、弁体を上方へ押し上げる力がかかる。その後、シリンダから窒素ガスが排出されないと、弁体を上方へ押し上げる力がなかった状態が維持される。

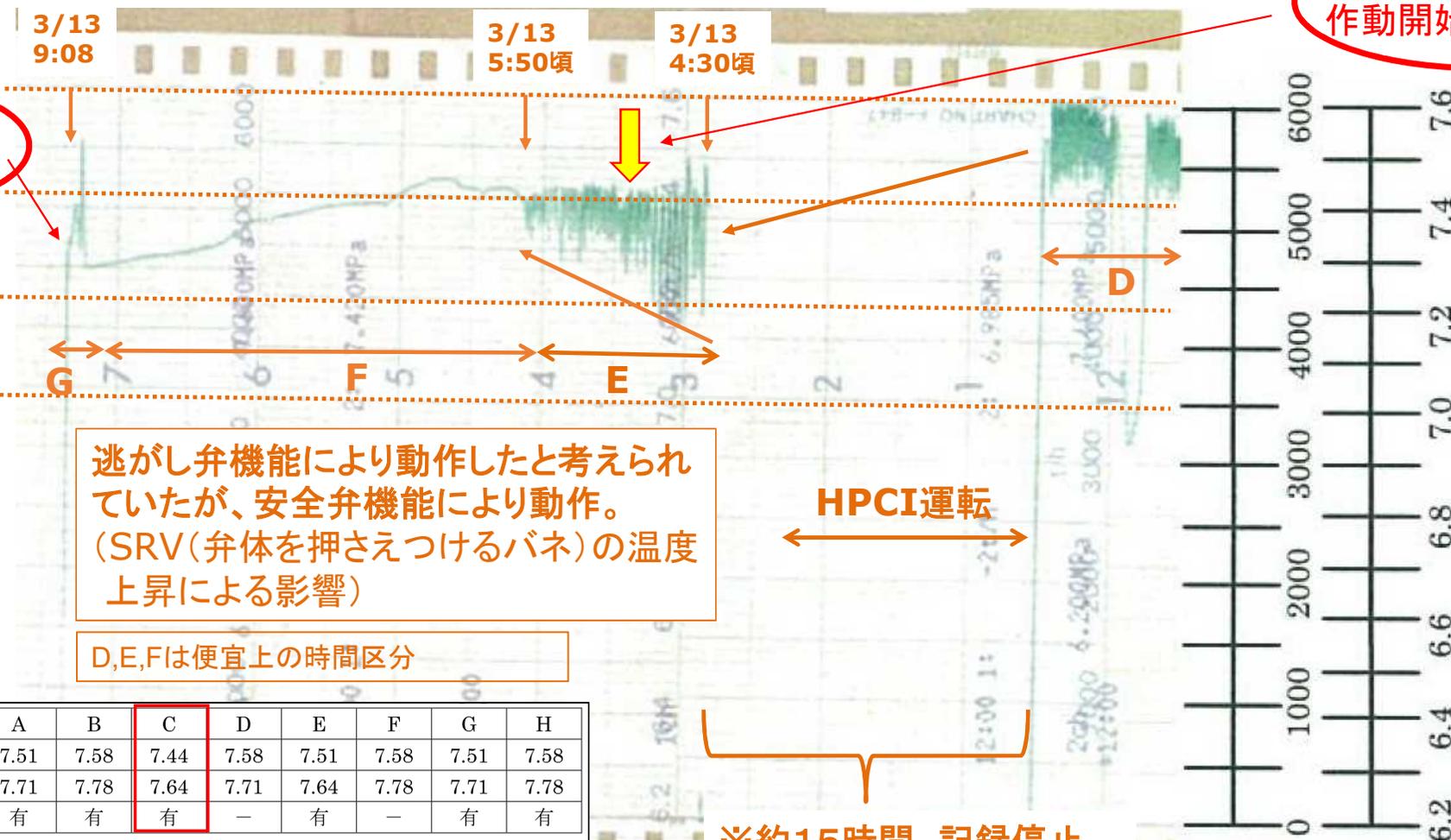


# ○3号機SRV安全弁機能の作動開始圧力の低下[区間E]

窒素の供給がないため、安全弁機能で動作 ← 逃がし弁機能

SRV安全弁機能の作動開始圧力の低下

自動減圧系 (ADS) の作動



逃がし弁機能により動作したと考えられていたが、安全弁機能により動作。  
(SRV(弁体を押さえつけるバネ)の温度上昇による影響)

D,E,Fは便宜上の時間区分

	A	B	C	D	E	F	G	H
逃がし弁機能	7.51	7.58	7.44	7.58	7.51	7.58	7.51	7.58
安全弁機能	7.71	7.78	7.64	7.71	7.64	7.78	7.71	7.78
ADS 機能の有無	有	有	有	-	有	-	有	有

HPCI運転

※約15時間 記録停止

# ○自動減圧系(ADS)の作動ロジック

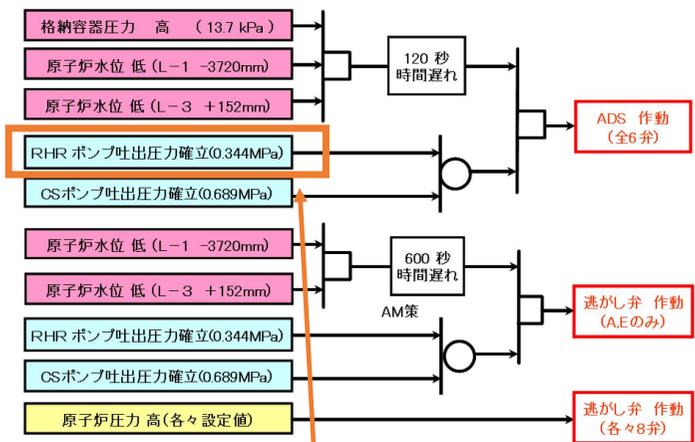


図6 SILVの作動ロジック

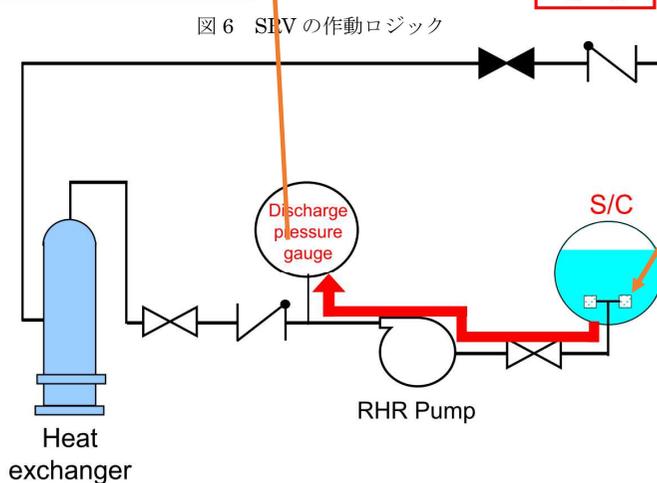


図9 RHRの系統構成

水蒸気がS/Cへ移行  
↓  
RPV圧力が低下  
↓  
PCV圧力が上昇

ロジックの成立  
・S/C圧力の上昇による  
低圧注水系ポンプ(RHR  
ポンプ)の背圧上昇を  
誤検知し、作動

自動減圧系(ADS)の動作を可能とする設計意図と異なる条件の成立



図7 原子炉圧力チャート(狭帯域)

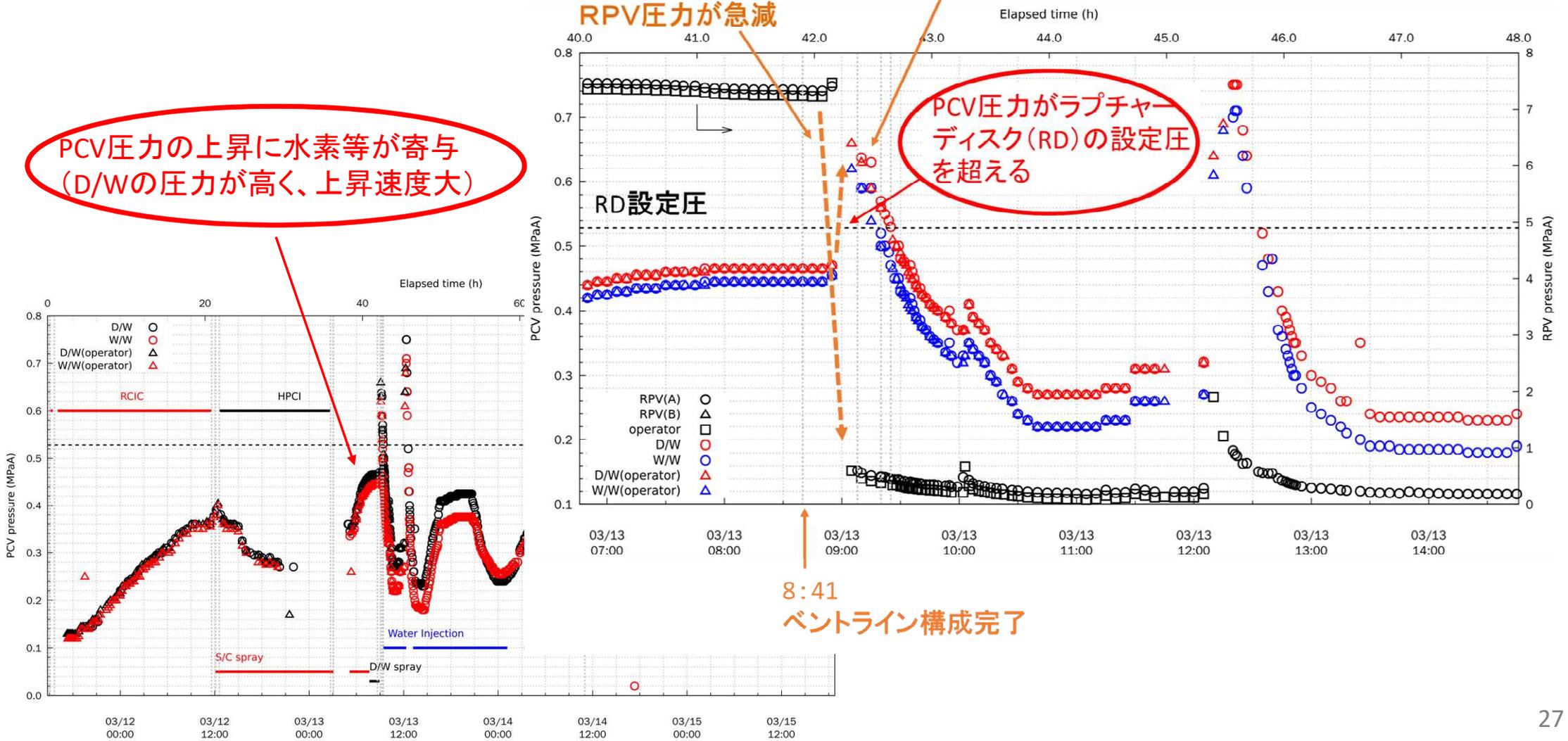
東京電力、第5回未説明問題報告書より抜粋して加筆(オレンジ色)

# ○自動減圧系(ADS)の作動によるラプチャーディスク(RD)の破損

PCV圧力の上昇に水素等が寄与  
(D/Wの圧力が高く、上昇速度大)

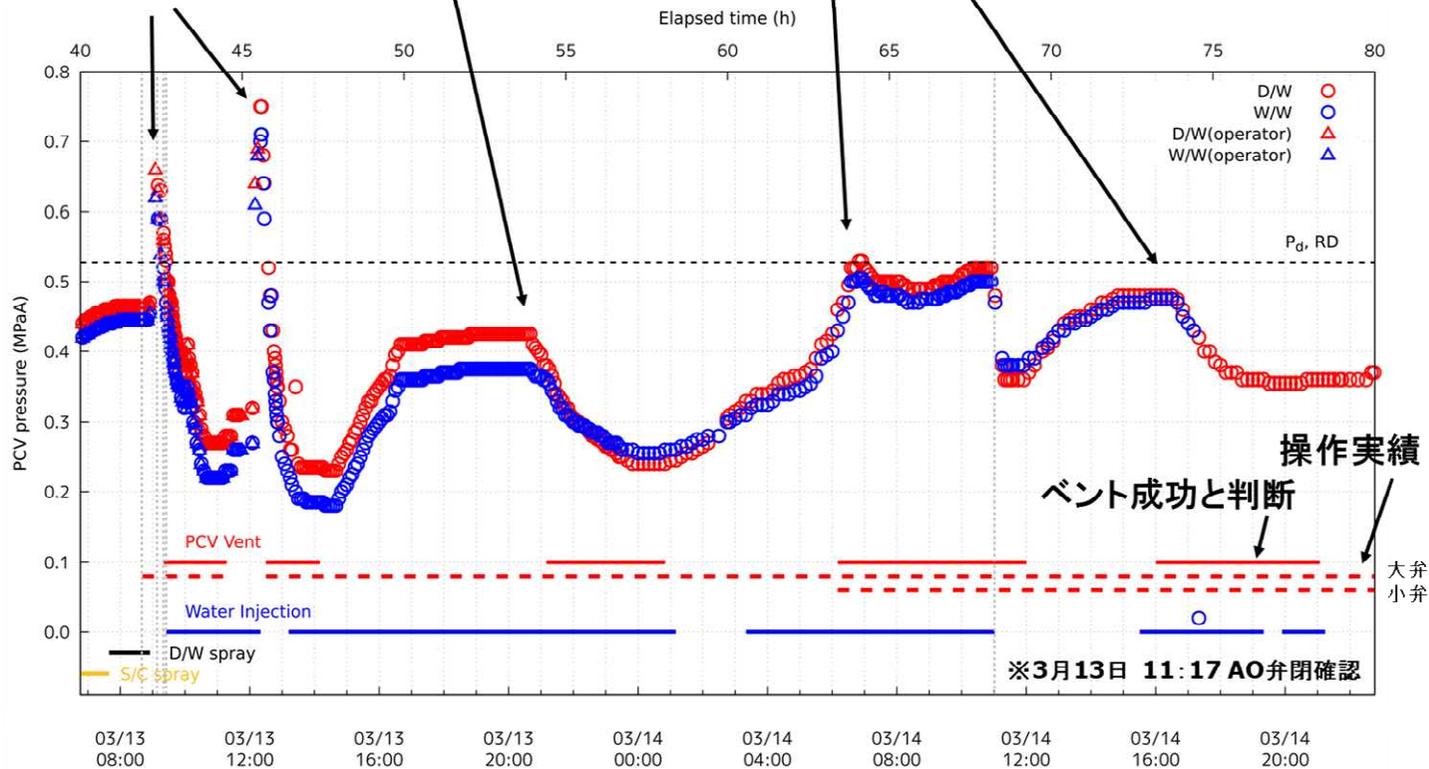
ADSの作動により  
RPV圧力が急減

ラプチャーディスクの破損により格納容器の減圧開始

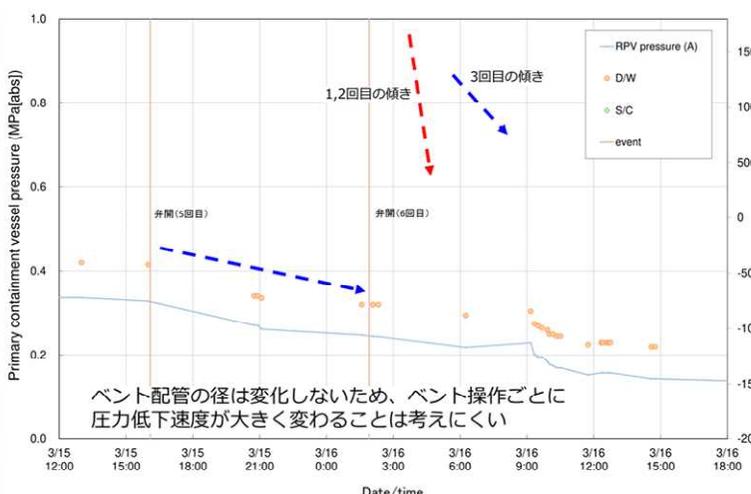
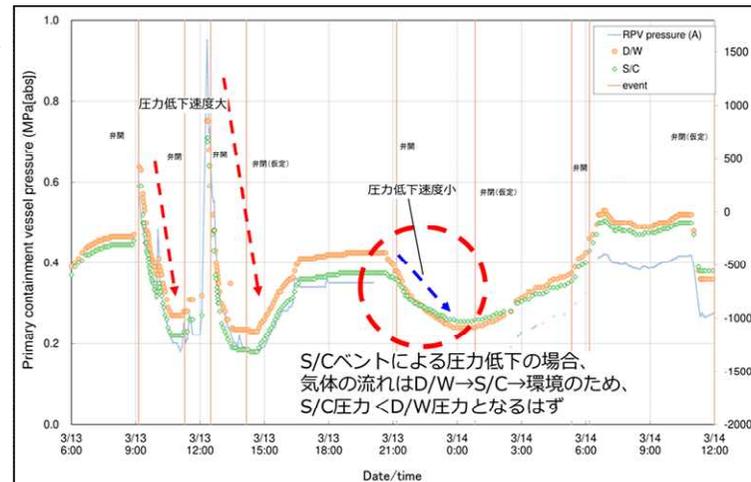


# 3号機のベント成功回数(2回)

事故後は、PCVベントによってPCV圧力が低下したと判断されていたが、成功したのは最初の2回のみである



3号機においてベントが成功したのは最初の2回のみとする東京電力の見解は合理的であり、妥当と判断。



福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未説明問題に関する検討 第5回進捗報告(2017年12月25日 東京電力ホールディングス株式会社)より引用

# ○4号機原子炉建屋内の水素滞留

	1号機	3号機	4号機
3/12	14:30頃 ベント① 14:50 D/W圧力 750kPa[abs]→580kPa[abs] 15:36 原子炉建屋で爆発		
3/13	1号機R/Bの爆発 ○水平(南北)方向に広がるように白色の爆発煙が上がる。 (政府事故調)	9:20頃 ベント① 9:24 D/W圧力 637kPa[abs]→540kPa[abs] 12:30頃 ベント② 13:00 D/W圧力 480kPa[abs]→300kPa[abs]	3号機のベントにより 4号機原子炉建屋内に水素流入
3/14		11:01 原子炉建屋で爆発	
3/15	3号機R/Bの爆発 ○白煙を上げて水平方向に広がる爆発煙と、黒煙を上げて垂直方向に広がる爆発煙が認められた。 (政府事故調) ○オレンジ色の閃光を放った次の瞬間、3号機R/Bが爆発した(国会事故調) 爆発後、最上階から水蒸気の白煙が激しく立ち上がるのが観察された(国会事故調)	6:12 原子炉建屋で爆発 9:38 3階北西付近で火災発生	
3/16		5:45 3階北西付近で火災発生	

4号機原子炉建屋内に約40時間水素が滞留し、爆発したことを示唆

原子炉建屋周辺での作業等

月日	時刻	3号機	4号機
3月13日	8:40~9:10	運転員は RHR 注入弁を手動にて開操作し、D/Wスプレイの弁を手動にて閉操作して原子炉代替注水ラインへ切り替えた。(ここまでは白いモヤに関する記述無し)	
	9:20	PCVベント(1回目)	
	9:28	この頃、原子炉建屋1階は、霧が充満したようにモヤモヤと白くなり、線量計の数値が上昇して来たため、現場から退避。 <sup>※1</sup>	
	12:30	PCVベント(2回目)	
3月14日	4:08		運転員は使用済燃料プール水温が84℃であることを確認した。 <sup>※1</sup>
	10:30頃		
	11:01	原子炉建屋爆発	

4号機原子炉建屋周辺では作業員による復旧作業が実施されている。

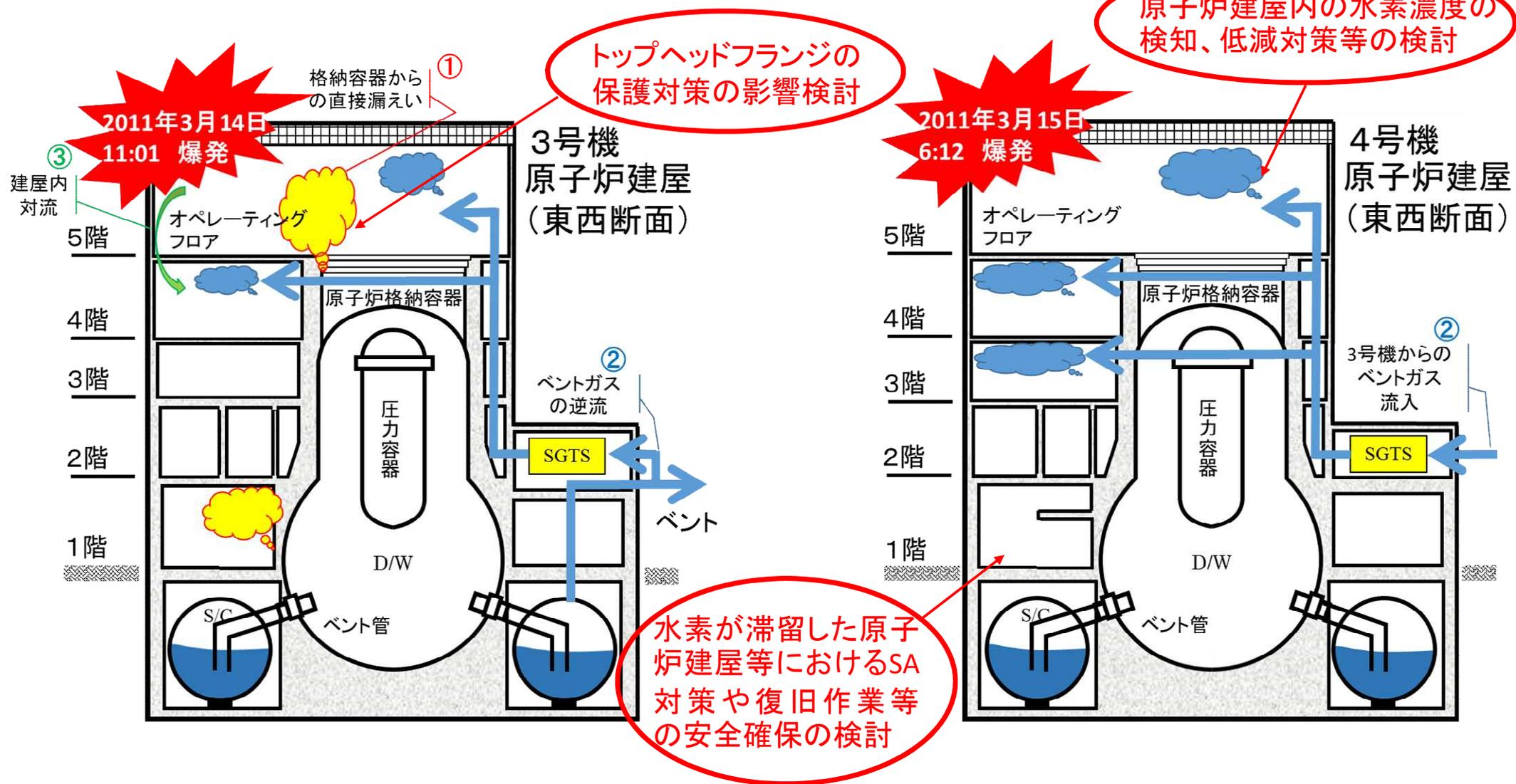
【ベント準備作業に関する記述】  
9時10分頃、(中略)具体的な時間は不明であるものの、遅くとも同日14時31分頃までの間に、3号機R/B1階南側で作業していた復旧班は、R/B内のいずれかから「シューツ」という音を聞き、周囲がそれまでよりも濃いモヤで包まれたため、慌ててR/B外に退避した。<sup>※2</sup>

線量(APD警報)に関する記載なし

3月14日に発電所対策本部復旧班が4号機使用済燃料プールを確認するため原子炉建屋最上階にあるオペレーティングフロアへ向かったが、原子炉建屋内の線量が高い状態にあり、オペレーティングフロアへたどり着くことができなかった。  
原子炉建屋入域後、10~15秒で4mSvのアラーム(APD)が鳴り退避。その後、再入域しようとして原子炉建屋への扉を開けたところ、手持ち線量計の最大レンジ(1000 mSv)を振り切ったため入域を断念。<sup>※1</sup>

※1 東京電力株式会社、福島原子力事故調査報告書、平成24年6月20日  
※2 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会、最終報告、平成24年7月23日

# ○原子炉建屋内における水素滞留



スクリーニングと要対応技術情報の状況について(案)  
 (国内外原子力施設の事故・トラブル情報)

2021-04-14

技術基盤課

1次スクリーニング対象案件	合計: 50	(新規: 43	更新: 4	速報: 3)
---------------	--------	---------	-------	--------

1次スクリーニング結果(案)	2次スクリーニングへ: 0	スクリーニングアウト: 47	暫定評価: 3
----------------	---------------	----------------	---------

2次スクリーニング対象案件	合計: 3	(新規・情報更新: 0	スクリーニング中: 3)
---------------	-------	-------------	--------------

2次スクリーニング結果(案)	要対応技術検討へ: 0	スクリーニングアウト: 0
----------------	-------------	---------------

更なる調査が必要な案件: 0	(新規: 0	調査中: 0)
----------------	--------	---------

<要対応技術検討>	合計: 2	(新規: 0	準備中: 2)	規制に取り入れる必要がない案件: 0
-----------	-------	--------	---------	--------------------

2次スクリーニングの検討状況(案)

令和3年4月14日

技術基盤課

(2次スクリーニング新規・情報更新案件、継続案件)

NO.	番号	件名	事象の概要と国内状況
1	IN2018-10 IRS8732 IRS8732R1 IRS8837	海外原子力発電所における サーマルスリーブのフランジ 摩耗による制御棒固着	<p>本 IN は、仏国 PWR で発見された制御棒駆動機構(CRDM)のサーマルスリーブ・フランジ部が摩耗により完全に分離し、その残片が制御棒動作を妨げた事例(IRS8732))を受け、類似設計の CRDM を有するウェスティングハウス社製の PWR に対する影響評価を報告するものである。仏国運転経験に基づき CRDM のサーマルスリーブの摩耗速度を仮定しても、限界に達するまで 25 実効全出力運転年(EFPY)以上掛かると評価している。</p> <p>ほとんどの国内 PWR では上蓋交換を実施しており、国内最長の EFPY でも約 14 年と短い。また、その PWR では CRDM サーマルスリーブは降下していないことが目視確認されている。国内事業者は、国内実測値から、サーマルスリーブ摩耗速度を算出し、米国プラントの評価値と同等以下であることを確認した。CFD 評価により、上蓋バイパス流が多い低温プラントの方が、高温プラントより頂部プレナム内の流動が中央部 CRDM のサーマルスリーブに与える影響が大きいことが示された。</p> <p>仏国でも、サーマルスリーブの摩耗に関する調査検討が続けられており、国内事業者も継続検討していることから、本件は二次スクリーニングに移行して、情報収集・分析を継続する。仏国では、サーマルスリーブが摩耗するメカニズムの研究が開始され、2020 年下期を目途に第一ステップの結果が得られる予定である。米国から異なるモードによるサーマルスリーブ破損の報告があった(IRS8837)。頂部プレナム内の流動が影響していると考えられるが、原因は未特定である。この情報も合わせて、2 次スクリーニング調査分析を続ける。</p>
2	IRS8832 (LER483/201 9-003)	安全障壁の劣化による原子 炉停止と自動システム起動	<p>本件は、BWR プラントの原子炉水位計の基準側配管で使用されている 1 インチ冷やしばめ継手が完全破断した事例である。ドライウェル圧力上昇等により手動原子炉スクラムしたが、原子炉保有水レベルは問題にならなかった。しかし、スクラム後に格納容器隔離系や原子炉保護系が作動した。継手破断原因は、水素脆化。継手採用時(1980 年代)は、当該継手が水素脆化感受性が高いことは知られていなかった。また、当該継手の水素脆化情報が告知されていたが(IN91-87)、事業者は使用環境条件(PWR 条件)が当該プラント(BWR)とは異なることから対応不要と判断したとされる。さらに、漏えい量のトレンドには前兆事象は確認されていないことから、事前に防ぐことは困難だったとされている。</p> <p>国内原子力発電所で比較的高い濃度の水素を含む高温蒸気にさらされる配管系に、水素脆化の感受性が高い材料が用いられていないことを確認するため、二次スクリーニングに移行する。</p>

3	<u>IRS8949</u> <u>Part 21 2014-</u> <u>76-00</u> <u>Part 21 2014-</u> <u>76-01</u> <u>Part 21 2014-</u> <u>76-02</u>	<u>配管サポート塗装の逸脱</u>	<u>本件は、建設中の AP1000 の格納容器内に設置される非安全系配管サポートに適用された塗装が不適合塗装であり、長期冷却時に安全ハザードをもたらす可能性があることを報告するもの (Part 21 報告) である。是正しないと、長期冷却時に剥がれ落ちた塗装材が粒子として流れ、サンプルストレナの機能を阻害する可能性がある。国内原子力発電所の格納容器内機器の塗装材の扱い等を調査するため、二次スクリーニングへ移行する。</u>
---	--	--------------------	--

令和 3 年 4 月 14 日

技術基盤課

規制対応する準備を進めている情報（要対応技術情報）リスト(案)

番号	件名	事象の概要	対応状況	目標終了時期	規制庁担当課
Y2015-12-01	回路の故障が2次火災又は設備の損傷を誘発させる可能性	NRCは、回路の故障が2次火災事象又は設備の損傷を誘発させる可能性に関連した最近の運転経験を周知した。NRCは、回路の隔離不足に起因する2次火災または設備への熱的損傷を誘発させる問題を取上げている。更に、産業界の運転経験に関する追加レビューに基づき、認可取得者は各自の既存の決定論的火災防護プログラムの要件とDC電流計回路を含む解析要件に関して、未解析の状態が存在する可能性を周知している。	<p>・火災影響による炉停止機能及び崩壊熱除去機能の喪失の影響緩和対策としての系統分離対策に加え機能喪失の起因となる回路故障の影響を更に高度なレベルで確認するために必要となる回路解析について、将来的な火災影響評価ガイドへの反映可否を含めて検討を行う。</p> <p>・平成 28 年度～令和元年度は米国の回路解析に関する調査を以下のとおり実施した。令和 2 年度は、その結果に基づき、NRA 技術ノート「米国における火災時安全停止回路解析の調査(案)」を作成した。同技術ノートは庁内手続後、HP 上で5月中を目処に公表予定である。</p> <p>(1) 平成 28 年度                      事業者が火災後安全停止に関する回路解析について NRC に提出して審査を受け、承認される火災防護計画書の内容、火災時安全停止機能の検査の項目、ポイント、実施内容、民間指針(NEI 00-01)の改訂、電動弁等の多重誤作動問題(MSO)の実情、NRC と米国産業界が共催している火災防護フォーラムにおける回路解析関連発表等の調査を行いそれらの内容を把握した。</p> <p>(2)平成 29 年度                      ・MSO の具体的シナリオ特定の手法(機器の運転に必要な回路に加え誤作動を引き起こす可能性のある回路の特定)、回路解析実務担当者である火災防護エンジニアの資格要件(米国火災防護学会会員資格、PE 認定証等)・研修制度(NRC/EPRI 共同研修)等火災防護検査官として必要とされる要件及び NEI00-01 付録 G、H の MSO に関する改定内容を調査した。</p> <p>(3)平成 30 年度                      回路解析の実務に係る情報整理として、対象となる火災起因の故障モード、使用ケーブルの素材等による短絡・地絡・ホット・ショートに係等の故障モードの分類、回路解析の実施事例の調査を行った。</p> <p>(4)令和元年度                      NRC の 3 年毎に実施される火災防護検査の電気関係に関する調査、火災防護検査員を対象とした研修(回路解析関係)内容及び研修資料の調査等により、我が国において検査員が回路解析に係る検査を実施するための手引き作成に資する情報を整理した。</p>	未定	技術基盤グループ及び技術基盤課

番号	件名	事象の概要	対応状況	目標終了時期	規制庁担当課
Y2016-20-01	NRA技術報告「原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析」の発行	<p>2011年3月の東北地方太平洋沖地震により東北電力株式会社女川原子力発電所1号機(以下「女川1号機」という。)の高圧電源盤(6900V)において、高エネルギーアーク損傷(HEAF: High Energy Arcing Fault。以下「HEAF」という。)が発生し、同電源盤に連結された他の電源盤に損傷が広がり、また、その後に火災が発生し、原子力発電所の安全機能に影響を与えた。このHEAF事象は、その影響は異なるものの、国内外の原子力発電所の電気設備で発生しており、原子力安全規制の観点からHEAF事象が安全機能に及ぼす影響を評価する必要がある。</p> <p>NRAでは、HEAF事象の進展及びその影響を把握するために女川1号機の高圧電源盤を模擬した試験装置を用いて、大電流のアーク放電を発生させる試験(以下「HEAF試験」という。)を実施した。また、原子力発電所で使用されている主要な電気盤についてのHEAF事象の特性を把握するため、低圧(480V)の配電盤及びモータコントロールセンタを用いて、HEAF試験を実施した。</p> <p>これらHEAF試験の結果、高圧電源盤及び配電盤を用いた試験では、HEAFに起因する火災発生の目安となるアークエネルギーのデータを得るとともに、主要な電気盤で生じるHEAFに係るアーク放電の特性等についてのデータを得た。</p> <p>NRAでは、HEAF試験の結果から得られたアークの放電特性、アーク放電による火災の発生、HEAF事象の熱的影響範囲に関する知見をまとめるとともに、HEAF試験に用いた異なる電気盤に対して、アークパワーが一定になることについての考察を取りまとめて報告書を発行した。</p>	<p>・第20回技術情報検討会(H28.7.11)において、HEAFを「要対応技術情報」とし、必要な規制対応を行っていくことを確認。ただし、当面は、最新知見でアーク火災発生エネルギーの閾値の存在がわかっている、HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に対する対応を行い、また、隣接する機器への影響が現れる閾値の存在が確認されていない第一段階の爆発現象に対する対応に関しては、今後研究が進み有効な対応策が確認された時点でさらなる規制基準の見直しを行うものとする。</p> <p>①HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に対する対応</p> <p>・平成28年7月より、実用発電用原子炉施設、研究開発段階発電用原子炉施設、再処理施設、加工施設、試験研究用等原子炉施設について、主に面談で各施設のHEAF想定箇所に対する保護リレーの整定時間等の調査を開始。</p> <p>・実用発電用原子炉施設等について、保護リレーの整定時間短縮(保護リレーのデジタル化含む)により、HEAF発生後のアーク火災発生防止のための規制要件(基準類の改正案)を検討した。</p> <p>・平成29年2月23日～3月22日で、HEAFに係る規則等の改正とガイドの制定のためのパブリックコメント実施。</p> <p>・その後、EDG受電遮断器に対するHEAF対策の要否についての問題が新たに発生したため、6月13日に事業者から公開ヒアを実施。6月27日に第2回公開ヒア実施。</p> <p>・第25回原子力規制委員会(平成29年7月19日)、HEAFの第二段階で発生するアーク火災の防止に関する規則等の改正と審査ガイドの制定を決定。8月8日付で公布(施行)。なお、再処理施設及び研究開発段階発電用原子炉に係る規則等についても併せて改正。</p> <p>②HEAFの第一段階の爆発現象に対する対応</p> <p>・平成29年4月より、NRCと共同でHEAFの第一段階における爆発現象の解明のための研究を開始。平成29年12月、平成31年1月及び令和2年1月に米国KEMA試験場にて爆発現象の解明のためのHEAF試験を実施。現在、試験で取得した圧力、温度、金属ヒュームの発生量等のデータ及び高速度ビデオカメラ・赤外線サーモグラフィカメラの動画を解析中。</p> <p>・OECD/NEAのHEAF2プロジェクト(HEAF試験プロジェクト)は令和3年12月まで実施されるため、それ以降に規制庁独自のHEAF研究と合わせて最終報告を行う予定。</p>	<p>①終了</p> <p>②未定</p>	<p>技術基盤グループ及び技術基盤課</p>

# 1次スクリーニング結果集計表 (案)

2021-04-14  
 技術基盤課

種類	スクリーニング基準						暫定	二次へ	計
	①	②	③	④	⑤	⑥			
<b>RIS</b> U.S. NRC Regulatory Issue Summaries	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<b>GL</b> U.S. NRC Generic Letters	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<b>BL</b> U.S. NRC Bulletins	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<b>IN</b> U.S. NRC Information Notices	0	1	1	0	0	1	0	0	3
<b>IRS</b> IAEA International Reporting System	1	5	2	1	1	0	0	0	10
<b>IRSRR</b> IAEA Incident Reporting System for Research Reactors	0	0	2	0	0	0	0	0	2
<b>FINAS</b> IAEA Fuel Incident Notification and Analysis System	0	0	0	1	1	0	0	0	2
<b>国内</b> 法令報告、規制検査報告、 ニューシア	0	12	0	0	11	7	0	0	30
<b>INES</b> IAEA Nuclear Events Web-based System	0	0	0	0	0	0	3	0	3
<b>その他</b>	0	0	0	0	0	0	0	0	0
<b>計</b>	<b>1</b>	<b>18</b>	<b>5</b>	<b>2</b>	<b>13</b>	<b>8</b>	<b>3</b>	<b>0</b>	<b>50</b>

スクリーニング基準
① 原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。
② 当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。
③ 設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。
④ 設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。
⑤ 当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。
⑥ 原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)																
					基準/2次	INES	処理結果														
INES2020-02	原子炉施設事象	<p>2020-12-10、フィンランドのオルキルオト 2 号機(BWR、880 MWe、出力運転中)において、保守作業中の原子炉冷却材浄化系に通常より高温の冷却水が流入し、浄化系のフィルター樹脂が破損し、破片が原子炉を通して、主蒸気系に至り、主蒸気管内の「放射能高」警報をもたらした。これにより、原子炉スクラム、主蒸気ラインの隔離が自動的に行われた。主蒸気管の放射能高は、燃料損傷の可能性がある。</p> <p>スクリーニング基準の番号を記載しています。</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">スクリーニング基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。</td> </tr> <tr> <td>⑥</td> <td>原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 原子炉冷却材浄化系  <a href="https://www.tvo.fi/uploads/File/nuclear-power-plant-units.pdf">https://www.tvo.fi/uploads/File/nuclear-power-plant-units.pdf</a></p>	スクリーニング基準		①	原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。	②	当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。	③	設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。	④	設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。	⑤	当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。	⑥	原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。	2020-12-11	事務局	②	0	<p>本件は、運転中の BWR プラントで主蒸気管内放射能高により、格納容器が隔離された事象の速報である。当該プラントの状況により、サイト緊急事態と分類された。放射能高の環境への漏えい、被曝の可能性は低い。</p> <p>1次スクリーニングのうち、暫定評価を行った場合、(暫定)と記載しています。</p>
スクリーニング基準																					
①	原子力施設・原子力安全に関する情報ではない場合。																				
②	当該事業者におけるソフト面の誤りに起因する設備・運転保守不良等であり、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる場合。																				
③	設備に原因がある事象であり、我が国の原子力施設とは設備構成や運転条件が異なる場合。もしくは、我が国にはないサイト条件等に起因する場合。																				
④	設備に原因がある事象であり、我が国では規制要求又は事業者の取り組みにより、対策が取られている場合。																				
⑤	当該国において軽微な事象とみなされる場合など、原因や教訓等有意な情報が得られない場合。ただし、原因や教訓等を含む情報や傾向分析情報が得られた際には、新たにスクリーニングを行う。																				
⑥	原子力規制庁内で既に検討が開始されている場合。ただし、検討状況はフォローする。																				
		<p>事業者(TVO)によるプレスリリース(2020-12-13)  <a href="https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchange/2020/moreinformationontheplantdisturbanceatorkiluoto2.html">https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchange/2020/moreinformationontheplantdisturbanceatorkiluoto2.html</a></p> <p>0、原子炉停止時冷却系の計画点検修理中に、原子炉停止冷却系の一つが壊れた。そのため、長時間ほど掛かった。その間、高圧で、原子炉冷却材浄化系のフィルターは約 70°C に耐えられる。この時、約 100°C の冷却材が流れた。冷却材が冷却材に溶解した。修理作業中に冷却系の運転を再開し、原子炉冷却材も原子炉へ流れた。溶解した物質が主蒸気管内の放射能レベルも高くなった。</p> <p>管放射能高により、自動的に格納容器が隔離(閉鎖)。これに伴い、自動的に格納容器が移動し、原子炉停止した。この格納容器緊急事態と分類され、オルキルオト発電所の緊急対応が開始された。緊急体制が敷かれた。緊急体制に参集した。</p> <p>環境への影響はなく、安全重要度も高く、放射能レベル 0 と評価された。従業員への被曝はなかった。</p> <p>STUK は、2 号機の運転再開を許可し、点検項目を実施し、14 日に運転再開申請し、センサー、コネクター、伝送器、スイッチと貫通部の点検。3) サプレッションポンプの格納容器内の弁の試験。5) 制御棒操縦停止機能の試験。</p> <p><a href="https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchange/2020/stukgrantedstart-uppermissionforol2plantunit.html">https://www.tvo.fi/en/index/news/pressreleasesstockexchange/2020/stukgrantedstart-uppermissionforol2plantunit.html</a></p>																			

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IN2007-21S1	流体励起振動と反射型金属断熱材との相互作用による配管摩擦	<p>目的: 流体励起振動(FIV)による原子力発電所の配管摩擦に関連する IN2007-21 (2007-06-11 付) を、最近の事例で補足するものである。事業者がこの情報を検討し、必要、適切な措置をとることが期待される。</p> <p>IN2007-21 に記載の事例: 2006 年秋の燃料交換停止中に、カトーバ 1 号機(PWR)の化学体積制御系(CVCS)の抽出オリフィス下流のステンレス配管上に複数の摩擦痕が確認された。これらは、反射型金属断熱材(RMI)のエンドキャップとクラス 2 配管との接触摩擦痕と特定された。原因は FIV の可能性が高い。T 字配管継手近傍のように、断熱材セグメントが交差するような場所では、各セグメントのエンドキャップ同士をつなぎとめるように RMI は組み立てられていた。1 号機では、合計 84 の摩擦痕が確認され、該当部分は研削・修理した。超音波探傷検査により、配管厚さが許容範囲内であることを確認、液体浸透探傷試験により、表面亀裂がないことも確認した。RMI エンドキャップ位置の配管に、一時的なステンレス製テープを巻き、それが巻けないところにはガラス繊維断熱パッドを設置。RMI の改善検討を行い、2 号機の点検も計画した。</p>	2021-01-04	事務局	②	—	<p>本件は、米国の原子力発電所にて確認された流体励起振動(FIV)による反射型金属断熱材(RMI)のエンドキャップと圧力境界である配管との摩擦に関連する最近の事例情報を 2007 年の情報告知に追加するものである。配管目視検査において、断熱材を外すことを要求していない ASME コードについて言及している。</p> <p>ただし、突起端部を持つ RMI エンドキャップの構造と RMI の配管固定方法と配管表面保護方法にも課題があることと、2007 年の運転経験情報が有効活用されていなかったと推定されることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。</p> <p>なお、国内原子力発電所の圧力境界である配管に用いられている RMI(エンドキャップ含む)は、配管を直接傷つけるようなことがった構造を有さない。</p>
		<p>補足情報</p> <p>議論: ASME BPV コードでは、反射型金属断熱材(RMI)のエンドキャップによる配管摩擦を目視検査するために、断熱材を定期的に取り外すことを特には要求していない。例えば、目視検査要件(VT-2)は、配管断熱材の取り外しを要求していない。しかし、NRC スタッフは、クラス 1 配管の RMI による摩擦は、原子力発電所の原子炉冷却材圧力境界からの漏えいをもたらす可能性があるとしている。例えば、アーカンソー・ニュークリア・ワン(ANO)2 号機の加圧器スプレイラインの摩擦痕の一つは、配管肉厚の 25% に達していた。しかも、この摩擦痕は、加圧器スプレイラインのスナバの故障に対する配管検査を行ったから見つかったのである。</p> <p>配管検査のために定期的に断熱材を取り外す ASME BPV コード要求がないと、事業者は配管の磨耗進行を認識できないかもしれない。接触摩擦が発見されずに進行し、配管の健全性に影響する可能性がある。</p> <p>配管摩擦を軽減するために、仮設のステンレス製保護テープ(設置できない場合、ガラス繊維断熱材)を、RMI エンドキャップ位置に取り付けている事業者も存在する。これにより、改造 RMI に置き換えるまでは、配管を接触摩擦から保護可能である。</p>					
		 <p>図 CVCS 配管上の摩擦痕(左)、RMI エンドキャップ(右)</p> <p>IN2007-21 発行以降の事例: 2020 年春に、ANO-2 号機(PWR)の加圧器スプレイライン(クラス 1)の配管に複数の摩擦痕が確認された。いくつかの摩擦痕は円周方向に延びており、RMI を取り外した後の目視検査でのみ発見可能であった。摩擦痕は、単なる表面傷もあれば、全周にわたる 25% 深さに到達したものまでであった。原因は、FIV によるフレTTING 摩擦と特定された。なお、RMI エンドキャップはプラント手順書及びベンダーの指示書に従って取り付けられていた。配管の深く摩擦した部分は、溶接により修復し、他の摩擦部分は、表面コンディショニングによって修復した。さらに、摩擦が発生したクラス 1 配管部分を保護するために、ステンレス製テープを巻いた。</p>					
		 <p>図 ANO-2 のスプレイライン上のエンドキャップと配管の FIV による摩擦(左、右)</p>					

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IN2020-04	原子力施設敷地内の埋設消火水配管の破断に関する運転経験	<p>目的: 原子力施設敷地内に埋設された鑄鉄消火水配管が、黒鉛化腐食や過圧、低サイクル疲労、表面荷重により機能喪失した運転経験を告知すること。産業界で把握していないものもある。事業者がこの情報を検討し、必要、適切な措置をとることが期待される。</p> <p>背景: 敷地内の地下又は埋設された鉄製の消火水配管(鑄鉄、延性鉄、炭素鋼)の腐食は課題である。一般的な内部腐食は、微生物学的作用であり、硫酸塩菌、鉄菌、マンガ還元菌が関わる。これらの微生物は、酸素の有無にかかわらず、配管環境内で発生、増殖し、孔食や鉱物性堆積物をもたらす。外部腐食因子は、配管材料、土壌腐食性、地中の迷走電流であり、典型的緩和措置は、コーティングやバックフィル、カソード防食法の適用である。埋設配管の内/外部腐食抑制方法の一つは、高密度ポリエチレン(HDPE)等の非鉄材料を使用すること。NRCは、ASME安全クラス3の原子力用サービス系統配管をHDPE配管に交換することを承認している。例: キャラウェイの非常用サービス水系配管、カトーバの非常用ディーゼル発電機冷却水系配管、ハッチ2号機のサービス水系配管。</p> <p>議論: 埋設鑄鉄配管は、選択腐食(黒鉛化腐食はその1種)の感受性が高く、その脆い特性から突発破断を起こしやすい。主消火水ポンプの起動過度により、鑄鉄配管に亀裂が生じた際には、複数破断が発生したこともある。これらの破断は、定期試験中に発生しており、消火系統が実際に動作した時に発生し得ることを示している。一方、定期試験で圧力過渡を抑えるような運転を行うと、このような潜在的な配管劣化を発見できない可能性がある。</p> <p>消火系統の補助加圧ポンプ(ジョッキープンプ)の運転時間や消火水タンク水位の監視は、配管劣化による漏えい検知に役立つ。しかし、非圧力境界(ガスケット等)と圧力境界(配管等)漏えいとを区別することは難しく、埋設配管漏えい箇所特定には、土壌排水状態を知る必要がある。長期間の非圧力境界からの漏えいは、土壌腐食性を高め配管劣化を加速する場合もある。本INの事例は、効果的な消火水系の劣化管理プログラムの重要性を示している。</p> <p>埋設消火水配管は耐圧設計されているが、ポンプや消火栓などの急開閉による圧力サージ等の動的負荷に対して、亀裂発生脆弱性がある。他の発電所で採用されている対策は、①HDPE配管への置き換え、②最新の米国防火境界(NFPA)規格基準の取り込み、③運転延長期間を含めて、系統等の検査範囲の拡張である。</p>	2021-01-04	事務局	③	—	<p>本件は、米国の原子力発電所敷地内に埋設された鑄鉄消火水配管が、黒鉛化腐食や過圧、低サイクル疲労、表面荷重により破断した運転経験情報を通知するものである。</p> <p>下記に示すように国内状況と異なることから、上記の基準でスクリーニングアウトとする。</p> <p>①消防法施行規則12条1項4号ニの配管材質規定(以下のJIS規格又は同等の強度・耐食・耐熱性を有する)により、国内では鑄鉄埋設配管は用いられない。JISG3442(水道用亜鉛メッキ鋼管)、JISG3448(一般配管用ステンレス鋼管)、JISG3452(配管用炭素鋼管)、JISG3454(圧力配管用炭素鋼管)、JISG3459(配管用ステンレス鋼管)</p> <p>②国内原子力発電所では、中越沖地震の経験から、埋設配管の地上化や、地盤と配管との間にクリアランス設けるトレンチ化等も進められている。</p>
					補足情報		
					<p>事例1: ハッチ原子力発電所1及び2号 2019-01-25、消火水系のセクション隔離弁の性能試験によって、セメント被覆鑄鉄消火水配管(口径12インチ)が破断した。破断による圧力低信号により、全3台の消火水ポンプが起動。その後、2台のディーゼル駆動ポンプを止め、1台の電動ポンプとジョッキープンプにて、系統圧力を維持した。破断原因は、消火水ポンプ起動による圧力サージ。まず漏えいにより配管周囲の土壌が浸食したので、配管にかかる曲げ応力が高まり、試験開始から4時間後に壊滅的に破断した。その4時間、ジョッキープンプが過度に作動し、消火系圧力低下が確認されていた。事後調査で、配管には以前から亀裂があり、それが応力に耐えられなくなるまで進展し、究極破断したことが判明した。</p> <p>サリー原子力発電所1及び2号 2019-07-13、電動消火水ポンプの定期試験中、12インチの埋設消火水配管が破断し、系統圧力低によりディーゼル駆動消火水ポンプが自動起動した。約18分後に漏えいは隔離され、消火系機能は回復。この漏洩により、消火水タンクから推定112,000ガロンの水が喪失。当該消火水配管はねずみ鑄鉄製で、内部はセメントモルタル被覆、外部はアスファルト・コーティング。調査により、配管底部に10フィートの長手方向亀裂が発見。隣接配管には円周方向の亀裂があったが、これは、長手方向亀裂からの漏水による隆起力によって引き起こされた。事後評価で、湿った土に長期間さらされ、黒鉛化腐食によって、いくつかの箇所配管減肉が発生したことが判明。アスファルト被覆では高腐食性の環境から配管を保護できなかった。配管は約49年たっており、黒鉛化腐食を含む選択腐食を検知するための劣化管理プログラムを改定し、検査頻度を増やした。</p> <p>ノースアナ原子力発電所1及び2号 2001-10、定期消火水ポンプ性能試験中に12インチの埋設消火水配管が破断した。掘削調査で、配管軸方向に進行する8フィート以上の亀裂を確認。分析評価から、破断原因は、ねずみ鑄鉄配管の製造上の欠陥に起因する低サイクル疲労であると特定。なお、定期ポンプ試験では明らかに圧力サージが発生する。配管の状態は概ね良好であり、内側のモルタル被覆の損傷も外部腐食の兆候もなかった。</p>		



図 サリー原子力発電所で確認された消火水配管の破断状況

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8969		2019-12-05、米国クーパー原子力発電所(BWR、769 MWe、定格運転中)において、サービス水ポンプの保守後試験のため、原子炉補機冷却系(RSW)の熱交換器Aの出口弁を閉じて、RSW熱交換機Bを運転状態に変更したが、熱交換器Bのサービス水流量が0のままだったため、熱交換器Aの出口弁を再度開放した。	2020-11-12	事務局	③	—	<p>本件は、BWRプラントの原子炉補機冷却系の1区分の冷却水放水配管が、放水先水路の土砂によって閉塞し、当該区分の原子炉補機冷却系が動作不能となった事象である。プラントの安全性への実影響はなかったが、残り1区分の故障を仮定すると、最終ヒートシンクの喪失となり得た。原因は、放水先の川の異常水位の影響で、放水先水路の土砂堆積物が増加していたこと、冷却水放水配管の設計変更に伴うリスクを過小評価していたこと。また、配管閉塞の運転経験を活用せず、浚渫や監視を怠った。</p> <p>国内原子力発電所では、放水先は海であり、放水口構造も異なることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
LER298/2019-003	区分2 サービス水出口の閉塞による計画外サービス水運転停止	調査により、区分2 共用埋設サービス水放出配管(非常用ディーゼル発電機(EDG-2)、RSW-Bと残留熱除去系(RHR-B)の下流)が閉塞していたので、技術仕様書(TS)の運転制限(LCO)が適用され、RSW B系とEDG-2は、運転不能と宣言された。また、区分2 配管放出口がある水路に3.9~5.5 mの堆積物、区分1には3.0~3.7 mの堆積物があった。区分1は閉塞していないが、潜在的に、最終ヒートシンク喪失となるシナリオがあり得たことになる。	補足情報				
SIR298/2020050	NRC 特別検査	水路の浚渫が計画され、EDG-2の下流側を一時的に取水側に変更した。その後、船とポンプを使って浚渫を実施して流量が回復した。さらに、放出部において1000 gpm超の連続水量を維持する措置も実施された。					
		<p>安全評価:①12-04 22:30~22:33 及び 12-05 02:40~12-07 19:39 は、サービス水系の両区分とも運転不能であった。その間、EDG-2も運転不能とみなされる。②運転不能期間中に、RSW-B、EDG-2、RHR-Bの運転要求はなかった。③区分1のサービス水ポンプの少なくとも1台は運転可能だったので、必要な安全機能は維持された。④この事象による一般公衆の安全、原子力安全、産業安全、又は放射線安全に対する実際の影響はなかった。しかし、区分2の放出部が閉塞している時に、区分1が故障した場合には、最終ヒートシンクの全喪失となり得た。</p> <p>直接原因:放出配管の水圧では取り除けないほど、水路に土砂が堆積したため。</p> <p>寄与因子:①2019年のミズーリ川の水位異常上昇。2019年10月にRSWの区分2の運転停止。②2009年11月に放出口のある水路に土砂堆積したことから、水路監視・浚渫プログラムを策定。2012年11月まで浚渫実施したが、監視は怠った。2014年に放出口を改造し、出口部を水路中央から西岸近く(低水流)に移動させ、区分1と2を7m離して設置。運転経験から定期浚渫を中止した。</p> <p>根本原因:2014年の改造による新たな故障モード(堆積物による放出配管閉塞)に気が付かなかったこと。</p>					
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。			<p>参考図 原子炉補機冷却系(RSW)の例(本事例とは構成が異なる)  <a href="https://www.nrc.gov/docs/ML0228/ML022840059.pdf">https://www.nrc.gov/docs/ML0228/ML022840059.pdf</a></p> <p>*1 共用埋設サービス水放出配管</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8970		2019-09-09、フランス電力(EDF)が原子力安全機関(ASN)に、サン・マルセルにあるフラマトム社の製造施設において、電気抵抗器を備えたマフラを用いた局所加熱処理法で実施された、原子力圧力機器コンポーネントの溶接部の応力緩和熱処理(SRHT)に関し逸脱が発見されたことを通知した。この逸脱により、RCCMで規定された温度範囲(595~620°C)を僅かに不適合となる。この逸脱の影響を受けたのは、6プラント(ルブレイエ3、4号機、ピュージェイ3号機、フェッセンハイム2号機、ダンピエール4号機及びパリュエル2号機)の16基の蒸気発生器(SG)と建設中のフラマンビル3号機の4基のSGと加圧器並びにグラブリーヌ5、6号機の3基の取り替え用SGである。なお、この段階でのEDFの技術評価では、当該逸脱が、コンポーネント供用に対する影響はなく、即時措置を必要としない。	2020-11-12	事務局	②	—	<p>本件は、原子力圧力機器の製造施設において、溶接部の応力緩和熱処理に製造規定逸脱が見つかったことを報告するものである。分析評価により、不適合が見つかった機器は継続使用可能とされている。不適合の根本原因は、作業者の力量ならびに監視が不足していたこと。</p> <p>事業者によるマネジメントの問題であることと、当該不適合品は国内には輸出されていないことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
ASNプレス記事(2019-10-29)	フラマトム社の溶接部応力緩和熱処理における製造逸脱		補足情報				
IRSNプレス記事添付(2019-09-12)	EDFが報告した原子炉設備に関する製造逸脱に関する情報	<p>安全評価(不適合の潜在的影響):①上限温度を超えると、引張特性と材料の脆性・延性遷移温度が低下する。②下限温度を下回ると、熱処理効果が低下、溶接部の残留応力が期待より大きくなる。</p> <p>溶接部に残る応力を緩和するために、材料を数時間、数百度に加熱する応力緩和熱処理が適用される。部材が火炉の中に納まる場合は全体を火炉で加熱するが、納まらない場合は、電気抵抗器等を使って局所的に加熱する。温度と時間は、応力緩和に十分であること、材料特性が変わらないように制御管理される。</p> <p>フラマトム社は、サン・マルセル施設において、処理対象の溶接部周辺の温度均一性が適切に制御管理されていないことを見つけた。この逸脱によって、材料特性が変わったり、応力緩和が十分でない可能性がある。しかし、IRSNの支援を受けたEDFとフラマトムによる分析・評価から、ASNは、問題とされた原子炉機器は機能維持できると判断した。</p>					
			<p>図 蒸気発生器への局所応力緩和熱処理の適用  <a href="https://www.irsn.fr/FR/Actualites_presse/Actualites/Documents/IRSN_NI-Ecart-Fabrication-Generateurs-Vapeur-EDF-12092019.pdf">https://www.irsn.fr/FR/Actualites_presse/Actualites/Documents/IRSN_NI-Ecart-Fabrication-Generateurs-Vapeur-EDF-12092019.pdf</a></p>				

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8973			2020-11-24	事務局	①	—	<p>本件は、原子力発電所の暖房・換気用の補助蒸気系において、保全後の再供用作業中に蒸気隔離弁が破断し、蒸気の大量漏えいがあった事例である。原子力安全には影響ないが、作業者が3人重傷を負った。原因は、スチームトラップ・ドレン弁の運用を誤り、凝縮水が滞留している状態で蒸気が流れ込み、急激な凝縮が起こったことによる水撃と推定される。根本原因は、運転経験を生かさず、かつ、産業安全上のハザードを軽視していたこと。</p> <p>産業安全事例であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。ただし、水撃事象について新たな情報が得られれば、再スクリーニングする。</p> <div data-bbox="1657 734 2105 1005" data-label="Diagram"> </div> <p>参考図 スチームトラップの例  <a href="https://www.miyawaki-inc.com/technical/notes02">https://www.miyawaki-inc.com/technical/notes02</a></p>

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

FINAS 情報	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
FINAS293			2020-09-10	事務局	④	—	<p>本件は、解体中の燃料加工施設にて、大型汚染金属材のプラズマ切断作業中に、作業場所に繋がるフィルタ設備で火災が発生した事例である。原因は、プラズマ切断により発生した可燃性微粒子が空気と反応して発火したため。発煙を目撃し、煙感知器も動作したが、切断作業も、フィルタ設備の運転も止めなかったことが寄与因子である。根本原因は、事業者が防火設備を過信し、プラズマ切断作業に伴う火災リスクを軽視していたこと。</p> <p>国内でも、類似事象(下記)が発生したが、既に対策が取られていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p>浜岡原子力発電所5号機タービン建屋1階大物搬入口付近における集じん機のフィルタからの発煙に係る中部電力(株)の対応について  <a href="https://www2.nsr.go.jp/data/000221842.pdf">https://www2.nsr.go.jp/data/000221842.pdf</a>  <a href="https://www2.nsr.go.jp/data/000221841.pdf">https://www2.nsr.go.jp/data/000221841.pdf</a>  <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000245110.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000245110.pdf</a></p> <p>再発防止策(抜粋):①集じん機吸込口に「飛び火防止用金属板」を取り付け、スパッタが飛んでくる方向に金属板を設置する。②集じん機の吸込ホースの位置を、溶断面に対して垂直又は斜め上方に配置する。③作業着手前に作業管理者が飛び火防止用金属板の設置有無を確認するとともに、現場では現場監督者がスパッタ飛散距離及び方向を作業の都度確認し、スパッタの吸込みの恐れがある場合には適切な防止措置を実施する。④集じん機を火気監視員が直接確認できる場所に配置し、火気監視員が防火養生の健全性確認と合わせて煙、異臭等の集じん機の状況を確認する。万が一、集じん機の煙、異臭を確認した場合は、速やかに集じん機の電源を切るとともに消火活動を行う。</p>
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							



番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-14	可搬型注水ポンプ車 B号車の吐出圧力計装ホースからの漏えい 更新日: 2020-10-29 NUCIA 通番: 13171M ユニット: 浜岡発電所 3、4号 発生日: 2020-7-20 登録区分:最終	2020-7-20、緊急時の復旧対応に関する訓練において、可搬型注水ポンプ車※1B号車の注水ポンプ起動・昇圧操作を実施したところ、定格圧力(1.4MPa)到達時に吐出圧力計装の塩化ビニール製ホースに亀裂が発生し、脱塩水※2が淡水貯槽上に漏えいした。  ※1 緊急時に代替水源の水を原子炉に注水するためのポンプを積載した車両。  ※2 脱塩水は、新野川の伏流水を脱塩処理したもの。  安全性評価:当該車両には注水ポンプが2台あり、もう1台側のポンプは健全であることから動作に問題は無い。  直接原因:ホース部材の経年劣化により発生した。当該ホースの素材はポリオフィレン系樹脂(屋外環境での寿命は3~4年程度)であり、当該車両は納入から5年半程度経過していた。  根本原因:消耗品であるホースの適切な管理が行われていなかった。  再発防止対策:当該注水ポンプ車の他、同設備残り3台のホースの交換を実施する。また、可搬型注水ポンプ車の毎年の年次点検に合わせ、3年周期でホースの交換を計画する。	2020-10-12	事務局	②	—	本件は、可搬型注水ポンプ車の吐出圧力計装の塩化ビニール製ホースから水漏れが生じた事象である。当該車両の2台目のポンプが健全であることから動作に問題は無い。直接原因は、ホース部材の経年劣化。根本原因は、ホースの定期交換が行われていなかったこと  事業者における保守管理が不十分であった事例であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。  なお、本件のような車両搭載型装置の不良が、再稼働前のプラントで散見されることから、JANSIから各事業者に対して2020年8月に注意喚起文書が発行されている。
補足情報							
 <p>写真1 全体：注水ポンプ車右側側面</p>							
 <p>写真2 拡大：吐出圧力計装ライン</p> <p>図 亀裂箇所</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
INES2021-01	研究炉の出力検知器が運転上の制限を逸脱	<p>ベルギーの SCK CEN 原子力研究センターの BR2 材料試験炉(医用同位体製造中)では、同位体(Mo-99)製造プロセス中(原子炉運転中)は、原子炉出力測定器系列を原子炉から移動させている。測定器が同位体製造に影響されるためである。ただし、出力 90%以上であるときは、当該測定器系列は測定可能でなくてはならない。2021-01-27、出力測定検出器を移動させた時、28 分間、測定器の測定可能レンジが 90%を下回った。これは、技術仕様書に記載の値からの逸脱である。原因は、2 系列が炉心から離れたところに移動されていたことと、3 番目の系列が故障していたためである。さらに、2019 年にも SCK CEN では類似事象が発生していることから、安全文化にかかわるとして、本事象は INES-2 と分類された。</p> <p>本事象は、原子炉の機能には影響せず、従業員被ばくや公衆・環境への放射性物質の影響はない。</p>	2021-02-02	事務局	②	2	<p>本件は、医用同位体を製造する材料試験炉において、出力(中性子束)検出器を不適切に移動させたため、約 30 分技術仕様書の運転上の制限(少なくとも 2 チャンネル動作可能)を逸脱した事象の速報である。運転管理の問題と推定されることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。新たな情報が得られた場合は、再スクリーニングを行う。</p>
<p>補足情報</p> <p>SCK CEN 原子力研究センターの記事「測定系設置状態が許容条件を逸脱(2021-02-02)」  <a href="https://www.sckcen.be/en/news/measurement-system-set-outside-allowed-operating-conditions">https://www.sckcen.be/en/news/measurement-system-set-outside-allowed-operating-conditions</a></p> <p>BR2 材料試験炉の出力監視に用いる測定系列が、30 分未満であるが、運転条件として許容されていない位置にあった。本事象による原子炉運転への実影響はない。従事者、公衆、環境への影響もなかった。本事象は、INES-2 と分類された。</p> <p>BR2 は、中性子束測定のために 3 測定系列を持つ。測定系は感度が高く、医用同位体製造用のターゲット材が原子炉に装荷されている場合は、出力を高く測定(誤測定)してしまう。そこで、運転員は、計測系列と炉心との距離をとることで、この状態を回避している。測定系列を移動させると、応答時間が遅くなり、自動処理系が反応する時間がかせげる。2021-01-27、3つの測定系の内2つが移動された。1つは要求限度内の位置に、2 つ目は誤測定を避けるために、限度外に置かれた。しかし、3 つ目が故障修理中だったので、運転条件(少なくとも 2 つが正しい位置に設置されなければならない)の逸脱となった。</p>							

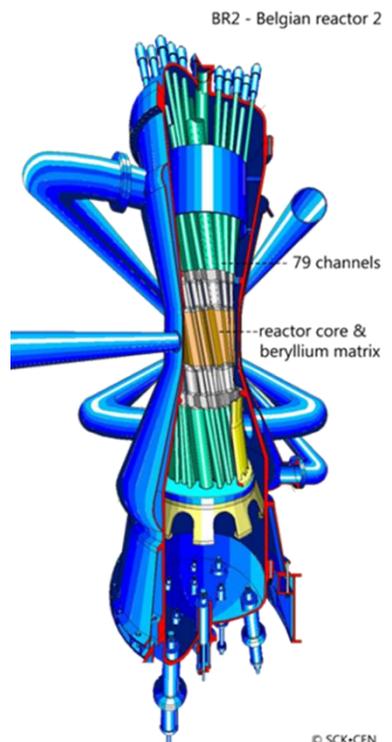


図 BR2 外観模式図  
[https://science.sckcen.be/en/News/20150325\\_BR2\\_refurbishment](https://science.sckcen.be/en/News/20150325_BR2_refurbishment)

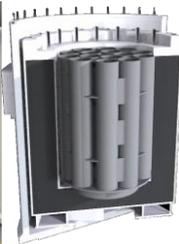
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
INES2021-02	使用済み燃料中間貯蔵施設における運転上の制限違反	<p>2021-02-11、ハンガリーのパクシュ原子力発電所近傍のRHK社の使用済み燃料中間貯蔵施設において、監視空間18/7において、窒素圧力が800mbar(運転上の制限内)に下がったので、窒素充填することとした。充填トリーの圧力計は、充填開始時は2.8barであった。今回が、18/7空間における5回目の充填である。</p> <p>監視スペースの充填回数には運転上の制限があり、5回目の充填を行う前には、運転上の制限の規定に従って、いくつかの措置を行う必要があった。本件では、それが行われなかった。</p> <p>本件による、環境や人員への影響はない。厳しめに、INES-1と評価された。</p>	2021-02-17	事務局	⑤	1	<p>本件は、使用済み燃料の中間貯蔵施設(乾式)において、窒素充填回数に関する運転上の制限の逸脱があったことの速報である。環境、公衆への影響はなく、施設の安全性にも影響しない。軽微な事象であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。新たな情報が得られた場合は、再スクリーニングを行う。</p>
補足情報							
<p>排気温度は2-3°C 入口温度より高い。</p> <p>燃料取扱い機器</p> <p>貯蔵管の中に 使用済み燃料</p> <p>遮蔽壁</p> <p>空冷入口</p> <p>図 使用済み燃料中間貯蔵施設断面概略図 <a href="https://rhk.hu/gallery/spent-fuel-interim-storage-facility-1/files">https://rhk.hu/gallery/spent-fuel-interim-storage-facility-1/files</a>(他の図も同じアドレスから)</p>			<p>図 中間貯蔵施設鳥観図</p>			<p>図 使用済み燃料装荷フロア</p>	
<p>図 使用済み燃料の貯蔵管</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング(暫定)		
					基準/2次	INES	処理結果
INES2021-03	原子力発電所の1-4号機に影響した送電網の変動	<p>2021-01-09 23:41 ごろ、パキスタンのチャシュマ原子力発電所の1-4号機(PWR×4基、いずれも運転中)が、全国的な停電による送電網の変動に直面した。1、2、4号機は、一次冷却材ポンプ母線の周波数低により、3号機は原子炉冷却系ループAの冷却材流量低により原子炉トリップした。両外部電源(220kVと132kV)も喪失したが、1、2、4号機それぞれの2台の非常用ディーゼル発電機(EDG)は自動起動し、非常用母線へ給電した。3号機のEDG1台は自動起動せず、しばらくたってから手動起動された。1-4号機とも高温停止状態に維持された。</p> <p>同日23:56に1、2、4号機に対して、「待機事態」宣言が出され、3号機はEDG1台が運転不能だったため、「緊急事態」宣言が出されたが、翌日00:04に当該EDGが運転可能となったので、「待機事態」に格下げされた。2021-01-10に外部電源が復旧したので、1号機(15:10)、2号機(13:10)、3号機(13:35)、4号機(15:10)、に「待機事態」が解除された。</p>	2021-03-02	事務局	⑤	0	<p>本件は、全国的な停電により、原子力発電所の運転中の4基が自動原子炉トリップした事例の速報である。全8台のEDGの内、7台が自動起動し、1台は自動起動せず、20分ほど遅れて手動起動した。4基とも高温停止状態に維持された。</p> <p>送電網の擾乱と外部電源喪失によるプラント過渡事象であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。EDG自動起動失敗の原因など新たな情報が得られた場合は、再スクリーニングを行う。</p>
			補足情報				

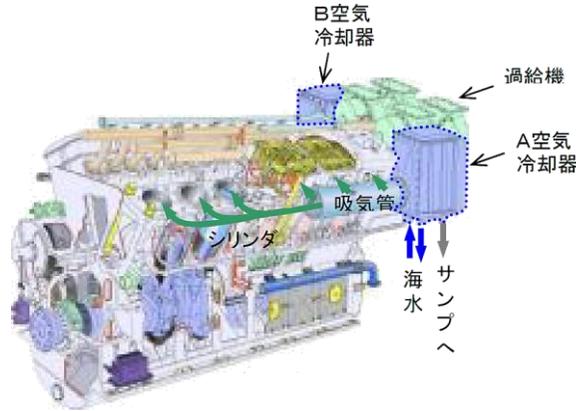
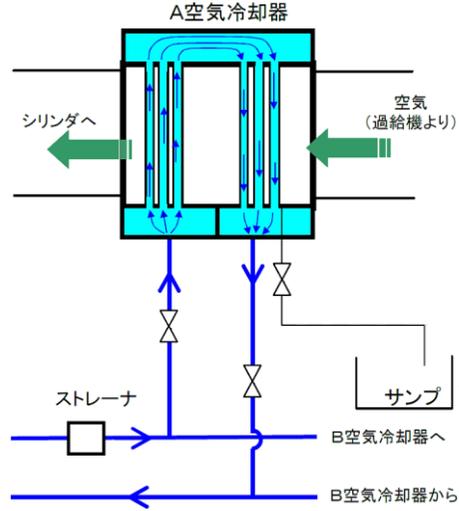
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IN2018-11S1	神戸製鋼所及び他の海外ベンダーによる品質保証記録改ざん	目的: 神戸製鋼所(神鋼)の品質保証(QA)記録改ざんに関する IN2018-11(2018-09-24 付)を情報更新すること、海外ベンダー情報を追加して、米国原子力施設に輸入されたかもしれない QA 記録が改ざんされた製品について注意喚起すること。事業者がこの情報を検討し、必要、適切な措置をとることが期待される。なお、本 IN に掲載された海外ベンダーは、米国施設に製品を第三者供給者として供給し、10CFR50 附則 B の QA プログラムを持たないことに限られる。	2021-01-04	事務局	⑥	—	本件は、神戸製鋼所の品質保証記録改ざんに関する IN2018-11(2018-09-24 付)の情報を更新し、日本と仏国のベンダー情報を追加した情報告知である。  主に、規制庁が取り扱った情報の提供であることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。
		<p>神鋼の事例: 2017-10-08、神鋼は一部のアルミニウム・銅製品の強度・耐久性に関する QA データを改ざんし、顧客基準適合を偽ったことを公表。その後、500 社以上の顧客に影響を与え、対象範囲は鉄粉、鋼線・ステンレス鋼線、厚板などに拡大。本件は、グループ会社の神鋼鋼線ステンレス(株)における 2016-06 の品質問題を契機としており、神鋼は 2017-10-26 に、「神戸製鋼所グループにおける不適切行為について」を公表し、外部調査委員会を設置。NRC は、米国原子力発電所向けに神鋼が供給した機材(ドライキャスク貯蔵材料、格納容器金属部品及び溶接ワイヤー材料)を調査・評価した結果、改ざんにより影響は受けなかったと判断した。 <a href="https://www.kobelco.co.jp/english/releases/1197905_15581.html">https://www.kobelco.co.jp/english/releases/1197905_15581.html</a></p> <p>更新情報: 2018-05-03、米国エネルギー省は、日本の調査報告書(2018-03 付)に基づき情報更新した(以下)。①神鋼の不正は 1970 年代にさかのぼる。②影響を受けた顧客数は、500 社を大きく上回る。その後、NRC は次の追加情報を発見した。①外部調査委員会は、影響を受けた製品(空気圧縮機、他の産業機械)及びサービス(腐食分析、熱処理)を追加特定し、影響を受けた顧客数は約 700 に上る。②神鋼スタッフには、検査データの改ざんや試験データの捏造を行っているものもいた。③神鋼によれば、不正行為の原因には、「収益性の重視、企業レベルでの監督の不備、不十分な品質管理手続」が含まれる。④神鋼は是正措置を開始。「神戸製鋼所グループにおける不適切行為に関する報告書(2018-03-06 付)」と、「神戸製鋼所グループにおける不適切行為再発防止対策推進状況(2018-08-01 付)」を公表している。 <a href="https://www.kobelco.co.jp/english/releases/1199082_15581.html">https://www.kobelco.co.jp/english/releases/1199082_15581.html</a> <a href="https://www.kobelco.co.jp/english/releases/1199898_15581.html">https://www.kobelco.co.jp/english/releases/1199898_15581.html</a></p>			<p>補足情報</p> <p>追加情報-1: 仏国 ASN(2019-08-20)「冶金会社 Aubert et Duval 社における不正: 初期評価では設備の安全性に影響」。仏国ベンダーによる仏国内原子力設備の材料に関する。製造プロセスおよび実験データに係る記録を不適切に処理していた。神鋼とは無関係。 <a href="http://www.french-nuclear-safety.fr/Information/News-releases/Irregularities-detected-at-the-metallurgist-Aubert-et-Duval">http://www.french-nuclear-safety.fr/Information/News-releases/Irregularities-detected-at-the-metallurgist-Aubert-et-Duval</a></p> <p>追加情報-2: 規制庁(2019-06-26)「原子力事業者関連情報: 製造業者による不適切作業」。神鋼に加えて 12 の製造業者が日本の原子力施設に供給した製品に関して不適切な作業を行ったことについて報告している。 <a href="https://www.nrc.gov/docs/ML2029/ML20295A360.pdf">https://www.nrc.gov/docs/ML2029/ML20295A360.pdf</a></p> <p>NRC 検査報告書-1: IHI における検査報告書(2018-01-25 付)は、米国の原子力建設で使用される神鋼が供給した安全関連材料を IHI が検証したが、改ざんの影響はなかったと結論づけている。 <a href="https://www.nrc.gov/docs/ML1802/ML18024A739.pdf">https://www.nrc.gov/docs/ML1802/ML18024A739.pdf</a></p> <p>NRC 検査報告書-2: 神鋼が供給したサマー2号機(AP1000、当時建設中)の一次冷却材ポンプケーシング材料について、関連する試験報告書を見直したが問題はなかった。なお、サマー2/3号機の建設は中止されたが、その理由は本件とは無関係である。 <a href="https://www.nrc.gov/docs/ML1725/ML17257A407.pdf">https://www.nrc.gov/docs/ML1725/ML17257A407.pdf</a></p> <p>議論: 神鋼は以前に ASME の QMS 認証を保有しており、第三者供給者として米国原子力施設の安全関連用途に使用する部品材料を供給していたが、NRC は、神鋼による改ざんが米国原子力施設で使用される部品に影響を及ぼさなかったと結論づけている。同様に、この IN で特定された海外ベンダーが供給した問題部材が、米国原子力発電所に据え付けられた情報も得られていない。しかし、影響を受けた部品数を考えると、米国にその影響がないと断言することは不可能。これらのベンダー等は、10CFR Part 50 附則 B の QA プログラム又は ASME ボイラー・圧力容器コードのセクション III NCA-4255.5「未認証原材料の適用」の要求に従った商用品の転用・更新プロセスに基づいて、部材を供給することが可能であった。こうしたことから、事業者は、問題のある材料が、依然として米国原子力サプライチェーンに残存している可能性を考慮すべきである。</p>		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8962			2020-09-10	事務局	⑤	—	<p>本件は、試運転中 PWR プラントにおいて、手動タービントリップ試験を実施した際に、自動原子炉スクラムした事例である。スクラムした原因は、蒸気発生器の水位が高レベルに達したため。水位上昇の原因は、給水流量制御の失敗。自動と手動制御の切り替えに関わる作業指示に問題があったと推定される。プラントの安全性に影響はない。</p> <p>試運転時の試験不成功事例であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8963			2020-09-24	事務局	②	—	<p>本件は、出力運転中 PHWR プラントにおいて、所内負荷を一部供給する起動変圧器の保護(隔離)が動作した事象である。環境への影響はないが、所内電源の冗長性が喪失した。原因は、起動変圧器の二次側ケーブルの損傷。損傷原因は、ケーブル保守のミス。根本原因は、当該ケーブルの保守リソースも要領等も不十分かつ、予防保全プログラムも欠如していたこと。数年前に発生した当該ケーブル損傷の抜本修理も未実施だった。</p> <p>事業者による保守管理、リソースマネジメント等に課題があったことから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8964			2020-09-24	事務局	③	—	<p>本件は、大規模補修工事中の PHWR プラントの圧力管等廃棄物処理建屋において、作業員が内部被ばくした事例である。被ばく量は法定限度を下回る。被ばく原因は、作業員が呼吸用防護具を未着用だったことと、連続空間線量計が具備されていなかったこと。根本原因は、作業対象廃棄物が放射能レベルの高いものに変更されたことを放射線防護担当者が認識せず、管理区域区分等を適切に変更しなかったため。</p> <p>PHWR 特有の機器廃棄物、当該サイト特有の貯蔵容器外筒ならびに当該サイト特有の作業に関わる事象であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
CMD 18-M14	圧力管等廃棄物建屋での内部汚染事象		<p>補足情報</p> <p>圧力管等廃棄物建屋での内部汚染事象 (CMD 18-M14)  <a href="http://nuclearsafety.gc.ca/eng/the-commission/meetings/cmd/pdf/CMD18/CMD18-M14.pdf">http://nuclearsafety.gc.ca/eng/the-commission/meetings/cmd/pdf/CMD18/CMD18-M14.pdf</a>            場所: ダーリントン発電所、発生日: 2018-02-06            概要: 2人の作業員の汚染が確認された。その作業員は、圧力管等廃棄物処理建屋 (RWPB) にて廃棄物取り扱いシステム (WTS) にあるダーリントン貯蔵容器外筒 (DSO) の蓋締結作業を行っていた。全身検査により、1人の作業員の顔の汚染が見つかった。鼻腔拭き取り検査や生体検査の結果、内部被ばくを確認。クレーン作業員も当該区域にいたが、汚染は確認されなかった。RWPB における処理作業は最近、端部継手から圧力管等に変更され、当該 DSO には、減容した圧力管材が含まれていた。当時、WTS 区域は αレベル1の汚染管理区域に区分。作業員は、防護服、グローブ等は着用していたが、呼吸用保護具は未着用。また、当該区域には連続空間線量計がなかった。            原因: 当時、当該区分の αレベル区分がハザードに見合っていなかった。呼吸用防護具を未着用で、連続空間線量計もないことから、作業員は汚染ハザードにさらされていた。</p>				
			<p> <span style="margin-left: 20px;"></span></p> <p>ダーリントン貯蔵容器外筒 (DSO) <span style="margin-left: 20px;">端部継手貯蔵状態</span></p> <p> <span style="margin-left: 20px;"></span></p> <p>減容処理済み圧力管等 <span style="margin-left: 20px;">端部継手内側部</span></p> <p><a href="https://archive.opg.com/pdf_archive/Community%20Advisory%20Council%20Documents/Meeting%20Minutes/CAC_Minutes_Appendix1.pdf">https://archive.opg.com/pdf_archive/Community%20Advisory%20Council%20Documents/Meeting%20Minutes/CAC_Minutes_Appendix1.pdf</a></p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8967		2018-10-15、仏国 EDF は ASN に対し、130 万 kW 級 PWR の一部について、蒸気配管ハウジング内の金属製通路(プラットフォーム)の耐震性が保証できないという不適合事項を通知した。本件は、INES-1 に分類された。 対象プラント: ベルビル-2、カットノン-2、3、4、フラマンビル-1、2、ゴルフフレッシュ-1、パリュエル-1、2、3、4、パンリー-1、2、サンタルバン-1、2。 安全評価: EDF によれば、これらのプラットフォームは、地震時に下方もしくは近くにある機器と衝突する可能性がある。特に原子炉建屋外であるが、蒸気発生器につながる給水管や主蒸気管に損傷を与え得、安全解析で示されていない状態となるおそれがある。 <a href="https://www.asn.fr/Controler/Actualites-du-controle/Avis-d-incident-des-installations-nucleaires/Incident-de-niveau-1-passerelles-metalliques-de-certains-reacteurs-nucleaires-de-1-300-MWe">https://www.asn.fr/Controler/Actualites-du-controle/Avis-d-incident-des-installations-nucleaires/Incident-de-niveau-1-passerelles-metalliques-de-certains-reacteurs-nucleaires-de-1-300-MWe</a>	2020-11-12	事務局	④	1	本件は、複数の原子力発電所において、その蒸気配管ハウジング内のプラットフォーム(金属製の作業足場、通路)が、耐震性要求を満足していないことを伝えるものである。地震時に、プラットフォームが倒壊し、主蒸気管や給水管に損傷を与え、未解析の状態となる可能性がある。設計レビューや使用前検査に課題があった。  国内では、「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の解釈」の別記 2 第 4 条に「耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。」と定められていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
ASN 事象告知(2018-12-04 付)	130 万 kW 級原子炉の金属製通路の耐震性欠陥		補足情報				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8968			2020-11-12	事務局	②	0	<p>本件は、原子力発電所の定期試験の一環として非常用ディーゼル発電機(EDG)を起動したところ、打撃音とともに急停止した事例である。当該 EDG は動作不能となった。原因は、EDG の空気冷却器から漏れた水がシリンダーに入り、水撃を起こしたと推定される。漏水原因は、保守不良による空気冷却器のシール破壊と運転不良による冷却系水圧の上昇。根本原因は、運転・保守プロセスのマネジメントと監視の欠陥とされる。</p> <p>運転・保守のマネジメントに課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
			 <p>参考図 非常用ディーゼル発電機外観図例  <a href="https://www.kepco.co.jp/sp/corporate/pr/2012/_icsFiles/afieldfile/2012/10/05/1005_1j_01.pdf">https://www.kepco.co.jp/sp/corporate/pr/2012/_icsFiles/afieldfile/2012/10/05/1005_1j_01.pdf</a></p>				
			 <p>参考図 空気冷却器系統概要図例  <a href="https://www.kepco.co.jp/sp/corporate/pr/2012/_icsFiles/afieldfile/2012/10/05/1005_1j_01.pdf">https://www.kepco.co.jp/sp/corporate/pr/2012/_icsFiles/afieldfile/2012/10/05/1005_1j_01.pdf</a></p>				

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8971			2020-11-18	事務局	②	0	<p>本件は、BWRプラントにおいて、タービン系に不安定現象を数か月前に観測したことから、出力を下げて主タービンの弁類の試験を行っている際に、復水器真空度低となり、原子炉を手動停止させた事象である。原因は、1台の給水加熱器のベントラインの継手部が、流れ加速型腐食(FAC)により空気漏れしたため。根本原因は、当該継手部の材料が不適合材料だったこと。建設当時から誤っていた。また、タービン系において、数か月前から不安定現象が観測されていたが迅速対応しなかった組織にも課題がある。</p> <p>運転・保守のマネジメントに課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRS8972			2020-11-24	事務局	②	1	<p>本件は、原子力発電所において、法令定検後の起動過程にて、核計装に係る原子炉保護系が正常に反応していないことから原子炉停止した事例である。反応しなかった原因は、炉内検出器と原子炉保護系が接続されていないため。接続されていない原因は、法令点検の試験のため、系統構成を変更したが、試験終了後に元に戻すのを忘れたため。寄与因子は、構成変更した状態に作業員も運転員も気が付かなかったこと。根本原因は、構成変更しても起動操作を許すプラント設計と運転プロセス。構成変更に伴うリスク管理も不十分だった。</p> <p>運転・保守のマネジメントに課題があることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報				
			<p style="text-align: center;">参考図 典型的な核計装保護系の構成概念  <a href="http://bjsache.com/~media/Files/R/Rolls-">http://bjsache.com/~media/Files/R/Rolls-</a></p>				
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。							

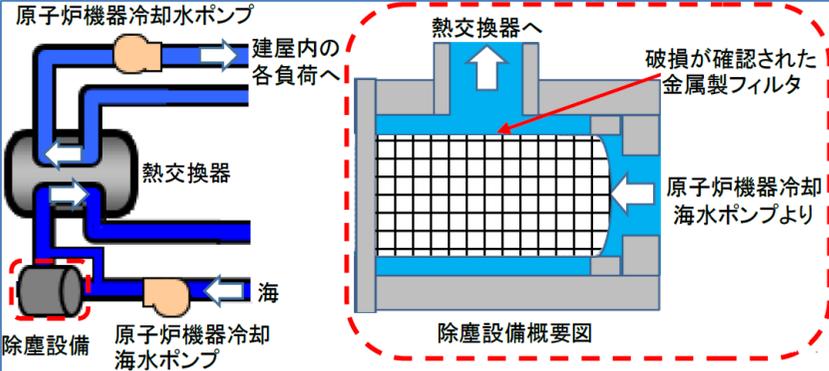
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRSR214			2020/08/13	事務局	③	—	<p>本件は、材料照射炉において、照射済み材を含むホルダーを運ぶためのバスケットをホットセルから輸送用容器に装荷する過程で、ホルダーの一部が変形した事例である。放射性物質の環境への放出はない。原因は、ホットセル内でバスケットを組み立てる際に、その部品を誤選定したため。そこから、ホルダーがはみ出して、装荷の過程で輸送容器の閉止機器に挟まれた。根本原因は、部品誤選定しても加工できてしまうバスケット設計と加工管理(部品保管方法、加工後検査等)が不適切であったこと。加工後のバスケットに疑問を持つ態度も欠如していた。</p> <p>当該バスケットの設計とバスケットを組み立てる作業、バスケットを輸送容器に装荷するプロセスが、いずれも本材料試験炉特有であることから、上記基準によりスクリーニングアウトする。</p>
			補足情報				
<p>赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
IRSRR215			2020-11-18	事務局	③	—	<p>本件は、全燃料を取り出した材料照射炉において、保全のため、燃料集合体クランプファスナー（燃料を炉心グリッドに固定するための炉内治具）を原子炉プールから吊り出す作業中に、当該ファスナーが水中落下し、損傷した事例である。衝突した別のファスナー等も損傷した。安全性や環境への影響はない。落下原因は、ファスナーと吊具の結合が不十分だったため。根本原因は、作業に不慣れだったことと、吊具との結合状態が見えないことと解除が容易な設計。</p> <p>燃料集合体クランプファスナーも吊具も、当該材料照射炉特有であることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p>

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2018-29	非常用ディーゼル発電機B号機 制御盤内リレー端子接続不良 NUCIA 通番: 12896M ユニット: 泊3号機 発生日: 2018-11-09 登録区分: 最終 更新日: 2021-03-10	<p>2018-11-09、点検中の非常用ディーゼル発電機(3B-DG)の試運転のため、中央制御室から起動操作したところ、起動しなかった。</p> <p>直接原因: DG 制御盤内にあるリレー端子台に接続される2本の端子のうち裏側の1本の接続不良。</p> <p>推定経緯: 制御盤製作時から、当該リレー端子と端子台は締付ビスで固定されていたが、導通状態は維持されていた。しかし今回の点検時の触手確認において、固定されていた奥側の端子が端子台から離れた。</p> <p>安全性評価: 保守的に、当該制御盤の製作時(2009-02-16)から2018-11-09まで、3B-DGに待機要求があった期間、保安規定第72条(運転中のDG待機要求)および第73条(運転停止中のDG待機要求)に違反していた。</p> <p>特定された問題点: ①設計調達段階にて、調達先の品質保証活動の実施状況とその有効性を確認できていなかった。②工場製作・試験段階にて、品質管理要領書(工場製作段階)に、端子取付け状態を確認する項目を設定していなかった。③建設据付段階(復元確認)にて、DG試運転要領書に項目毎の点検実施範囲(確認すべき範囲や記録の残し方)を明確化していなかった。④建設据付段階(復元確認)にて、DG試運転要領書に健全性確認を行うホールドポイントを定めることを明確化していなかった。⑤建設据付段階(100%休憩)にて、100%休憩工事制御盤点検要領書に点検実施範囲(確認すべき範囲や記録の残し方)を明確化していなかった。⑥同要領書に健全性確認を行うホールドポイントを定めることを明確化していなかった。⑦定検段階にて、DG制御盤点検工事要領書に点検実施範囲(確認すべき範囲や記録の残し方)を明確化していなかった。⑧同要領書に経年劣化による影響確認としての健全性確認を行うホールドポイントを定めることを明確化していなかった。</p> <p>再発防止策(組織): ①-1 トラブル情報検討要領の改善、①-2 調達管理要領の改善、②-1 教育訓練管理要領の改善、②-2 教育訓練管理要領の改善、③安全文化醸成活動において、潜在リスクを認識し、現状に満足せず常に疑問を持ち改善を図る意識を醸成させるため、本事象を題材とした意識改善活動を実施。</p>	2021-03-10	事務局	⑥	—	<p>本件は、原子力発電所の非常用ディーゼル発電機(EDG)が試運転時に起動しなかった事例である。原因は、当該EDGの制御盤内のリレーの接続不良。調査の結果、制御盤製作当時(2009年)から不良だったと推測される。これまでの試運転では正常起動していたが、保守的に2009年から2018年まで、EDGの保安規定違反と判断された。根本原因は、設計レビューや出荷試験等におけるマネジメント問題と考えられる。</p> <p>本件は、原子力規制委員会により、保安規定第72条および第72条に違反していると判断され、是正措置の進捗が検査されている(平成30年度第4四半期保安検査報告書)。上記基準によりスクリーニングアウトとする。</p> <p><a href="http://www.nsr.go.jp/disclosure/law/PLK/0000080.html">http://www.nsr.go.jp/disclosure/law/PLK/0000080.html</a></p>
			補足情報				
			<p>図 端子取付け不良状態(左)、正常状態(右)</p>				
			<p>図 当該リレー、端子台と端子</p>				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2018-53	廃棄物処理建屋 照明スイッチ回路の焦げ跡発見 について  更新日: 2020-12-24  NUCIA 通番: 12943M  ユニット: 福島第二発電所  発生日: 2018-07-23  登録区分:最終  更新日: 2021-01-26	2018-07-23、1/2号廃棄物処理建屋1階南側搬入口の汚染検査用計器室照明用スイッチに焦げ跡が確認された。消防署員による現場状況確認の結果、「火災ではない」と判断された。	2020-12-24	事務局	⑤	—	本件は、福島第二発電所にて照明用スイッチで焦げ跡が確認された事例である。微小な放電の跡であり実害がないことと、同様な事象がおこる可能性のあるスイッチを全数交換するとしている。 <u>当該発電所に固有な軽微な事象であり、範囲を拡大して対策も取られることから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。</u>
		同1階の照明スイッチ全箇所内部調査により、搬入口近辺や廊下に位置するスイッチは、湿度の影響を受け、スイッチ内部に堆積するほこり量が多いことが判明した。それらのスイッチでは、内部への空気の吸い込みが確認された。なお、当該箇所は東北地方太平洋沖地震後に津波の浸水があった箇所であった。  焦げ跡の推定原因:スイッチ内部にほこり等が蓄積した状態と、湿度の影響を受けやすい環境条件が重なったことにより、端子同士がショートした。  再発防止策:①廃棄物処理建屋1階の全ての照明スイッチを交換する。津波の影響を受けた地下階のスイッチの全数を交換する。②津波の影響を受けた1~4号機の原子炉建屋、タービン建屋、チャコール建屋、サービス建屋、コントロール建屋、及び3/4号廃棄物建屋の1階から地下階の照明スイッチも全数交換する。③スイッチ本体交換と合わせて、スイッチBOX内電線管口に防水絶縁パテ(ネオシール)を詰めて、空気の流入防止処置を実施する。	補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-14	原子炉機器冷却海水系除塵設備内のフィルタの一部破損  NUCIA 通番: 13055M  ユニット: 浜岡発電所 5号  発生日: 2019-11-26  登録区分: 最終  更新日: 2021-02-05	2019-11-26、施設定期検査中の 5 号機において、原子炉機器冷却海水系の熱交換器の入口配管に取り付けられている除塵設備の内部構造物である金属製フィルタの一部が破損していることが確認された。なお、原子炉機器冷却海水系の運転状態に異常はなく、放射性物質の漏えいもない。  推定破損原因(機構): 当該フィルタに目視困難な亀裂あり、それが系統運転に伴う疲労により進展した。  再発防止対策: フィルタに、渦流探傷検査を導入する。当該フィルタの点検計画に、渦流探傷検査にて信号指示のあった箇所について、拡大鏡を用いた詳細点検を実施し、有意な欠陥の有無を判定する項目を追加する。	2020-02-10	事務局	⑤	—	本件は、定期検査中 BWR プラントにおいて、原子炉機器冷却海水系の熱交換器の金属製フィルタの一部が破損していることを確認した事象である。運転状態に異常はない。  軽微な事象であり、再発防止策も策定されていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報							
 <p style="text-align: center;">図 原子炉補機冷却海水系の概要図</p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-31 2020Q1 規制 検査報告書	海水ポンプの自動停止に伴う非常用ディーゼル発電機の運転上の制限の逸脱および復帰について  更新日: 2020-05-11  NUCIA 通番: 13110 M  ユニット: 美浜発電所 3号機  発生日: 2020-04-10  登録区分:最終	<p>2020-04-10、第 25 回定期検査において、9 時 47 分頃に 3A 海水ポンプが自動停止し、A 非常用ディーゼル発電機への冷却水の供給ができなくなった。その後、9 時 59 分に待機中の 3B 海水ポンプを手動起動し、10 時 30 分に保安規定の運転上の制限を満足する状態に復帰した。一時的に原子炉補機冷却海水系が停止するとともに、保安規定の運転上の制限<sup>※1</sup>を満足していない状態にあった。</p> <p>安全性評価: 運転上の制限へは所定の完了時間内に復帰した。本事象による環境への放射能の影響は無い。また使用済み燃料ピットの水温に優位な変化は無かった。</p> <p>直接原因: 当該ポンプ軸受の潤滑水の流量計の指示値が低下しており、また潤滑水がバックアップ系統から供給されていたため、潤滑水の流量が低下したと判定し当該ポンプが自動停止した。</p> <p>根本原因: 潤滑水流量の指示低下は、海水配管に設置されている電磁流量計の電極部に錆等の異物が付着したことと推定された。流量計の電極部の定期清掃が不十分であったことが原因であり、使用環境及び設置環境に対する考慮が十分になされた保全が実施されていないことに起因する。</p> <p>再発防止対策: 当該流量計を予備品に取り替えるとともに、内部清掃実施時の手順に「内部清掃実施時は、特に電極部及びその周辺を入念に清掃すること」、注意事項として、「絶縁性の付着物は指示に影響を与えることから、絶縁性付着物の拭き残しが無いよう注意すること」を作業手順書に追記する。</p>	2020-04-20	事務局	⑤	—	<p>本件は、定期検査中の原子力発電所にて、冷却水を供給する海水ポンプが自動停止し、一時的に非常用ディーゼル発電機に関する運転上の制限を逸脱した事象である。直接原因は、海水ポンプが潤滑水流量低指示(誤指示)で自動停止したこと。根本原因は、保守不備による流量計電極部への異物の付着である。所定の完了時間内に運転上の制限へ復帰したことから、2020Q1 原子力規制検査報告書において、重要度は「緑」深刻度は「SLIV」と評価された。以上より、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報					<p>※1: 保安規定第75条 原子炉から燃料を取出している期間においては、ディーゼル発電機 2 基が動作可能であることが求められている。なおこのディーゼル発電機には、サイト内共用の非常用発電機 1 基を含めることができる</p>		

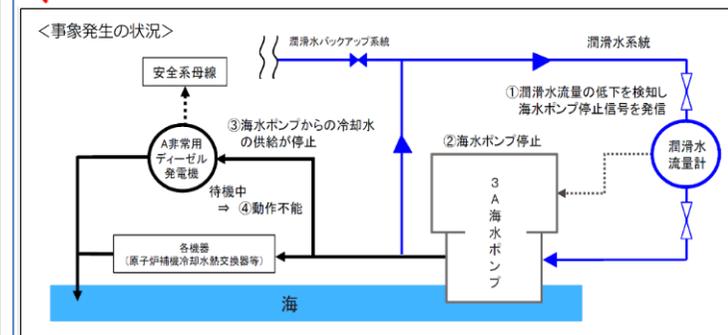
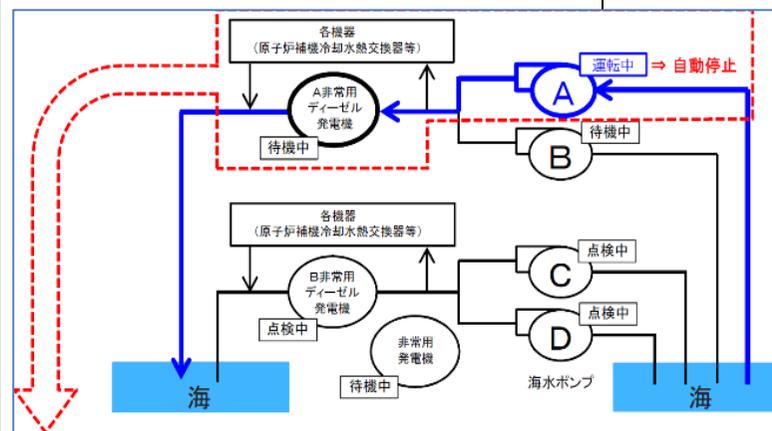
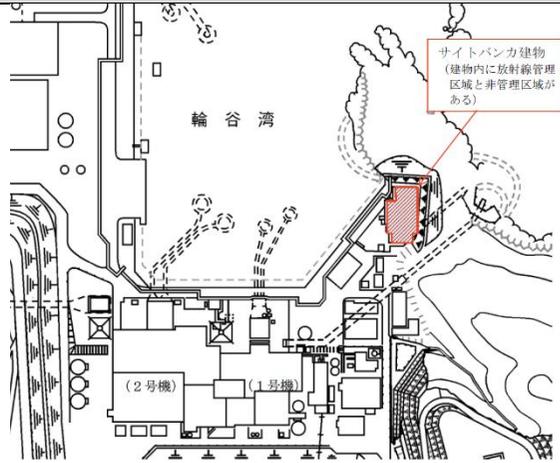


図 概略系統図

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-34	サイトバンカ建物の巡視業務の未実施	<p>サイトバンカ建物※において、2002年4月以降、合計32日分の管理区域内巡視記録が入域せずに作成されていたことが判明した。</p> <p>(※1 放射性固体廃棄物を一時的に貯蔵・保管および処理するための設備。保安規定第13条において、「毎日1回以上、原子炉施設を巡視させること」が定められている。巡視点検要領書では2回/1日)</p> <p>安全性評価: 本施設は安全上重要な施設ではなく、巡視の未実施は18年間のうち土日祝日の32日分であり、現在までに放射線安全に影響を及ぼすような事象は確認されていない。本件は、保安規定違反(監視)の判定を受けた。</p> <p>直接的原因: 巡視委託会社においてはコンプライアンス及び原子力安全文化の意識、巡視業務の重要性の教育が不十分だった。巡視業務の体制・役割分担や実施方法等が明確にされていない。巡視結果を確認する仕組みが不十分であり、当該事業者当直長と協力会社運転副責任者は、巡視の未実施に気づけなかった。</p> <p>根本的原因: 運転委託している設備であっても自ら管理するべきという意識が薄くなっていた。巡視委託会社のコンプライアンス意識については自主的な取り組みに委ねられていた。</p> <p>寄与因子: 当該建屋の非管理区域の巡視に時間を要し、管理区域内の巡視を行う時間的な余裕がなかった。土日休日は巡視委託会社の管理者が不在であることから、巡視担当者への牽制機能が不足していた。</p> <p>再発防止対策: パトロール支援システムの携帯端末を用いた巡視中の写真撮影(日時自動保存)を義務付け、当該事業者並びに巡視委託会社管理部門の双方で巡視状況を確認する。運転業務運用手順書における業務内容を明確化するとともに、業務内容の定期的なレビューを実施する。保安教育、コンプライアンス意識の教育を拡充する。</p>	2020-04-20	事務局	⑤	—	<p>本件は、固体廃棄物の保管・処理施設において、管理区域内巡視記録が入域せずに作成されていたことが判明した事象である。放射線安全に影響を及ぼすような事象は確認されていない。直接原因は、巡視結果を確認する仕組みが不十分であったこと。根本原因は、当該事業者の管理意識が薄くなっていたこと。</p> <p>令和元年度第4四半期保安検査報告書において保安規定違反(監視)の判定を受けていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
2019Q4 保安検査報告書	<p>更新日: 2020-09-18</p> <p>NUCIA 通番: 13092 M</p> <p>ユニット: 島根発電所サイトバンカ建物</p> <p>発生日: 2020-2-18</p> <p>登録区分: 最終</p>		補足情報				
							
			<p>図 島根原子力発電所 サイトバンカ建物配置</p>				

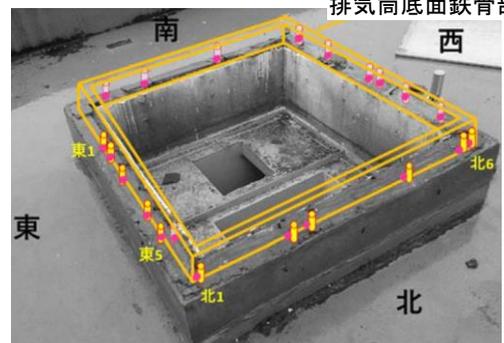
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-35	固体廃棄物貯蔵所の巡視業務の不備	<p>発電用原子炉施設については、保安規定第 13 条において、「毎日 1 回以上、従事者に巡視させ点検を行わせること」が定められている。しかし、当該事業所の固体廃棄物貯蔵所においては、建物の外観及び扉の施錠状態の確認は実施しているものの、貯蔵所内部については監視カメラで巡視を代行していることが判明した。</p> <p>安全性評価: 監視カメラによる確認ではあるが、放射性固体廃棄物も確認され、放射線安全に影響を及ぼした事象は確認されていないことから、原子力の安全に及ぼした影響は低い。本件は、保安規定違反(監視)の判定を受けた。</p> <p>直接原因: 保安規定とは別の自主保安による「放射性廃棄物の保管状態」の確認方法を現場巡視から監視用カメラによる遠隔監視に変更する際、誤って保安規定に基づいた「巡視点検要領書」の巡視方法を変更してしまったため。</p> <p>根本原因: 巡視方法を変更する際、その位置付けを明確に記載し、影響評価を実施するルールがなかったため。</p> <p>寄与因子: 現在行っている巡視業務の運用は正しいという思い込み。潜在する問題の可能性を考える意識が低かった。</p> <p>再発防止対策: 巡視点検要領書を修正するとともに、巡視方法を変更する際には影響を評価するルールを作る。</p>	2020-04-20	事務局	⑤	—	<p>本件は、固体廃棄物貯蔵所において、内部の巡視を行っていなかったことが判明した事象である。監視カメラにより放射性固体廃棄物の安全は確認されており、放射線安全への影響は無い。直接原因は、自主保安を変更する際に、誤って保安規定に基づく巡視方法を変更してしまったこと。根本原因は、巡視方法を変更する際、その位置付けを明確にしていなかったこと。</p> <p>既に、令和元年度第 4 四半期保安検査報告書において保安規定違反(監視)の判定を受けていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
2019Q4 保安検査報告書	<p>更新日: 2020-10-16</p> <p>NUCIA 通番: 13116 M</p> <p>ユニット: 島根発電所 2 号</p> <p>発生日: 2020-3-19</p> <p>登録区分: 最終</p>	補足情報					

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-36 法令報告	材料試験炉二次冷却系統冷却塔の倒壊  更新日: 2020-06-03  ユニット: 日本原子力研究開発機構(JAEA)材料試験炉(JMTR)  発生日: 2019-09-09  登録区分:評価	<p>2019-09-09、JAEAの大洗研究所 JMTR(2006年8月運転停止、廃炉措置申請中、燃料取り出し済)の二次冷却系統冷却塔が、台風による強風により倒壊した。観測された瞬間最大風速は地上10mにおいて31m/sであり、設計耐力(63m/s)未達であった。冷却塔は、2006年以降1回/月、2017年以降1回/年の保守運転のみ行われている状態であった。</p> <p>安全性評価:放射性物質の環境への放出はなく、作業員の被爆や怪我人も出ていない。また、二次冷却系統以外の系統及び設備の機能への影響は無く、深層防護に関しても複数の防護層が利用可能であった。</p> <p>直接原因:冷却塔の主要構造部材である、木製筋かい下端部の腐朽による強度の低下及び接合金物からの抜け出し。</p> <p>根本原因:冷却塔の長期運転停止により木製筋かい下部が腐朽し易くなる※1ことを認識しておらず、腐朽リスクをメーカーと十分共有できていなかったため、点検項目や方法、並びに部材等の更新計画に反映されなかった。建設メーカー推奨である通常運転を前提とした点検方法(目視点検)では接合金物下の腐朽を把握できなかった。</p> <p>再発防止対策:当該冷却塔については、建替えを行う予定はない。当該冷却塔と同じく木造の構造材を用いた施設に関しては、木材内部の腐朽に着目した打音点検や超音波測定器等を行い、補修・補強や点検計画の見直しを行う。水平展開として、他の設備についても既存の点検方法の適切性を確認し、必要に応じて点検方法の見直しを図る。</p> <p>※1:降雨が木製筋かい下端部の接合部(ボルト穴部)に侵入しやすい状態となっていたことから、長期の運転停止中に乾燥と湿潤が繰り返され、木材内部の腐朽が促進された。なお、運転中は筋かいが定期的に冷却水(流水)に晒されており腐朽菌が定着し難い状態にあった。</p>	2019-09-09	事務局	⑥	0	<p>本件は、長期運転停止中(廃炉予定)のJMTRの二次冷却塔が木製構造部材の腐朽により台風で倒壊した事象である。放射性物質の環境への放出はなく、作業員の被ばくや負傷も無かった。本件の原因調査と水平展開は概ね妥当と、既に規制委員会(令和2年6月3日)にて評価されている。以上より、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報			 <p>図 倒壊した二次冷却系統冷却塔</p>  <p>金具から抜け出した部分やボルト穴周りが腐朽していた。</p> <p>接合金具(鋳物)</p> <p>図 倒壊後の筋かい下端部の例</p>  <p>ルーバーからの雨水の進入</p> <p>図 冷却塔下部の様子(倒壊前)</p>	

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2019-44	廃棄物処理建屋内における条例に基づく危険物保管数量超えについて 更新日: 2020-12-24 NUCIA 通番: 13048M ユニット: 福島第二発電所 1,2号 発生日: 2019-11-06 登録区分:最終 更新日: 2021-01-20	2018-07-23、1/2号廃棄物処理建屋1階資材置き場(非管理区域)において、双葉地方広域市町村圏組合の火災予防条例第46条で定める数量(第4類第三石油類:400リットル、第4類第四石油類:1,200リットル)を12リットル超過して保管していたことが判明した。超過していた潤滑油を危険物倉庫に移動した。 背後要因:①当該室内では、2つのグループが、各々保管管理(常設保管と仮置き保管)していた。②指定数量の1/5を超えない危険物は、管理者が不在。③危険物仮置きの際、書類手続きとして保安監督者の確認を受けていたが、建屋内の危険物総量の管理責任者が不在。④社内マニュアルにおいて、危険物仮置きルールに関する根拠や解釈が不明確。 超過推定原因:①常設物品と仮置き物品を同一エリアに置かれた場合の管理方法が不明確。②管理者及び申請者は危険物の総量管理を行っていなかった。③不燃区画や防火区画単位で管理することを知らなかった。④自グループの仮置きの総量だけを計算していた。⑤貯蔵庫へ移動させなかった。 再発防止策:①微量危険物の管理方法、管理体制の明確化。防火管理要領への反映。②管理者は危険物倉庫の保管状況を把握し、倉庫への移動を指導する。不燃区画や防火区画単位での総量管理を明確化。防火管理要領へ反映。③自グループドラム缶等移動作業手順書に総量及び廃油の管理方法を追記。④微量危険物の取扱いについてグループ内教育を実施。関係グループにおいて「業務と法令の関連表」への反映を行う。対策①②を反映した防火管理要領の周知・教育を行う。	2020-12-24	事務局	②	—	本件は、福島第二発電所にて火災予防条例の不順守が判明した事例である。既に、危険物を移動させ対応済み。事業者による危険物保管管理に課題があったことから、上記基準によりスクリーニングアウトとする。
			補足情報				

図 1/2号廃棄物処理建屋内資材置き場の保管状況

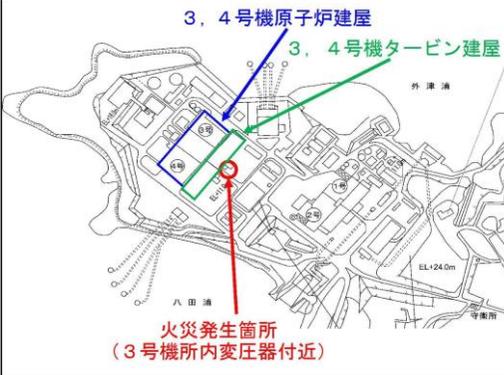
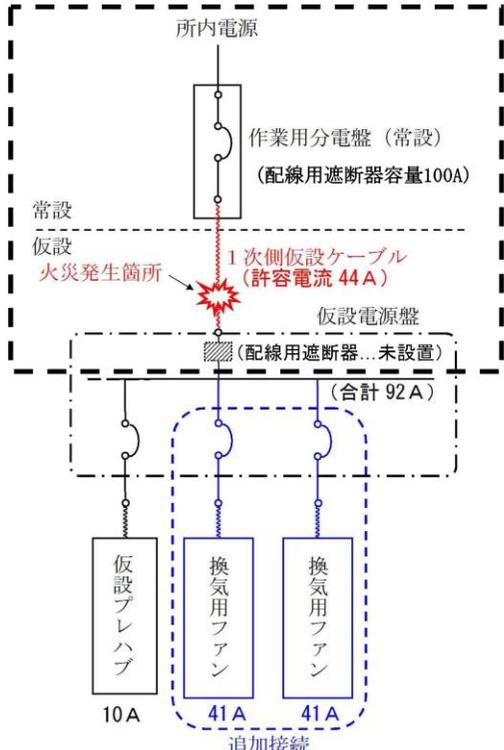


番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-08 法令報告	研究棟排気筒倒壊について 更新日: 2020-07-15 ユニット: 研究棟(使用施設) 発生日: 2020-04-13 登録区分:最終	<p>2020-04-13、東北大学金属材料研究所附属量子エネルギー材料科学国際研究センター研究棟(当日管理区域では放射性物質は用いられていない)において、強風による排気筒の揺れが視認され、監視を始めたところ、排気筒が倒壊し、研究棟屋根に接触した後に研究棟南側に落下。現場にて、排気筒及び研究棟屋根の損傷を確認。研究棟屋根の排気筒が設置されていた箇所は開口していた。</p> <p>本事象による外部環境への影響はなく、事業所内外への放射性物質および核燃料物質の放出や漏洩もない。人的被害(汚染・被ばく・負傷等)もなかった。</p> <p>事後調査結果:全溶接部(21箇所)の破断が確認されたが、破断面では腐食が進行しており、本事象以前に破断していたと推定される。なお、排気筒そのものは、落下時に損傷した部分を除き健全性は保持されていた。</p> <p>倒壊直接原因:強度が低下していた排気筒に、強風(地上高10mにおいて最大瞬間風速35.3m/s、10分間平均風速15.6m/s)によって、ワイヤー補強分を上回る荷重が排気筒に加わったこと。</p> <p>根本原因:①屋根基礎部と排気筒底面との接合(点溶接)の耐久性が乏しかった。②排気筒に点検口が設けられていなかった上に接合部周囲が鉄板で覆われていたため、排気筒接合部を点検することは不可能だった。③接合部の構造や施工方法を記した建設図書が存在せず、接合部の耐久性を認識していなかった。</p> <p>再発防止策:①接合部の強度および耐久性に関して、現行の建築基準法に準拠(10分間平均風速34m/s)した設計及び施工を行う。接合方法は溶接ではなくボルト締めとし、経年劣化管理が可能な構造とする。②排気筒に点検口を設け、接合部の健全性を確認できるようにする。定期点検(1年1回以上)を行う。③構造や施工方法を記した図書を適切に保管する。</p> <p>水平展開:①当該センターの他の2棟の排気筒を点検、健全性の問題がないことを確認。これらの情報を、他施設にも展開する。②当該センターの設備・施設全般について詳細な経年劣化調査・点検を実施し、その結果に基づいて必要な対策を講じる。①②について、学内他施設に情報を展開する。</p>	2020-07-15	事務局	⑥	未評価	<p>本件は、1969年に建設された研究棟(核燃料使用施設)の排気筒が強風により倒壊した事例である。環境、公衆への影響はなく、被ばく、負傷等も発生していない。原因は、排気筒と屋根基礎部の接続部の強度が、強風による荷重に耐えられなかったこと。根本原因は、当該接続部の耐久設計・施工が不十分だったこと、当該部の点検が行えない設計であったこと並びに当該部の強度の評価も点検確認も行っていなかったこと。排気筒の建設図書が失われていることも認識していなかった。構造物の健全性に対する組織対応に課題があるが、既に検査Gで取り扱っていることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>
			<p>補足情報</p> <p>背景情報:当該排気筒は、鋼板製、角柱型(縦1.2m、横1.2m、高さ7.5m)で、1969年に建設され、研究棟屋根基礎部から顕出した21本の鉄筋を排気筒底面鉄骨部品に点溶接することで、屋根基礎部に固定されていた。また、本事象の半年前の台風15号の後、4本のワイヤーを用いて排気筒と建屋とを4方向から結び、風荷重に対する強度を補強する応急措置を行っていた。</p>			 <p>研究棟屋根表面の損傷部分 研究棟屋根開口部(養生済み)</p> <p>研究棟放射線管理区域 ホットラボ実験棟</p> <p>倒壊した排気筒</p> <p>図 倒壊した排気筒 <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000318382.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000318382.pdf</a></p>	
			 <p>排気筒底面鉄骨部品</p> <p>南 西 東 北 東1 東5 北1 北6</p> <p>鉄筋(モルタルから露出0~2.5cm)、●:溶接部</p> <p>図 建設当時の接合状態(推定) <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000318382.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000318382.pdf</a></p>				

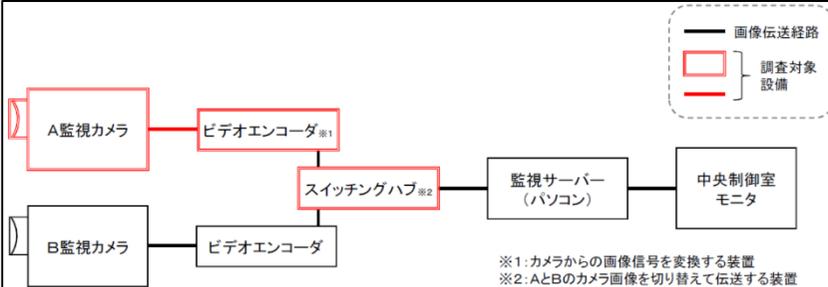
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-09	非常用ディーゼル発電設備潤滑油系配管フランジ接続プレートオリフィス取付方向相違  更新日: 2020-09-18  NUCIA 通番: 13117 M  ユニット: 島根発電所 3号  発生日: 2020-4-13  登録区分:最終	<p>2020-4-13、島根発電所 3号(建設中)において、協力会社による現場パトロール中に非常用ディーゼル発電機(A/B/C系)軸受給油ラインに設定されているプレートオリフィスの取付方向が間違っていることが発見された。</p> <p>安全評価:原子力安全への影響はない。</p> <p>直接原因:非常用ディーゼル発電機の点検の際に、当該オリフィスが取付けられているフランジの切離しを行ったが、フランジ接続の際にオリフィス取付方向を誤った。</p> <p>根本原因:作業要領書にオリフィスが取付けられているフランジの切離し/復旧作業に関する記載が無く、作業着手前打合せにおいても言及がなかった。そのため、フランジ切り離し時にオリフィスに合いマークを付けるなどの識別手順を実施していなかった。また復旧の際、複数の工事関係者を介した口頭での確認においてオリフィス取付方向を誤認した。</p> <p>寄与因子:作業員の配管系に対する知識が不足しており、正しい取付方向を図面等で確認しなかった。工事担当者および指導員はオリフィスに対する知識が不足しており、オリフィスに方向があることを認識していなかった。</p> <p>是正措置:当該オリフィス以外のオリフィスについて、取付方向の現場確認を実施する。</p> <p>再発防止対策:作業要領書及び「作業着手前打合せ記録」について、オリフィスの切離し/復旧作業に関する項目を追加する。工事管理仕様書及び工事施工管理手順書に、オリフィスについても合いマークなどの識別を実施する旨を記載する。当該設備の主管箇所において、本事象に係る事例教育を実施する。</p>	2020-05-15	事務局	⑤	—	<p>本件は、建設中プラントの現場パトロールにおいて非常用ディーゼル発電機軸受給油ラインのオリフィスの取付方向の誤りが見つかった事象である。原子力安全への影響はない。直接原因は、分解点検後の復旧作業において、オリフィス取付方向を考慮しなかったこと。根本原因は、点検作業要領書の不備であり、オリフィスの向きに関する記載がなかったこと。</p> <p>系統機能に影響を及ぼさない軽微な事象であることから上記基準によりスクリーニングアウトする。</p> <p>本件は既に国内事業者内で水平展開されており、結果が NUCIA13125 M、13167 M、13176 M、13175 M、13154 Mに登録されている。</p>
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-10	非常用ディーゼル発電設備潤滑油系配管フランジ接続プレートオリフィス取付方向相違	2020-5-11、島根3号機非常用ディーゼル発電設備潤滑油系配管接続プレートオリフィス取付方向相違事象(通番:13117)を踏まえて類似事象の点検を行い、島根1号機(廃止措置中)非常用ディーゼル発電機(A系)の潤滑油系に設置されているオリフィスの取付方向が相違していることを確認した。	2020-05-26	事務局	⑤	-	本件は、廃止措置中のプラントにおいて、非常用ディーゼル発電機潤滑油系のオリフィスの取付方向の誤りが見つかった事象である。原子力安全への影響はない。直接原因は、分解点検後の復旧作業において、オリフィス取付方向を考慮しなかったこと。根本原因は、作業要領書の不備であり、オリフィスの向きに関する記載が無かったこと。
	更新日: 2020-09-18	安全評価:廃止措置中のプラントで発見された事象であり原子力安全への影響はない。					本件は島根3号機の事象(NUCIA13117M)が国内事業者内で水平展開された結果見つかったものであり、本件の他13167M、13176M、13175M、13154Mに登録されている。
	NUCIA 通番: 13125 M	直接原因:詳細は不明だが、過去の定検においてフランジ接続の際にオリフィス取付方向を誤ったものと推定される。					
	ユニット: 島根発電所1号	根本原因:作業要領書は既に廃棄されており内容の確認はできなかったが、作業報告書にはオリフィスに関する記載がなかったことから、島根3号機の事象(通番:13117)と同じく作業要領書の不備と推定される。					
	発生日: 2020-5-11						
	登録区分:最終	再発防止対策:作業要領書及び「作業着手前打合せ記録」について、オリフィスの切離し/復旧作業に関する項目を追加する。工事管理仕様書及び工事施工管理手順書に、オリフィスについても合いマークなどの識別を実施する旨を記載する。当該設備の主管箇所において、本事象に係る事例教育を実施する。					

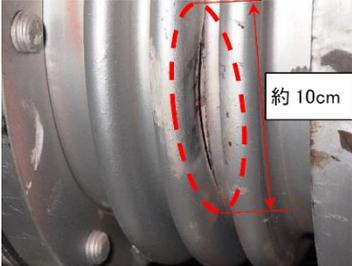
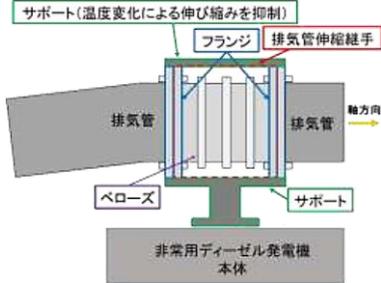
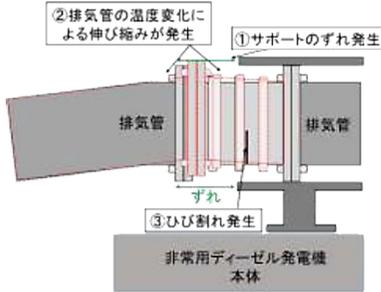
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-11	廃棄物処理建物における巡視頻度の一部誤り  更新日: 2021-01-13  NUCIA 通番: 13165M  ユニット: 島根発電所 2号  発生日: 2020-7-31  登録区分:最終	2020-7-31、島根 2号機廃棄物処理建物における高線量区域外のエリアである「復水スラッジ分離タンク室」及び「1号連絡配管室」について、1回/日の巡視 <sup>※1</sup> を実施すべきところ、1回/週の巡視を行っていたことが確認された。	2020-09-11	事務局	②	—	本件は、廃棄物処理建物の高線量区域外において、巡視頻度が誤っていたことが判明した事象である。なお、原子力安全に与える問題は生じていない。直接原因は、巡視点検要領書の誤りである。根本原因は、管理区域区分が変更された際の巡視点検要領書の見直しの不備である。  当該事業者のマネジメントの問題であることから、上記基準によりスクリーニングアウトする。
		安全性評価:記載無し。1回/週の巡視において異常は確認されておらず、原子力安全に与える影響は低い。  直接原因:2012-1-27に「復水スラッジ分離タンク室」の管理区域区分が高線量区域 3B <sup>※2</sup> から高線量区域外 1B <sup>※2</sup> に変更されたが、区分変更を反映した運転連絡(巡視頻度見直し等を指示する文書)が作成されなかった。また、「1号連絡配管室」は高放射線区域に該当していないにもかかわらず、巡視点検要領書において高放射線区域パトロールの範囲として週1回の巡視が定められていた。  根本原因:管理区域区分の変更連絡受領後に巡視頻度の見直しを行う手順が明確化されていなかった。また、巡視エリアの位置付けを明確にし、巡視点検要領書に適切に反映する仕組みがなかった。現行運用で問題が発生していなかったことから、現行運用に問題はないか検証し確認しようとする意識がなく、その結果問題を発見し是正することができなかった。  再発防止対策:当該エリアを、高放射線区域パトロールシートから廃棄物処理関係パトロールシートに移行するとともに、「運転管理手順書」及び「放射線管理手順書」を修正し、管理区域区分変更を過不足なく巡視へ反映するための手順及び適切に通知する手順を明確化する。保安規定等で定めた要求事項に影響を及ぼすような業務について現行運用を検証し、問題点があれば QMS 文書化する。「当事者意識の不足」に関する事例研修を定期的実施する。	補足情報  ※1 巡視点検頻度 高線量区域(1mSv/h以上):1回/週 高線量区域外:1回/日  ※2 管理区域区分 線量率による区分:低←1・2・3→高 汚染による区分:無←A・B・C・D→高				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-13	玄海原子力発電所3号機における火災の発生 更新日: 2020-10-29 NUCIA 通番: 13173 M ユニット: 玄海発電所 3号 発生日: 2020-9-24 登録区分:最終	<p>2020-9-24、定期検査を実施中の玄海原子力発電所 3号機(加圧水型軽水炉、定格電気出力 118 万キロワット)において、屋外に設置した仮設電源盤に接続している仮設ケーブルから、発火及び発煙を確認したため、消火活動を行うとともに公設消防へ通報を行った。その後鎮火を確認した。</p> <p>安全性評価:屋外の仮設電源盤で生じた焼損であり、速やかに鎮火されたことから原子力安全への影響はない。</p> <p>直接原因:仮設電源盤に接続する機器(換気用ファン)を追加した際、1次側ケーブル容量の確認を行わないままファンを起動した。また、所内電源側の分電盤の遮断機容量が1次側ケーブルの容量を超えていたため、1次側ケーブルの保護ができなかった。</p> <p>根本原因:設計変更の際に、その影響評価を実施しなかった。仮設電源であったことから、1次側ケーブル保護の考慮に欠けていた。</p> <p>再発防止対策:作業計画を変更する場合のルールを改善する。仮設電源であっても、ケーブルの保護を考慮する仕組みが明確になるよう規定文書等を改正する。</p>	2020-09-30	事務局	②	—	<p>本件は、屋外の仮設電源盤のケーブルが焼損した事象である。延焼はなく原子力安全への影響は無かった。直接原因は、1次側ケーブルとその遮断機の容量を超える機器を追加したこと。根本原因は、機器の追加にあたり設計変更の影響評価を行わなかったこと。</p> <p>事業者における作業管理が不十分であった事例であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
 <p style="text-align: center;">図 火災場所</p>							
 <p style="text-align: center;">図 配線図</p>							

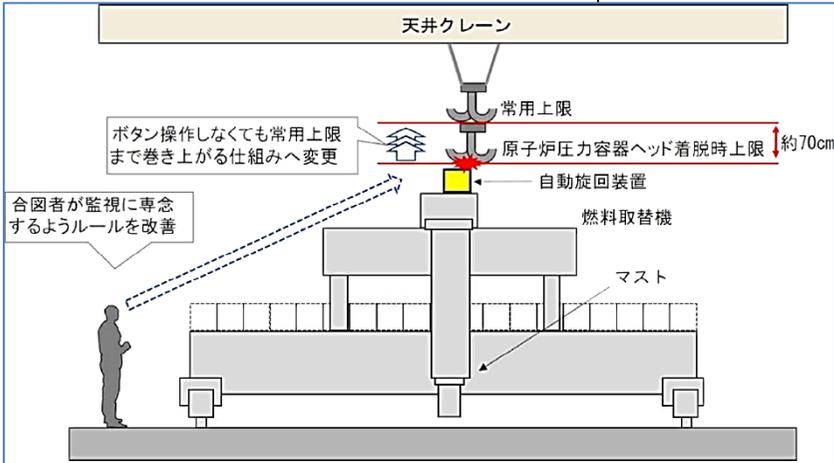
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-15	伊方発電所3号機 特定重大事故等対処施設の設置工事における発火について  更新日: 2020-10-21  NUCIA 通番: 13178 M  ユニット: 伊方発電所 3号  発生日: 2020-09-29  登録区分:最終	2020-09-29、伊方発電所3号機の特定重大事故等対処施設内(管理区域外)の空調・ダクト設置工事において、作業員 A が足場上でグラインダーを使用して埋込金物 <sup>(※)</sup> の研磨作業中、下の足場にいた作業員 D、E が発炎を発見した。作業員 E がただちに消火器による消火作業を実施した。なお、作業員Aとその監視人は火災の発生および消火活動に気づかず、グラインダー作業終了後に火災の発生を知らされた。  ※ 機器や配管のサポートを溶接して取り付けるための壁や床等のコンクリートに埋め込まれた金物  安全性評価: 消防本部により鎮火が確認された。本事象による傷病者は発生していない。また、3号機プラントへの影響はなく、環境への放射能の影響もなかった。  直接原因: 不燃シートによる養生が不十分であったことから、グラインダー作業で発生した火花が不燃シートと壁の隙間に入り、その下に敷かれていた異物落下防止のための難燃シートを固定していた養生テープに引火した。  根本原因: 監視人や作業責任者による火気養生確認が不十分であり、またグラインダー作業の監視が不適切だった。火気養生方法と確認方法、及び作業監視方法が、社内マニュアルにおいて明確にされていなかった。  再発防止対策: 発電所員および協力会社に対し、本事象の発生状況・推定原因を周知し、火災防止策の徹底を指示した。また、火気養生方法の具体的手順と確認方法、及び作業監視方法を社内マニュアルに反映し、作業関係者に改善内容を周知・教育する。	2020-10-01	事務局	②	—	本件は、管理区域外におけるグラインダー作業において発炎が確認された事象である。負傷者および原子力安全への影響は無かった。直接原因は、グラインダー作業で発生した火花が不燃シート下に入り込み、養生テープに引火したため。根本原因は、社内マニュアルにおける不燃シートによる火気養生方法と確認方法、及び作業監視方法の不備。  事業者における作業管理が不十分であった事例であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。  なお、他の国内原子力施設でも工事・作業に起因した火災事象が発生していることから JANSI において発生件数を監視し、必要に応じて注意喚起文書が発行される。
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-16	使用済燃料ピットエリア監視カメラの不調に伴う運転上の制限の逸脱について	<p>2020-09-28、高浜発電所4号機(定格運転中)、2台ある使用済燃料ピットエリア監視カメラ※1の定期点検を実施したところ、A-使用済燃料ピットエリア監視カメラの画像が映らないことが確認された。このため保安規定の運転上の制限※2を満足していない状態であると判断された。</p> <p>更新日: 2020-10-16</p> <p>NUCIA 通番: 13184 M</p> <p>ユニット: 高浜発電所 4号</p> <p>発生日: 2020-09-28</p> <p>登録区分:最終</p>	2020-10-09	事務局	⑤	-	<p>本件は、使用済燃料ピットエリア監視カメラの故障により、保安規定の運転上の制限の逸脱と判断された事象である。燃料ピットの水位や温度に異常は確認されておらず、原子力安全への影響は無い。原因は、監視カメラ本体の故障である。</p> <p>電気計装品の静的素子の偶発故障であり軽微な事象であることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
		<p>安全性評価: 使用済燃料ピットの水位や温度に異常がないことが確認されており、4号機の運転状況にも問題はなかった。環境への放射能の影響等、原子力安全への影響はない。</p> <p>直接原因: 画像伝送経路を調査した結果、スイッチングハブやビデオエンコーダ等の画像伝送機器に異常はなく、監視カメラ本体の異常であることを確認した。</p> <p>根本原因: 電気計装品の静的素子の偶発故障である。</p> <p>再発防止対策: 監視カメラ本体を予備品に取り替える。</p>					 <p>図 監視カメラシステム構成図</p> <p>※1: カメラからの画像信号を変換する装置 ※2: AとBのカメラ画像を切り替えて伝送する装置</p>

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-17 2020Q2 原子力規制検査報告書	原子力規制検査結果について「川内原子力発電所2号機 配線処理室内における不適切なケーブル敷設による火災影響軽減対策の不備」 更新日: 2021-01-20 NUCIA 通番: 13200M ユニット: 川内発電所 2号 発生日: 2020-11-11 登録区分:最終	令和2年8月に実施された規制庁火災防護のチーム検査において、川内原子力発電所 2号機の配線処理室内において、鉄製の囲いに覆われて設置されているケーブルトレイ上面の一部に開口部があり、余熱除去ポンプ制御関連のケーブルがむき出しのまま入線(以下、「露出ケーブル」という。)していることを A系で3箇所、B系で5箇所確認された。A系とB系の露出ケーブル間の最短距離は約2.5メートルであったが、それぞれの露出ケーブルを隔てる鉄板等がなく、火災の影響軽減のための対策を満足しておらず、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違反とされた <sup>※1</sup> 。  安全性評価:火災による外的要因に対する防護が不十分であり、安全停止系ケーブルの焼損により、余熱除去ポンプ制御関係等の機能性等を確保できないおそれがある。しかし、ケーブルトレイのある区域は、維持管理が適切になされた火災の自動感知及び消火設備によって防護されているため規制庁により重要度は「緑」と判定された。また、「規制活動への影響」等の要素は確認されていないことから、事象の深刻度は「SLIV」と判定された。  原因:露出ケーブルの存在は、火災影響低減対策上の不備であることが容易に予測可能であることから、パフォーマンス劣化とされた。  再発防止対策:事業者は露出ケーブルが確認された箇所に対して、順次、1時間耐火布団にて覆う対策に取り組み、是正に向けた対応を実施した。	2020-11-17	事務局	⑤	—	本件は、火災防護のチーム検査において、ケーブルの火災影響軽減対策の不備が指摘された事象である。配線処理室内においてケーブルがむき出しになっていた。しかしながら火災自動感知器及び消火設備が機能することから、2020Q2 原子力規制検査報告書において、重要度は「緑」深刻度は「SLIV」と評価された。以上より、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報			※1:「川内原子力発電所1号炉及び2号炉 設置許可基準規則等への適合状況説明資料」「川内原子力発電所2号機 工事計画に係る説明資料」には1時間の耐火性能を確認した鉄板等の隔壁にて火災の影響軽減のための対策を行うと記載。1時間の耐火能力を有する隔壁等としては「鉄板及び離隔距離」、「鉄板、発泡性耐火被覆及び離隔距離」、「鉄板及び断熱材」又は「耐火布団」のいずれかを選定すると記載。				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-18	非常用ディーゼル発電機排気管伸縮継手ペローズのひび割れについて  更新日: 2020-12-23  NUCIA 通番: 13190M  ユニット: 浜岡発電所 3号  発生日: 2020-10-20  登録区分:最終	2020-10-20、定期点検中の 3 号機において、非常用ディーゼル発電機(EDG-A)の点検により、排気管伸縮継手のペローズにひび割れが一箇所確認された。当該ペローズを予備品に取り替え後、EDG-A の試運転を行い、機能に問題がないことを確認した。  背景:5 号機 EDG-B の排気管伸縮継手破損事象(2018-06-05)を踏まえ、排気管伸縮継手は定期的外観点検等を実施している。   <p>図 ペローズのひび割れ状況</p> <p><a href="https://www.chuden.co.jp/resource/ham/201021%203uDGberozuhibiware.pdf">https://www.chuden.co.jp/resource/ham/201021%203uDGberozuhibiware.pdf</a></p> <p>ひび発生機構:①当該排気管伸縮継手のサポートが、EDG 運転による振動と、起動・停止の温度変化による排気管の伸縮により、本来の取付位置(排気管伸縮継手の両フランジ)からずれた。②ずれたサポートが片側のフランジのみを支持したため、EDG の起動・停止の温度変化による排気管の伸縮方向が排気管軸方向とは異なる方向に負荷が掛かった。③定期試験として複数回 EDG の起動・停止を繰り返したため、排気管伸縮継手ペローズにひび割れが発生した。</p> <p>根本原因:排気管伸縮継手のサポートが動き、本来の取付位置からずれる可能性があることを予想していなかったため。</p> <p>再発防止対策:①定期的に全ての排気管伸縮継手の外観点検を実施する。②定期的にサポートと排気管伸縮継手のずれを確認し、調整する。</p>	2020-12-23	事務局	⑤	—	本件は、BWR プラントの非常用ディーゼル発電機(EDG)の点検にて、排気管伸縮継手のペローズにひび割れを確認した事例である。直ちに EDG の性能・機能に影響せず、不良発見と修繕も容易であり、原因も判明していることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。
補足情報					<p>(本来の構成)</p>  <p>(今回の構成)</p>  <p>図 ひび割れ発生機構の模式図</p> <p><a href="https://www.chuden.co.jp/resource/ham/201120%203uDGberozuhibiwarezokuhou.pdf">https://www.chuden.co.jp/resource/ham/201120%203uDGberozuhibiwarezokuhou.pdf</a></p>		

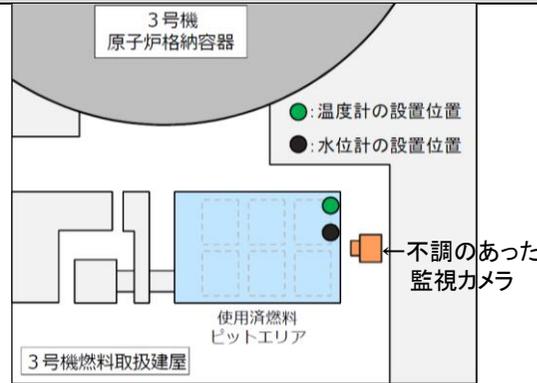
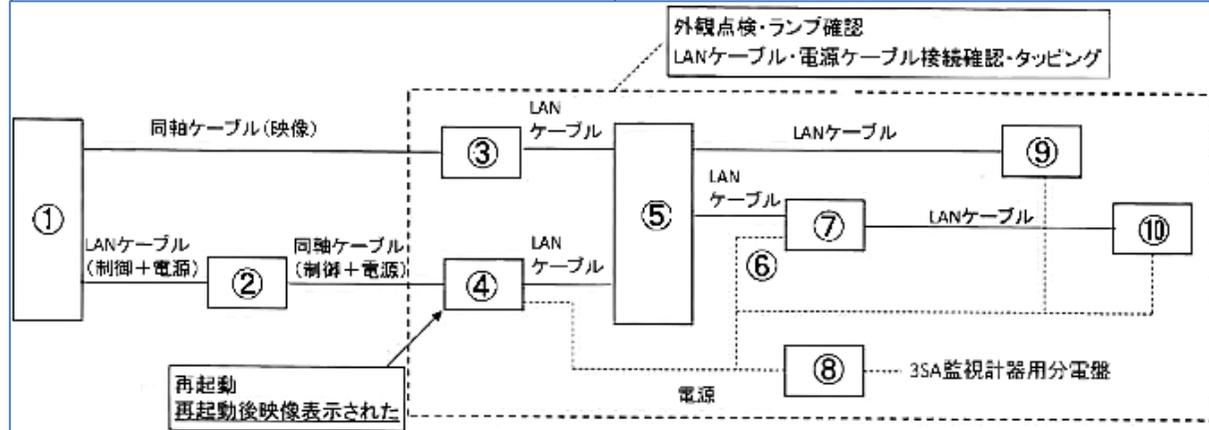
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング																																										
					基準/2次	INES	処理結果																																								
国内 2020-19 法令報告	蒸気発生器伝熱管の損傷について 更新日: 2021-01-26 NUCIA 通番: 13201T ユニット: 高浜発電所 4号 発生日: 2020-11-20 登録区分:中間	<p>2020-11-20、第 23 回定期点検中の 4 号機の 3 台ある蒸気発生器 (SG) の伝熱管全数について、渦電流探傷試験 (ECT) を実施した結果、A-SG の伝熱管 1 本及び C-SG の伝熱管 3 本について、管支持板部付近の外表面に減肉とみられる信号指示が認められた。伝熱管内面には傷はない。点検により、伝熱管から剥離したスケール及びスラッジ以外の異物は確認されなかった。なお、前回 (第 22 回) 定期点検では、当該伝熱管に有意な信号指示はなかった。</p> <p>安全性評価: 信号指示が確認された伝熱管は施栓することにより、A-SG の施栓率は 4.1%、B-SG は 4.0%、C-SG は 3.8% となるが、安全解析施栓率 (10%) と比べて十分低い。また、減肉した伝熱管が、通常運転時及び事故時の管内外差圧により破断することはないと評価されている。さらに、基準地震動による地震力等から算出される発生応力は、許容値に対して十分な裕度があり、減肉した伝熱管が地震により損壊することがないことも確認されている。</p> <p>減肉推定原因: 伝熱管からはく離した稠密スケールが伝熱管と再接触し、伝熱管振動により外表面が摩耗したため。</p> <p>稠密スケール生成機構: 2 次系から給水とともに持ち込まれる鉄イオン (高温ほど溶解度が小さい) が伝熱管下部でマグネタイトとして析出し、伝熱管外表面に稠密な薄いスケールとして付着。伝熱管上部では、給水中の鉄微粒子が蒸発残渣として堆積、粗密で厚いスケールが形成される。</p> <p>スケールはく離機構: プラント起動時に SG 伝熱管が熱膨張し、スケールに割れが生じる。運転中に割れに新たなスケールが付着。停止時に伝熱管が熱収縮するが、スケールは追従できずはく離しやすい。</p> <p>寄与因子: ①高浜 3/4 号とも SG の運転時間が長く、SG に持ち込まれた鉄積算量が多く、薬品洗浄によるスケール除去も未実施。②2011 年からの長期停止中は、SG 内をヒドラジン水で満たしていたので、その還元作用でスケールの鉄が溶解、再析出を繰り返し、粒径が成長 (浸漬試験で再現済)。粒径が大きいと、はく離しやすい。</p> <p>再発防止策: スケール全体の脆弱化を図るため、SG 器内の薬品洗浄を行う。</p>	2021-01-25	事務局	⑥	—	<p>本件は、PWR プラントの蒸気発生器 (SG) の伝熱管 4 本に摩耗減肉が確認された事例である。安全性に影響はない。原因は、伝熱管からはく離したスケールが伝熱管に再接触し、伝熱管振動により伝熱管表面が摩耗したため。寄与因子は、当該プラントの SG は運転時間が長く、薬品洗浄していないのでスケールが多いことと、長期停止に伴いヒドラジン水で SG を満水にしていた影響で、スケールがはく離しやすい環境にあったこと。既に原子力規制委員会で取り扱っていることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。</p>																																								
補足情報																																															
<p>図 伝熱管信号指示箇所 (左)、減肉痕位置と減肉率 (右)  <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000340847.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000340847.pdf</a></p> <p>表 プラントごとの鉄持込み量と薬品洗浄実績</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>高浜 3</th> <th>高浜 4</th> <th>大飯 3</th> <th>大飯 4</th> <th>美浜 3</th> <th>高浜 1</th> <th>高浜 2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転時間 (万時間)</td> <td>22.3</td> <td>22.2</td> <td>17.0</td> <td>17.2</td> <td>9.0</td> <td>10.9</td> <td>12.5</td> </tr> <tr> <td>鉄持込み量 (kg)</td> <td>2,620</td> <td>2,490</td> <td>1,850</td> <td>1,950</td> <td>780</td> <td>680</td> <td>940</td> </tr> <tr> <td>薬品洗浄実績回数</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>2回</td> <td>1回</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>(万時間)</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>16.1 (第17回) 17.0 (第18回)</td> <td>16.2 (第16回)</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p><a href="https://www.nsr.go.jp/data/000340847.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000340847.pdf</a></p>									高浜 3	高浜 4	大飯 3	大飯 4	美浜 3	高浜 1	高浜 2	運転時間 (万時間)	22.3	22.2	17.0	17.2	9.0	10.9	12.5	鉄持込み量 (kg)	2,620	2,490	1,850	1,950	780	680	940	薬品洗浄実績回数	—	—	2回	1回	—	—	—	(万時間)	—	—	16.1 (第17回) 17.0 (第18回)	16.2 (第16回)	—	—	—
	高浜 3	高浜 4	大飯 3	大飯 4	美浜 3	高浜 1	高浜 2																																								
運転時間 (万時間)	22.3	22.2	17.0	17.2	9.0	10.9	12.5																																								
鉄持込み量 (kg)	2,620	2,490	1,850	1,950	780	680	940																																								
薬品洗浄実績回数	—	—	2回	1回	—	—	—																																								
(万時間)	—	—	16.1 (第17回) 17.0 (第18回)	16.2 (第16回)	—	—	—																																								

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-20	燃料取替機のマスト自動旋回装置の破損 更新日: 2021-01-08 NUCIA 通番: 13203M ユニット: 浜岡発電所 5号 発生日: 2020-11-24 登録区分:最終	<p>2020-11-24、原子炉建屋5階(放射線管理区域内)において、点検のため天井クレーンを移動した際、フックが燃料取替機に接触し、燃料把握機(マストと呼ぶ)を旋回するための自動旋回装置が破損した。なお、手動旋回機能は維持されている。燃料取扱作業は行っておらず、本事象による外部への放射能の影響もない。</p> <p>接触原因:天井クレーンのフックを燃料取替機に接触しない高さ(常用上限)まで巻き上げないまま、同クレーンを移動させたため。</p> <p>根本原因:クレーン操作者と合図者は、フックの巻き上げ時に、常用上限より70 cm低い原子炉圧力容器ヘッド着脱時上限で一旦停止することを知らなかったため。その位置で、燃料取替機と接触することはないと思込み、点検対象である電源ケーブルのみを注視していた。本来は、原子炉圧力容器ヘッド着脱時上限で一旦停止した後に、常用上限までフックを再度巻き上げる操作が必要であった。</p> <p>再発防止策:①天井クレーンのフックが、原子炉圧力容器ヘッド着脱時上限で一旦停止せず、操作ボタンを押さなくとも常用上限まで巻き上がる仕組みに変更。②天井クレーンを移動させる際には、合図者が監視に専念するようルールを改善。</p>	2021-01-25	事務局	②	—	本件は、原子炉建屋内で点検のため移動させた天井クレーンのフックが燃料取替機の一部に接触し、破損させた事例である。燃料は取り扱っておらず、環境、公衆、従業員への影響もない。天井クレーンの操作と監視に関わるマネジメントの問題であることから、上記の基準にてスクリーニングアウトとする。
補足情報							
 <p>天井クレーン</p> <p>常用上限</p> <p>原子炉圧力容器ヘッド着脱時上限 約70cm</p> <p>ボタン操作しなくても常用上限まで巻き上がる仕組みへ変更</p> <p>自動旋回装置</p> <p>燃料取替機</p> <p>マスト</p> <p>合図者が監視に専念するようルールを改善</p> <p>図 天井クレーン模式図</p> <p><a href="https://www.chuden.co.jp/resource/ham/2012115unennkoumasutohason.pdf">https://www.chuden.co.jp/resource/ham/2012115unennkoumasutohason.pdf</a></p>							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-21 2020Q2 原子力規制検査報告書	<p>制御盤室内における感知器の不適切な箇所への設置による火災感知機能の信頼性低下</p> <p>更新日: 2020-12-04</p> <p>NUCIA 通番: 13199 M</p> <p>ユニット: 伊方発電所 3号</p> <p>発生日: 2020-11-11</p> <p>登録区分:最終</p>	<p>令和2年8月に実施された火災防護のチーム検査において、制御盤室内の天井に取り付けられている自動火災感知器のうち、熱感知器の1台が換気口の空気吹出し口から約1.2mしか<sup>※1</sup>離れておらず、技術基準第11条(火災による損傷の防止)第2号に違反していたことが確認された。</p> <p>安全性評価:熱感知器が換気口の空気吹出し口近傍に設置されていた場合、火災感知機能の信頼性を損ねることは、容易に予測可能であることから、パフォーマンス劣化及び検査指摘事項に該当する。当該熱感知器以外の4台(煙感知器2台、熱感知器2台)は適切に設置されていたことから、安全重要度は「緑」とされた。また、速やかに是正措置がとられていたことから法令違反の深刻度は「SLIV(通知なし)」と判定された。</p> <p>原因:1台の熱感知器が換気口の空気吹出し口から約1.2mしか離れていなかった。</p> <p>再発防止対策:速やかに当該火災感知器の移設、類似箇所の抽出および感知器の移設を実施した。</p>	2020-11-25	事務局	⑤	—	<p>本件は、火災防護のチーム検査において、制御盤室内の天井に取り付けられている自動火災感知器の1台が換気口の空気吹出し口近傍に設置されていることが確認された事象である。当該熱感知器以外の4台(煙感知器2台、熱感知器2台)は適切に設置されていたことから、令和2年度第2四半期の規制検査報告書において重要度は「緑」深刻度は「SLIV」と評価された。上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
			補足情報			<p>※1 消防法施行規則第23条第4項第8号「感知器は、換気口等の空気吹出し口から1.5m以上離れた位置に設ける」の条件を満足していない。</p>	

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-22 2020Q2 原子力規制検査報告書	海水管トレンチ室内における不適切なケーブル敷設による火災影響軽減対策の不備  更新日: 2020-12-04  NUCIA 通番: 13198 M  ユニット: 伊方発電所3号  発生日: 2020-11-11  登録区分:最終	令和2年8月に実施された火災防護のチーム検査において、原子炉建屋の海水管トレンチ室の鉄製の囲いに四方を覆われて設置されているAトレンの海水ポンプ等の制御ケーブルトレイ(上から高圧ケーブル、低圧ケーブル、制御ケーブルの順で敷設)の上面の一部に開口部が認められ、その直上から、換気空調用のケーブル4本がむき出しのまま入線(露出ケーブル)している状況 <sup>※1</sup> が確認された。さらに、AトレンとBトレンを隔てる耐火壁に途切れている部分があり、露出ケーブルの開口部が近い(約60cm) <sup>※2</sup> ことも確認されたことから、技術基準第11条(火災による損傷の防止)第3号に違反していた。  安全性評価:露出ケーブルの存在が、火災影響低減対策上の不備であることは、容易に予測可能であることから、パフォーマンス劣化及び検査指摘事項に該当する。トレンチ室は、維持管理が適切になされた火災の自動感知及び消火設備によって防護されていることから、安全重要度は「緑」とされた。また、速やかに是正措置がとられていたことから法令違反の深刻度は「SLIV(通知なし)」と判定された。  原因:露出ケーブルが、耐火壁が設置されていない箇所から約60cmの位置にあった。  再発防止対策:露出ケーブルに対する火災防護対策及び類似ケーブルの抽出および火災防護対策を実施した。	2020-11-25	事務局	⑤	—	本件は、火災防護のチーム検査において、原子炉建屋の海水管トレンチ室内の耐火壁の途切れている部分の近傍(60cm)に露出ケーブルが確認された事象である。トレンチ室自体は、維持管理が適切になされた火災の自動感知及び消火設備によって防護されていることから、令和2年度第2四半期の規制検査報告書において重要度は「緑」深刻度は「SLIV」と評価された。上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
			補足情報				
			※1「発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書(工事計画認可申請 資料7伊方発電所第3号機)」に規定している「1時間耐火能力を有する隔壁等」を満たしていない。  ※2「伊方発電所3号炉 設置許可基準規則等への適合性について(設計基準対象施設)」第8条、「耐火壁が設置されていない箇所から6m以上に渡り1時間耐火障壁をケーブルトレイに設置する」を満たしていない。				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-24	使用済燃料プール冷却浄化系ポンプ(B)の停止および再起動について 更新日: 2021-02-10 NUCIA 通番: 13213M ユニット: 柏崎刈羽発電所 6号 発生日: 2020-12-14 登録区分:最終 2020Q3 原子力規制検査報告書	<p>2020-12-14、原子炉停止中の6号機において、使用済燃料プール冷却浄化系(FPC)の弁駆動部点検のため、弁の開操作したところ、運転中のFPCポンプ(B)が「吐出流量高」によりトリップ。FPCポンプ(A)も点検中だったため、使用済燃料プール(SFP)の冷却が停止した。FPCシステムに異常がないことが確認されたので、28分後にFPCポンプ(B)が起動された。</p> <p>安全評価(検査報告書):冷却停止中、SFP水温は上昇せず、運転上の制限(65°C)を超えていない。しかし、当該弁の開操作によりFPCポンプ(B)がトリップする可能性は容易に予測・防止可能と考えられることから、パフォーマンスの劣化に該当する。なお、SFP冷却の一時的停止は、「閉じ込めの維持」の監視に悪影響を及ぼしたので、検査指摘事項に該当するが、深刻度評価でも考慮すべき問題点は確認されないことから「緑-SL IV(通知なし)」と判定。</p> <p>吐出流量高の原因:FPCポンプ(B)の下流側の弁を開放したため。</p> <p>根本原因(検査報告書):点検の計画段階において当直と保安との検討が十分ではなく、系統流量の調整等の事前対応が行われなかったため。</p> <p>NUCIA 情報による補足:当該弁を開放する場合は、系統流量の調整等の事前対応が必要であったが、工事監理員から運転員に弁の開操作することを伝えていなかった。運転員は、当該弁の開操作が行われることを認識しておらず、弁の開操作前にFPCの系統流量を低下させなければ、ポンプ吐出流量が瞬間的に増加しポンプがトリップするリスクを工事監理員に伝えていなかった。</p> <p>寄与因子(検査報告書):設備保全部署は施工要領書に従って現場制御盤操作スイッチに操作禁止タグが取り付けられていたにもかかわらず、当該弁の開操作を実施した。</p> <p>再発防止策(NUCIA 情報):点検対象の弁を隔離した区画の境界としないうルールを明確化。やむを得ず境界とする場合には、チェックシート等を用いて運転員と工事監理員との間で作業内容やリスク共有されていることを確認する旨をマニュアルに反映。本件の事象概要、原因および対策について所内周知を行い、作業関係者に対しルールの周知・徹底を実施。</p>	2021-02-10	事務局	⑤	-	<p>本件は、原子炉停止中のBWRプラントの使用済み燃料プール浄化系(FPC)の弁点検の際に、使用済み燃料プール(SFP)の冷却が28分間停止した事例である。原因は、運転中のFPCポンプが吐出流量高で自動停止し、もう一方のFPCポンプが点検中だったため。吐出流量高の原因は、当該ポンプ下流側の弁を点検のため、流量調整等の事前対応せずに開放したため。根本原因は、点検に伴う弁操作について、部門間での情報共有が不十分だったことと、タグ管理された弁制御盤を操作したパフォーマンスの劣化と評価されている。</p> <p>規制検査報告書で、「緑-SL IV(通知なし)」と判定されていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。</p>
補足情報							
					<p>凡例   水の流れ   弁 (全開)   弁 (全閉)   弁 (中間開)</p> <p>「吐出流量高」の警報によりポンプ(B)が自動停止</p> <p>ポンプ(A)は点検中</p> <p>今回開操作を行った弁</p> <p>当初利用しようとしていたバイパスライン</p> <p>点検作業のために隔離した区画</p> <p>弁を開操作したことによる水の流れ</p> <p>TEPCO</p>		
					<p>図 使用済燃料プール冷却浄化系系統概略図</p> <p><a href="https://www.tepco.co.jp/niigata_hq/data/publication/pdf/2020/2020122403p.pdf">https://www.tepco.co.jp/niigata_hq/data/publication/pdf/2020/2020122403p.pdf</a></p>		

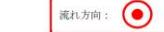
番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-28	使用済燃料ピットエリア監視カメラの不調に伴う運転上の制限の逸脱  更新日: 2021-02-17  NUCIA 通番: 13218M  ユニット: 美浜発電所3号  発生日: 2020-01-10  登録区分:最終	2021-01-10、原子炉停止中の3号機において、使用済燃料ピットエリアの監視カメラの画像が映らないことが確認され、運転上の制限を満足していないと判断された。ただし、使用済燃料ピットの水位計や温度計により、中央制御室からピットに異常がないことは確認されている。その後、当該監視カメラの点検の後、同軸LANコンバータ及び監視カメラ本体を再起動したところ、画像が正常に映ることが確認された。運転上の制限状態は解除された。なお、本件による環境への放射能の影響はない。  推定原因:当該機器の一過性の不良。  是正措置:監視カメラ回復後に同じ事象は再発していないが、SFP エリア監視カメラの次回定期点検まで、1回/直で中央制御室タッチパネルに当該カメラ映像が表示されていることを確認する。	2021-02-17	事務局	⑤	—	本件は、原子炉停止中のPWRプラントの使用済燃料ピットエリアの監視カメラの画像が映らないことが確認され、一時的に運転上の制限を逸脱した事象である。原因は、当該機器の一過性の不良とされ、機器の再起動により機能回復している。規制庁検査Gとの面談(令和3年1月15日)も行われ、事業者の対策等が示されていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
補足情報					 <p style="text-align: center;">図 現場概要図 <a href="https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2021/pdf/0201_2j_02.pdf">https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2021/pdf/0201_2j_02.pdf</a></p>		
 <p style="text-align: center;">図 監視カメラシステム構成図 <a href="https://www.nsr.go.jp/data/000340303.pdf">https://www.nsr.go.jp/data/000340303.pdf</a></p>					<p>①防爆赤外線サーモカメラ、②同軸LANコンバータ(A)、③エンコーダ、④同軸コンバータ(B)、⑤スイッチングHUB、⑥ACアダプタ、⑦監視サーバ、⑧テーブルタップ、⑨ネットワークレコーダ、⑩タッチモニタ(中央制御室)</p>		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-31	管理区域における一時立入者の不適切な入域について  NUCIA 通番：13228M  ユニット：東海第二発電所  発生日：2020-02-10  登録区分：最終  2020Q3 原子力規制検査報告書	2020-10-28、東海第二発電所において、廃液中和タンク内清掃作業を現場観察するため、一時立入者(1名)が、保守室電気・制御グループ員(案内人)の案内により、作業担当者が入口扉を開放して待機している廃液中和タンク室に入り、扉付近から現場観察を行い、約10分後に当該タンク室を出た。廃液中和タンク室は、特別立入制限区域(区分3)であり、社内規程「管理区域立入許可手順書」により、一時立入には事前申請と許可が必要であったが、事前申請されていない。従って、一時立入者が区域3に入ったことは、保安規定第96条(管理区域への出入管理)の違反である。  安全評価(検査報告書)：一時立入者の被ばく線量は管理値(一日最大0.1mSv)未満だったが、被ばく管理ができなかったことは「従業員に対する放射線安全」の監視領域のヒューマン・パフォーマンスの属性に関連付けられ、その目的に悪影響を及ぼしており、検査指摘事項に該当する。安全重要度は緑、深刻度は考慮すべき問題点が確認されていないことから、SL IV(通知なし)と判定された。  原因：①コミュニケーション不足：一時立入者が区域3で現場観察を行わないことが決まっていた(事前申請不要)が、その旨が案内者及び作業担当者に伝えられていなかった。②案内者が、廃液中和タンク室が区域3から2に変更され、事前申請・許可なしで入域できると思いついた。  再発防止策(NUCIA 情報)：①一時立入での現場観察・現場調査において、一時立入申請時に建屋平面図に立入範囲を色塗りした図面を添付することを社内規程に反映する。②管理職は、グループ員に案内を代行させる場合は、現場観察箇所を確実に把握したうえで、立入申請書を案内者へ直接渡して必要事項を説明する。	2021-02-18	事務局	⑤	—	本件は、原子力発電所の特別立入制限区域に事前申請・許可なく一時立入者を案内してしまったことによる、管理区域への出入管理に係る保安規定違反の事例である。立入者の被ばく線量は管理値未満。原因は、組織内のコミュニケーション不足と案内者の間違っただけの思い込み。規制検査により、SL IV(通知なし)と判定され、事業者の再発防止対策等も示されていることから、上記の基準によりスクリーニングアウトとする。
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-12	オリフィスプレートの取付け方向の相違について 更新日: 2020-09-17 NUCIA 通番: 13167 M ユニット: 志賀発電所 1号 発生日: 2020-5-15 登録区分:中間	島根 3号機非常用ディーゼル発電設備のオリフィス取付方向相違事象(通番:13117)を踏まえ、水平展開として事業者が志賀発電所(定期検査中)の非常用ディーゼル発電機等におけるオリフィスプレートを調査したところ、以下の3箇所について逆向きに取り付けられていることを確認した。 ・1号機 非常用ディーゼル発電設備潤滑油系:2箇所 ・1号機 原子炉補機冷却水系:1箇所 安全評価:至近の定期試験結果や技術的評価(流量等の影響評価)から、オリフィスプレートが逆向きであってもシステム機能に影響を及ぼさないことを確認している。 直接原因及び根本原因:調査中 再発防止対策:検討中	2020-09-17	事務局	⑤	—	本件は、定期検査中のプラントにおいて、非常用ディーゼル発電機と原子炉補機冷却水系のオリフィスの取付方向の誤りが見つかった事象である。システム機能への影響は無く、原子力安全への影響はない。直接原因、根本原因ともに調査中であり、再発防止策は検討中。  システム機能に影響を及ぼさない軽微な事象であることから上記基準によりスクリーニングアウトする。  本件は島根 3号機の事象(NUCIA13117M)が国内事業者内で水平展開された結果見つかったものであり、本件の他 NUCIA13125 M、13176 M、13175 M、13154 M に登録されている。
					補足情報		

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-27	非常用ディーゼル発電機プレートオリフィスの取付方向の相違 更新日: 2021-01-27 NUCIA 通番: 13176 M ユニット: 柏崎刈羽発電所 1,2,3,4,5,6,7号 発生日: 2020-5-14 登録区分:最終	<p>島根3号機非常用ディーゼル発電設備のオリフィス取付方向相違事象(通番:13117)の水平展開として、事業者が柏崎刈羽発電所(定期検査中)の非常用ディーゼル発電機等におけるオリフィスプレートを調査したところ、以下の箇所について逆向きに取り付けられていることを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・1号機 軽油タンク(B)戻りラインオリフィス 1か所</li> <li>・2号機 D/G(A)(B)潤滑油ラインオリフィス 2か所</li> <li>・3号機 軽油タンク(A)サイフォンブレイクラインオリフィス 1か所</li> <li>・4号機 軽油タンク(B)サイフォンブレイクラインオリフィス 2か所</li> <li>・5号機 D/G(H)冷却水ラインオリフィス 1か所</li> <li>・6号機 D/G(B)冷却水ラインオリフィス 1か所</li> <li>・7号機 D/G(A)潤滑油ラインオリフィス 1か所</li> </ul> <p>安全評価:プレートオリフィスの取付方向が逆向きの場合、本来の設計意図とは異なった状態であることから、業務品質上の観点からは好ましくないはないが、オリフィスの向きによる系統機能への影響は無いことを確認している。</p> <p>直接原因:現在までに取り外しを行っていないオリフィス(K1、K3、K4)については、建設時から逆向きに取り付けられていたものと考えられる。現在までに取り外した実績のあるオリフィス(K2、K5、K6、K7)については、施工要領書や工事報告書にオリフィスの向きに関する記載がなかったことから施工時に取付方向を誤ったものと考えられるが、建設時から逆向きに取り付けられていた可能性もある。</p> <p>根本原因:メーカーの共通取付要領書ではオリフィスの取付方向について指示があったが、事業者の設備図書ではオリフィスの構造図や取付方向に関する設計指示はなかった。また、個々の設備の施工要領書にもオリフィスの取付方向について指示がなかった。</p> <p>是正措置:今後の点検等で分解するときに合わせて取付方向を是正する。</p> <p>再発防止対策:作業要領書に「オリフィスの取付け時に向きを確認する」旨を記載するとともに、関係者への周知・注意喚起を行う。</p>	2020-10-06	事務局	⑤	—	<p>本件は、定期検査中のプラントにおいて、非常用ディーゼル発電機等のオリフィスの取付方向の誤りが見つかった事象である。系統機能への影響は無く、原子力安全への影響はない。直接原因は、プラント建設時及び定検においてフランジ接続の際にオリフィス取付方向を考慮していなかったこと。根本原因は、作業要領書等の不備であり、オリフィスの向きに関する記載が無かったこと。</p> <p>系統機能に影響を及ぼさない軽微な事象であることから上記基準によりスクリーニングアウトする。</p> <p>本件は島根3号機の事象(NUCIA13117M)が国内事業者内で水平展開された結果見つかったものであり、本件の他 NUCIA13125 M、13167 M、13175 M、13154 M に登録されている。</p>
補足情報							

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-29	非常用ディーゼル発電機プレートオリフィスの取付方向の相違  更新日: 2021-02-10  NUCIA 通番: 13175 M  ユニット: 福島第二発電所 1号  発生日: 2020-6-1  登録区分:最終	島根 3号機非常用ディーゼル発電設備のオリフィス取付方向相違事象(NUCIA 通番:13117)の水平展開として、事業者が福島第二発電所(停止中)の非常用ディーゼル発電機等におけるオリフィスプレートを調査したところ、以下の箇所について逆向きに取り付けられていることを確認した。  ・1号機 D/G(B)清水膨張タンク戻りラインオリフィス 1か所  ・1号機 D/G(B)清水膨張タンク給水ラインオリフィス 1か所  安全評価:プレートオリフィスの取付方向が逆向きの場合、本来の設計意図とは異なった状態であることから、業務品質上の観点からは好ましくないはないが、オリフィスの向きによる系統機能への影響は無いことを確認している。  直接原因:建設時、もしくは定検時に逆向きに取り付けられたと考えられる。  根本原因:事業者の設備図書や施工要領書にオリフィスの構造図や取付方向に関する記載がなかった。  是正措置:今後の点検等で分解するときに合わせて取付方向を是正する。  再発防止対策:作業要領書に「オリフィスの取付け時に向きを確認する」旨を記載するとともに、関係者への周知・注意喚起を行う。	2020-10-06	事務局	⑤	—	本件は、停止中のプラントにおいて、非常用ディーゼル発電機のオリフィスの取付方向の誤りが見つかった事象である。系統機能への影響は無く、原子力安全への影響はない。直接原因は、プラント建設時及び定検においてフランジ接続の際にオリフィス取付方向を考慮していなかったこと。根本原因は、作業要領書等の不備であり、オリフィスの向きに関する記載が無かったこと。  系統機能に影響を及ぼさない軽微な事象であることから上記基準によりスクリーニングアウトする。  本件は島根 3号機の事象(NUCIA13117M)が国内事業者内で水平展開された結果見つかったものであり、本件の他 NUCIA13125 M、13167 M、13176 M、13154 M に登録されている。
			補足情報				

番号	件名	概要	受領日	担当	1次スクリーニング		
					基準/2次	INES	処理結果
国内 2020-30	非常用ディーゼル発電機補機周りのオリフィス逆取付け 更新日: 2021-02-04 NUCIA 通番: 13154 M ユニット: 浜岡発電所 3,4号 発生日: 2020-05-15 登録区分:最終	<p>島根 3号機非常用ディーゼル発電設備のオリフィス取付方向相違事象(NUCIA 通番:13117M)の水平展開として、事業者が浜岡発電所 3、4号(定期検査中)の点検を行ったところ、非常用ディーゼル発電機補機周りの4か所でオリフィスプレートが逆向きに取り付けられていることを確認した。</p> <p>安全評価:オリフィスが逆向きに設置されることにより流量や圧力が僅かに変わることが考えられるが、当該部のオリフィス設置目的から機能に影響を与えるものではなく、系統機能上問題ない。</p> <p>直接原因:組立てミス防止にマーキング管理がノウハウとして行われていたが、当該オリフィスに関しては取付け方向の確認を実施する認識が薄かった。</p> <p>根本原因:作業要領書にオリフィスの取付方向に関する記載がなかった。</p> <p>再発防止対策:オリフィス取付作業において刻印により取り付け方向を確認する旨を作業要領書に記載するとともに、所全体での周知を図る。技術・保修関係教育の基礎研修に不適合事例として追加し、社員教育を行う。</p>	2020-08-18	事務局	⑤	—	<p>本件は、停止中のプラントにおいて、非常用ディーゼル発電機のオリフィスの取付方向の誤りが見つかった事象である。系統機能への影響は無く、原子力安全への影響はない。直接原因は、定検においてフランジ接続の際にオリフィス取付方向を考慮していなかったこと。根本原因は、作業要領書の不備であり、オリフィスの向きに関する記載が無かったこと。</p> <p>系統機能に影響を及ぼさない軽微な事象であることから上記基準によりスクリーニングアウトする。</p> <p>本件は島根 3号機の事象(NUCIA13117M)が国内事業者内で水平展開された結果見つかったものであり、本件の他 NUCIA13125 M、13167 M、13176 M、13175 M に登録されている。</p>
補足情報							
       							
図 逆取付されたオリフィス							

運転経験関連国際会議トピックス(案)

令和 3 年 4 月 14 日  
技術基盤課

第 28 回 WGOE 定例会合(2021 年 3 月 16-19 日、Web 会議方式)

(1) 暴風による外部電源喪失に伴う原子炉トリップと異常事象

概要(LER 331-2020-001-01 から抜粋)

2020-08-10 12:46、米国デュアン・アーノルド(BWR、562 MWe、80%運転中)は、暴風(デレーチョと呼ばれる帯状に 400 km 以上にわたる風速秒速 26 m 以上の暴風)による外部電源喪失に伴い、主発電機負荷遮断、原子炉スクラムを経験した。12:58 に異常事象が宣言されたが、安全系統は全て設計通り作動した。

外電喪失により、A、B 系列の非常用ディーゼル発電機(EDG)が自動起動し、安全母線に給電。圧力容器内の水位過渡に対応して、高圧注水系(HPCI)と原子炉隔離時冷却系(RCIC)が起動し原子炉注水した。格納容器隔離も期待通り作動した。

08-12、原子炉建屋 5 階の壁に暴風損傷による亀裂が見つかったので、二次格納容器の負圧検査を実施したところ 0.24 インチであり、要求値(0.25 インチ)を不満足。二次格納容器動作不能が宣言されたが、技術仕様書要求(負圧維持)は満足していた。

外電喪失の原因は、デレーチョ。サイトでの風速は 20 分以上 128 km/h を超え、ピークは最大 160 km/h を超えていた。結果として、外電の 6 ラインすべてが損傷した。ただし、この風速は、概ねデレーチョの設計基準以内であり、プラントの系統、機器は設計通りに作動したことから、追加の是正措置は不要と判断された。



参考図 デュアン・アーノルドの冷却塔

<https://www.nexteraenergyresources.com/content/dam/neer/us/en/pdf/duanearnoldfactsheet.pdf>

暫定処理結果

本件は、暴風による外部電源喪失時にプラントが設計通りに応答した事例である。ただし、非安全系である冷却塔が全壊し、恒久停止を数か月前倒しすることとした。有意な詳細情報が得られたら、再スクリーニングを行う。

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

(2) 寒波による原子炉トリップ	
概要 (ENR55104 から抜粋)	
2021-02-15 05:26、米国サウステキサスプロジェクト 1 号機 (PWR、1364 MWe、定格運転中) が、蒸気発生器水位低により自動原子炉トリップした。水位低の原因は、給水ポンプ 2 台が停止したためだが、停止原因は不明。補助給水系と給水隔離は設計通り作動し、制御棒は全数挿入。電気設備、外部電源に問題もなく、運転上の制限の逸脱もない。定格運転中の 2 号機にも影響はない。	
<div style="border: 1px dashed red; width: 100%; height: 100%;"></div>	
暫定処理結果	
有意な詳細情報が得られたら、再スクリーニングを行う。	
赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。	

## 非常用ディーゼル発電機の連続運転に関する日本の状況について

令和3年4月14日

技術基盤課

第43回技術情報検討会において、非常用ディーゼル発電機（以下「EDG」という。）の火災に関する報告<sup>1</sup>がなされた際、以下の問題提起がなされた。

- 技術レポート「ATENA19-ME01 国内原子力発電所における非常用ディーゼル発電機不具合の傾向と改善策について」<sup>2</sup>には、DG の故障の主原因は、部品の経年劣化と人的過誤とされている。しかし、システムとして据え付けた後、長時間（例えば1週間）動作するか確認するための試験を、日本では実施していないがそれでよいのか。

これに関し、技術基盤課が事業者の見解を聴取する事となったため、面談において別添の資料を受領し、説明を受けた。説明の概要は以下のとおり。

- 現状のメンテナンスにより、EDG の健全性は確保できており、24 時間の連続運転を実施する必要はない。
- 一方、長時間運転に関する実績は必ずしも多くないため、現状のメンテナンスの妥当性を確認及び運転実績の蓄積を目的に24 時間運転を実施する。
- なお、実施時期については、プラントの運転計画（プラント停止時に実施）や連続運転の実施に必要な体制を整備する期間等を考慮の上、2021 年度～2022 年度で完了できるように検討する。

このため、事業者の行う試験の実施状況、結果について、今後フォローすることとしたい。

<sup>1</sup> 原子力発電所の非常用ディーゼル発電機（EDG）の24時間連続運転試験を行った後に、EDG 室天井部の排気管貫通部付近で小火が発生した事例（IRS8769）について、追加調査を行い、報告したもの（第43回技術情報検討会資料43-2-2-2参照）。

<sup>2</sup> <https://www.atena-j.jp/report/2019/11/atena-19me01rev1.html#000108>

2021年2月19日  
北海道電力株式会社  
東北電力株式会社  
東京電力ホールディングス株式会社  
中部電力株式会社  
北陸電力株式会社  
関西電力株式会社  
中国電力株式会社  
四国電力株式会社  
九州電力株式会社  
日本原子力発電株式会社  
日本原燃株式会社

## EDG の連続運転時間について

### 1. EDG に期待される連続運転時間について

- 実用発電用原子炉及びその附属施設（再処理施設）の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈より、保安電源設備の容量に対する要求事項は以下の通り。

第三十三条（保安電源設備）第7項（再処理施設は、第二十五条（保安電源設備）第5項）

非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。

解釈（再処理施設は、第5項）

第7項に規定する「十分な容量」とは、7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機等の連続運転により必要とする電力を供給できることをいう。非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備（耐震重要度分類Sクラス）は、7日分の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵できるものであること。

- 新規制基準適合炉の原子炉設置（変更）許可申請書における有効性評価においても、複数のシナリオでEDGによる7日間の電力供給を想定している。
- EDGに対する設備設計仕様上の要求事項は「定格負荷で連続運転可能」であり、そもそも連続定格運転で使用することを前提とした機器である。

## 2. 米国の状況

- 米国の EDG 試験時間が 24 時間となっている理由を調査した結果、2009 年 12 月 10 日の NRC 資料にて以下概要の通りとされている。

(別紙 1 参照)

- ▶ 米国では、7 日毎の燃料補給も考慮した 30 日の運転を想定し、定期検査時の試験時間としては最大 24 時間を推奨している。
- ▶ EDG の故障履歴をレビューした結果、8 時間以下の試験では検知できなかった故障を、24 時間の耐久試験を実施するプラントでは検知できた。検知できた故障とは、EDG 排気管貫通部のスリーブが可燃性の建屋材と接触していたため、屋根材が発火したものであった。  
→その他に検知できた故障は、施工不良や一般的な経年劣化のようにメンテナンス不備が起因の故障である。

## 3. 火災に至る発生の可能性の評価

- EDG は、起動、運転により機関他が温度上昇するが、排気管周りの高温部には保温材を施しており、専用の空調が作動することにより、EDG 本体、室内ともに有意な温度上昇はなく、火災に至ることはない。
- スウェーデンで発生した EDG の火災は、EDG 室天井部の排気管貫通部付近に木材を使用していたことが原因であった。また、NRC の見解として、2.項の通り EDG 排気管近傍の建屋材の火災等を 24 時間の推奨根拠として示している。
- 国内の EDG 排気管近傍の建屋材の状況を確認した結果、EDG の排気管は保温材により外側にあるスリーブの温度を有意に上昇させることはない。また、何らかの原因で排気管の熱がスリーブに伝わったとしても、スリーブ周辺の建屋材には可燃物を使用していないため、火災に至ることはない。

## 4. 国内の EDG のメンテナンスの状況他

- EDG の選定について  
EDG は、プラントメーカーにおいて、船舶向けのディーゼル機関をベースとし機種選定がされており、選定において 24 時間以上の試運転を行い耐久性に問題ないことを確認している。
- EDG のメンテナンスについて  
EDG のメンテナンスは、保安規定 8 章（再処理施設は、5 章）施設管理に基づき以下の保全を実施している。

(1) 保全／点検計画の策定について

EDG の保全計画は、下記項目を踏まえ EDG 機能確保のために必要な点検メニューを抽出し、策定している。

- a. 運転実績、事故および故障事例などの運転経験
- b. 使用環境および設置環境
- c. 劣化、故障モード
- d. 機器の構造等の設計的知見
- e. 科学的知見

EDG の保全方式は、安全上重要設備であることを踏まえ「予防保全／時間基準保全」を選定しており、定期検査時の負荷試験を加味したメンテナンスを計画している。

(2) 保全の実施について

上記(1)を踏まえ定期検査時に EDG の保全を実施しており、主な点検内容は、下表の通りである。

項 目		保 全 内 容
各機器点検	ディーゼル機関	各部点検 シリンダ開放点検 主軸受開放点検
	発電機	各部点検 絶縁抵抗測定 軸受開放点検 発電機開放点検（固定子・回転子点検）
	付属設備 （燃料系統、冷却水系統、空気系統、電気系統、潤滑油系統）	外観点検・分解点検・計器校正・制御回路点検・系統状態確認（タンク、ポンプ、配管、弁、計器、制御盤等）
EDG 試運転	負荷試験（添付資料参照） （負荷を段階的に上昇させ、冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度等のパラメータが安定していることを確認）	

- ・ 各機器の点検では、劣化・故障モード等を踏まえ点検を実施し、各機器の健全性を確認している。
- ・ 毎定期検査時の分解点検後の EDG 試運転では、まず、起動前確認事項として燃料系統、冷却水系統、空気系統、潤滑油系統の各系統に問題ないことを確認し、その後、EDG を起動し、負荷を段階的に上昇させ、本体および付属系統の圧力・温度等の各種パラメータが安定する

までの確認※により、EDG の系統全体の健全性を確認している。(約 2 時間)

※：EDG は連続定格運転で使用することを前提とした設備であり、EDG 起動後、各パラメータが安定した段階で設備の健全性に問題ないことが確認できれば、それ以降は有意な変化は生じない設計である。また、施工不良等の経年劣化管理ができない故障要因は管理面で発生防止を図ることになるが、それらの影響も基本的には各パラメータが安定するまでの間で顕在化するものと考えている。

なお、国内原子力発電所においては、24 時間以上の EDG 連続運転実績があるが、何れも問題なく連続運転できている。

【国内運転実績例】

- a. 東通原子力発電所  
(年月日) 2011 年 3 月 11 日～13 日  
(時間×出力) A：約 46 時間 (負荷は実負荷に合わせて変動)
- b. 福島第一原子力発電所 6 号機  
(年月日) 2011 年 3 月 11 日～22 日  
(時間×出力) 約 268 時間 (負荷は実負荷に合わせて変動)
- c. 東海第二発電所  
(年月日) 2011 年 3 月 11 日～15 日  
(時間×出力) 2D：約 67 時間 (負荷は実負荷に合わせて変動)  
HPCS：約 85 時間 (負荷は実負荷に合わせて変動)
- d. 敦賀発電所 2 号機  
(年月日) 1998 年 9 月 24 日～25 日  
(時間×出力) A：約 33 時間 (負荷は実負荷に合わせて変動)
- e. 日本原燃(株)再処理施設  
(年月日) 2011 年 3 月 11 日～13 日  
(時間×出力) A:約 55 時間 (負荷は実負荷に合わせて変動)  
B:約 56 時間 (負荷は実負荷に合わせて変動)
- f. 日本原燃(株)使用済燃料受入貯蔵施設  
(年月日) A：2011 年 3 月 11 日～14 日  
B：2011 年 3 月 11 日～15 日  
(時間×出力) A:約 81 時間 (負荷は実負荷に合わせて変動)  
B:約 87 時間 (負荷は実負荷に合わせて変動)

以上より、現状のメンテナンスにより、EDG の健全性は確保できしており、24 時間の連続運転を実施する必要はない。

一方、長時間運転に関する実績は必ずしも多くないため、現状のメンテナンスの妥当性を確認及び運転実績の蓄積を目的に 24 時間運転を実施し、その結果は、各社適切に、施設管理 PDCA のインプットとする。また、実施台数については、メンテナンス体制毎に代表を選定する観点から、24 時間運転実績がある社を除き、各社 1 台以上とする。

なお、実施時期については、プラントの運転計画（プラント停止時に実施）や連続運転の実施に必要な体制を整備する期間等を考慮の上、2021 年度～2022 年度で完了できるように検討する。

#### 5. 24 時間連続負荷運転を実施する際に考慮すべきその他の事項

- (1) 系統に接続した状態での長時間運転のため、系統事故に起因する EDG のトリップリスクを考慮し、実施時期を設定する。
- (2) 24 時間連続負荷試験を実施することで累積運転時間が増加することに対する現状保全の見直し要否評価。
- (3) EDG の深夜運転に伴う騒音や排ガス等の発生への配慮。
- (4) 24 時間連続負荷運転に必要な燃料油調達計画の変更。
- (5) 大量の燃料油の消費に伴う CO<sub>2</sub> や SO<sub>x</sub> の排出に伴う環境負荷の増加。

以 上

別紙：EMERGENCY DIESEL GENERATOR TECHNICAL SPECIFICATIONS  
SURVEILLANCE REQUIREMENTS REGARDING ENDURANCE AND  
MARGIN TESTING: SUMMARY REPORT

添付資料：非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について

December 10, 2009

MEMORANDUM TO: Patrick Hiland, Director  
Division of Engineering  
Office of Nuclear Reactor Regulation

FROM: George A. Wilson, Chief /RA/  
Electrical Engineering Branch  
Division of Engineering  
Office of Nuclear Reactor Regulation

SUBJECT: EMERGENCY DIESEL GENERATOR TECHNICAL SPECIFICATIONS  
SURVEILLANCE REQUIREMENTS REGARDING ENDURANCE AND  
MARGIN TESTING: SUMMARY REPORT

On June 2, 2008, the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) issued Temporary Instruction (TI) 2515/176, "Emergency Diesel Generator Technical Specification Surveillance Requirements Regarding Endurance and Margin Testing" (Agencywide Documents Access and Management System (ADAMS) Accession No. ML080420064). This TI had the following purposes:

- Assess the adequacy of nuclear power plant emergency diesel generator (EDG) endurance and margin testing, as required in plant-specific technical specifications (TS).
- Evaluate the tests to ensure that the EDG can support load profiles (including automatic loads, as well as any manual loads identified in operating procedures and plant modifications) calculated by licensees for events such as design-basis accidents; shutdown requirements related to plant fires (Appendix R, "Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Operating Prior to January 1, 1979," to Title 10 of the *Code of Federal Regulations* Part 50, "Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities"; and station blackout.
- Evaluate EDG loading conditions in the voltage and frequency range allowed by the TS, in view of recent inspections indicating design deficiencies associated with EDG loading calculations.
- Assess EDG failures and correlate them with endurance testing.

Specifically, the NRC issued TI 2515/176 to do the following:

- Evaluate the EDG testing methodologies to develop the most efficient means to address inconsistencies and deficiencies and determine the significance of issues.

CONTACT: Gurcharan Matharu, NRR/DE  
301-415-4057

- Ensure that testing and monitoring programs verify the ability of the EDG to support the safe shutdown of plants under the most onerous conditions postulated under plant design bases and implemented through plant procedures.

The staff of the Electrical Engineering Branch has reviewed the information provided by the NRC's licensees. Based on the review, the staff noted that plant modifications have reduced design margins in EDG capability to support accident loads. The staff also noted that some licensees have not accounted for variations in voltage and frequency that can potentially increase EDG loading and further reduce operating margins. In addition, operating experience indicates that EDG system modifications and maintenance activities can introduce new failure modes that can only be detected during extended EDG operation. Also, some licensees have not implemented testing requirements that envelope the maximum postulated accident loads as well as include parameters such as power factor.

The enclosed report discusses the details of this review.

Enclosure:  
As stated

- Ensure that testing and monitoring programs verify the ability of the EDG to support the safe shutdown of plants under the most onerous conditions postulated under plant design bases and implemented through plant procedures.

The staff of the Electrical Engineering Branch has reviewed the information provided by the NRC's licensees. Based on the review, the staff noted that plant modifications have reduced design margins in EDG capability to support accident loads. The staff also noted that some licensees have not accounted for variations in voltage and frequency that can potentially increase EDG loading and further reduce operating margins. In addition, operating experience indicates that EDG system modifications and maintenance activities can introduce new failure modes that can only be detected during extended EDG operation. Also, some licensees have not implemented testing requirements that envelope the maximum postulated accident loads as well as include parameters such as power factor.

The enclosed report discusses the details of this review.

Enclosure:  
As stated

DISTRIBUTION: EEEB R/F RidsNRRDeEeeb Resource

**ADAMS Accession Number: ML093370252**

OFFICE	NRR/DE/EEEB	QTE	NRR/DE/EEEB	NRR/DE/EEEB/BC
NAME	GMatharu	Technical Editor	RMathew	GWilson
DATE	12/ /09	11/19/09	12/3/09	12/10/09

**OFFICIAL RECORD COPY**

**EMERGENCY DIESEL GENERATOR TECHNICAL SPECIFICATIONS SURVEILLANCE  
REQUIREMENTS REGARDING ENDURANCE AND MARGIN TESTING  
SUMMARY REPORT**

**1.0 INTRODUCTION**

On June 2, 2008, the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) issued Temporary Instruction (TI) 2515/176, "Emergency Diesel Generator Technical Specification Surveillance Requirements Regarding Endurance and Margin Testing" (Agencywide Documents Access and Management System (ADAMS) Accession No. ML080420064). This TI had the following purposes:

- Assess the adequacy of nuclear power plant emergency diesel generator (EDG) endurance and margin testing, as required in plant-specific technical specifications (TS).
- Evaluate the tests to ensure that the EDG can support load profiles (including automatic loads, as well as any manual loads identified in operating procedures and plant modifications) calculated by licensees for events such as design-basis accidents (DBAs); shutdown requirements related to plant fires (Appendix R, "Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Operating Prior to January 1, 1979," to Title 10 of the *Code of Federal Regulations* Part 50, "Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities"); and station blackout.
- Evaluate EDG loading conditions in the voltage and frequency range allowed by the TS, in view of recent inspections indicating design deficiencies associated with EDG loading calculations.
- Assess EDG failures and correlate them with endurance testing.

Specifically, the NRC issued this TI to do the following:

- Evaluate the EDG testing methodologies to develop the most efficient means to address inconsistencies and deficiencies and determine the significance of issues.
- Ensure that testing and monitoring programs verify the ability of the EDG to support the safe shutdown of plants under the most onerous conditions postulated under plant design bases and implemented through plant procedures.

**2.0 BACKGROUND**

On August 29, 2005, the staff at an NRC regional office submitted a request to the Office of Nuclear Reactor Regulation (NRR) to assess the adequacy of the EDG testing procedure at a specific plant. In response, the NRR staff concluded that the EDG endurance test performed by the particular plant was not consistent with the intent of the TS surveillance requirements (SRs) for establishing EDG operability, since the loading of the EDGs during testing did not envelop the predicted design-basis event (DBE) loading. NRC inspectors have subsequently identified this inconsistency at other sites. When reviewing license amendment requests to correct the endurance and margin testing acceptance criteria, the NRR staff also identified issues related to test loading requirements, peak design-basis loading values and durations, and EDG ratings. Therefore, the NRR staff issued TI 2515/176 to assess the extent of these issues and to evaluate the adequacy of EDG testing, as prescribed in plant-specific TS and design bases.

ENCLOSURE

The EDG endurance and margin test (Standard TS (STS) SR 3.8.1.14, in NUREG-1430 through NUREG-1434<sup>1</sup>) is normally performed every 18 to 24 months to demonstrate the ability of the EDG to handle the predicted accident loads with a single active failure of a redundant EDG. The EDG loading is generally designed for a concurrent loss of offsite power (LOOP) and loss-of-coolant accident (LOCA). The concurrent LOOP and large-break (LB) LOCA loading profile is generally bounding; however, at some sites, the calculated load values for the LOOP, coincident with a small-break (SB) LOCA or a main steam line break (MSLB), were greater than the LOOP/LBLOCA load values.

STS SR 3.8.1.14 specifies that the EDGs be operated for 24 hours, 2 hours of which will be at 105 to 110 percent of the continuous rating, with the remaining 22 hours at 90 to 100 percent of the continuous rating. EDGs are rated at different power (kilowatt (kW)) levels for certain durations. These are generally referred to as the continuous rating and the short-time rating, as defined in Institute of Electrical and Electronics Engineers (IEEE) Standard 387, "IEEE Standard Criteria for Diesel-Generator Units Applied as Standby Power Supplies for Nuclear Power Generating Stations." However, some nuclear power plants have EDGs that have 2,000-hour, 200-hour, 4-hour, 2-hour, and 0.5-hour ratings and may have been allowed to operate or test at these ratings, depending on how the plant was licensed.

The rating of an EDG can be affected (derated) by factors such as the EDG loading, the engine coolant outlet temperature, or the air intake (combustion air) temperature. In addition, variations in frequency and voltage and the accuracy of the EDG governor and voltage regulator systems can affect the EDG loading. These factors are critical in determining the worst-case EDG loading and testing acceptance criteria, especially if the proposed testing or design-basis loading profile is approaching the EDG rating limits. The NRC inspectors have identified instances in which the EDG loading calculations failed to account for the increased electrical load resulting from EDG operation at the maximum frequency allowed by the TS. The operation of rotating equipment at higher frequency and voltage could result in increased EDG loading under accident conditions. Other factors that could affect EDG loading include motor efficiency, cable losses, and pump runout conditions. The STS also specify that the endurance test be performed at the design-load power factor (PF), if grid conditions allow. The PF requirement is meant to simulate the reactive loading of the EDG during a DBE.

The NRC staff issued guidance for EDG design and testing in Safety Guide 9, "Selection of Diesel Generator Set Capacity for Standby Power Supplies," issued March 1971; Regulatory Guide (RG) 1.108, "Periodic Testing of Diesel Generator Units Used as Onsite Electric Power Systems at Nuclear Power Plants"; and RG 1.9 (Revisions 1 through 4), currently titled "Application and Testing of Safety-Related Diesel Generators In Nuclear Power Plants." The NRC withdrew RG 1.108 with the issuance of Revision 3 of RG 1.9 in July 1993. RG 1.9 indicates that IEEE Standard 387 is acceptable for meeting the requirements of the principal design criteria, qualification testing, and periodic testing of EDG units as onsite electric power systems subject to the regulatory positions and exceptions stated in the RG. NRC Information

---

<sup>1</sup> These NUREGs, issued June 2004, are as follows: NUREG-1430, "Standard Technical Specifications—Babcock and Wilcox Plants"; NUREG-1431, "Standard Technical Specifications—Westinghouse Plants"; NUREG-1432, "Standard Technical Specifications—Combustion Engineering Plants"; NUREG-1433, "Standard Technical Specifications—General Electric Plants (BWR/4)"; and NUREG-1434, "Standard Technical Specifications—General Electric Plants (BWR/6)."

Notice (IN) 1991-13, "Inadequate Testing of Emergency Diesel Generators (EDGs)," dated March 4, 1991, and IN 2008-02, "Findings Identified During Component Design Bases Inspections," dated March 19, 2008, provide additional information related to the adequacy of EDG design and testing.

### **3.0 APPLICABLE REGULATORY REQUIREMENTS**

10 CFR 50.65(a)(1) states the following:

Each holder of a license to operate a nuclear power plant...shall monitor the performance or condition of structures, systems, or components...in a manner sufficient to provide reasonable assurance that these structures, systems, and components...are capable of fulfilling their intended functions.

In Appendix A, "General Design Criteria for Nuclear Power Plants," to 10 CFR Part 50, General Design Criterion (GDC) 4, "Environmental and Dynamic Effects Design Bases," states that "Structures, systems, and components important to safety shall be designed to accommodate the effects of and be compatible with the environmental conditions associated with normal operation...."

GDC 17, "Electric Power Systems," requires onsite electric power systems to have sufficient independence, capacity, capability, redundancy, and testability to ensure that (1) specified acceptable nuclear fuel design limits and design conditions of the reactor coolant pressure boundary are not exceeded as a result of anticipated operational occurrences and (2) the core is cooled and containment integrity and other vital functions are maintained in the event of postulated accidents, assuming a single failure.

GDC 18, "Inspection and Testing of Electric Power Systems," states the following:

Electric power systems important to safety shall be designed to permit appropriate periodic inspection and testing of important areas and features, such as wiring, insulation, connections, and switchboards, to assess the continuity of the systems and the condition of their components. The systems shall be designed with a capability to test periodically (1) the operability and functional performance of the components of the systems, such as onsite power sources, relays, switches, and buses, and (2) the operability of the systems as a whole and, under conditions as close to design as practical, the full operation sequence that brings the systems into operation, including operation of applicable portions of the protection system, and the transfer of power among the nuclear power unit, the offsite power system, and the onsite power system.

In Appendix B, "Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants and Fuel Reprocessing Plants," to 10 CFR Part 50, Criterion XI, "Test Control," states the following:

A test program shall be established to assure that all testing required to demonstrate that structures, systems, and components will perform satisfactorily in service is identified and performed in accordance with written test procedures which incorporate the requirements and acceptance limits contained in applicable design documents.

Criterion XVI, "Corrective Action," states the following:

Measures shall be established to assure that conditions adverse to quality, such as failures, malfunctions, deficiencies, deviations, defective material and equipment, and nonconformances are promptly identified and corrected. In the case of significant conditions adverse to quality, the measures shall assure that the cause of the condition is determined and corrective action taken to preclude repetition.

These regulations require that EDGs be capable of performing their safety function when needed to support the safe shutdown of the power plant following DBEs and transients. The licensees should have surveillance testing and monitoring programs to demonstrate that the capability and availability of EDGs are not degraded during plant operation and maintenance activities.

#### **4.0 SUMMARY AND ANALYSIS OF RESPONSES**

As defined in RG 1.9 (Revision 4), the EDGs used as the onsite electric power system should be able to (1) start and accelerate a number of large motor loads in rapid succession, while maintaining voltage and frequency within acceptable limits, (2) provide power promptly to engineered safety features if a LOOP and a DBE occur during the same time period, and (3) supply power continuously to the equipment needed to maintain the plant in a safe condition, if an extended LOOP occurs. Typically, the mission time of the EDG is considered to be 30 days. The endurance and load margin test demonstrates this capability of the EDG at continuous rating and worst-case PF. The preferred duration of an endurance run is 24 hours. Of this period, 2 hours should be at a load equal to 105–110 percent of the EDG's continuous rating, and 22 hours at a load equal to 90–100 percent of the EDG's continuous rating. The test process should verify that frequency and voltage requirements are maintained.

To evaluate the performance capabilities defined above, the staff reviewed responses from 65 nuclear power plant sites that included 104 reactor units with a total of 239 Class 1E EDG units.

#### **I. Questions 1a. and 1b.**

1a. Provide the name of the manufacturer, make, and model for the following:

- EDG unit
- governor system
- voltage regulator system

1b. Provide all available EDG ratings (e.g., the continuous, 2,000-hour, short-time/term, 2-hour, and 0.5-hour ratings (kilovolt-ampere (kVA), kW, and PF). Verify that these ratings are consistent with the specifications of the EDG vendor or manufacturer. Note any constraints.

## Discussion

The NRC staff asked its licensees to provide the manufacturers and nameplate ratings of the EDGs used at various nuclear plants. It intended to use this information, in conjunction with Question 8 relating to recent EDG failures, to identify any weaknesses in the EDG systems or components, based on common manufacturer designs and maintenance activities.

The NRC staff reviewed the data gathered in response to Question 8. The limited scope of questions and failures identified did not yield any conclusive findings about manufacturer-related design weaknesses in EDG systems.

## Recommendation

No recommendations are associated with Question 1.

## II. Questions 2a. and 2b.

2a. Provide the TS SR loading requirements, in kW, for the endurance-run SR:

- initial 2 hours of the endurance run
- remaining hours of the endurance run

2b. Provide the licensee's procedural requirements for EDG loading, if they differ from the TS SR loading requirements.

## Discussion

The TI requested information about the plant-specific TS requirements because requirements vary for different vintages of plants. The NRC resident inspectors reviewed the kW values or range of values provided in the licensees' TS for each time interval of the endurance and margin test.

The data indicates that, at 13 plants, the TS do not specify the endurance run test requirements. The NRC staff also noted that 25 plants have an EDG endurance run of less than 24 hours. The staff reviewed the EDG failure history as noted in response to Question 8 of the TI and as documented in event reports submitted by licensees. It is apparent from these reports that in some cases, plants with 24-hour endurance runs identified degraded component performance resulting from EDG maintenance or system modification deficiencies that would not have been identified by plants with TS testing requirements of 8 hours (or less). Examples include the following:

- At Peach Bottom Atomic Power Station, on August 15, 2006, after 21 hours of a 24-hour endurance run surveillance test of the E-3 EDG, combustible roofing material on the EDG building caught fire near the diesel exhaust pipe penetration (roof stack) area (IN 2007-17). The licensee found that improperly installed roofing materials caused the fire. A review of industry operating experience found two similar events at the McGuire Nuclear Station Unit 1 on April 15, 2003, and June 11, 2003, that involved the EDG "A" building roof. The air gap for the EDG exhaust stack penetration was covered with insulation, which caused excessive heating of the steel penetration sleeve and resulted in the ignition of adjacent roofing materials. The significant issues in this type of

degradation are the potential for common mode failure and the unlikelihood that any endurance run of 8 hours (or less) would have identified this deficiency.

- At Fermi 2, the generator outboard bearing of EDG-14 failed approximately 12 hours into a 24-hour endurance run. This event had two primary causes: (1) the design modification control process was improperly used, allowing the EDG oil sight glass piping configuration to be incorrectly modified and left uncorrected, and (2) an inadequate process was used to install oil level operating bands.
- At Quad Cities, on May 1 and 3, 2001, a solenoid valve in the Unit 2 EDG fuel oil transfer system failed to open approximately 12 hours after the start of the EDG endurance test. The failure was caused by the thermal pressurization of an isolated section of the transfer system's pump discharge piping.
- At Waterford 3, on September 29, 2003, at about 1020 hours, EDG "A" was started to perform a surveillance run, in accordance with station operating procedures. At approximately 1309 hours, with the machine running loaded, the left/right bank cross-connect tubing failed. The licensee concluded that, after the last successful surveillance on September 2, 2003, EDG "A" may not have been able to complete a mission run time of 24 hours.
- At Braidwood 1, at 0130 hours on February 21, 2008, 16 hours into a planned 24-hour endurance run, fretting between the air vent line and the fuel supply line resulted in a 1/8-inch stream of fuel oil spraying from the main fuel supply line on the 1B EDG. Small-diameter tubing installed on EDGs is susceptible to vibration-induced failures that could render the EDGs inoperable. The vibration-induced failures may appear as cracking or breaks, as well as holes and wall thinning caused by rubbing of components that contact each other. A similar event was identified at Vogtle 1.

### **Recommendation**

The emerging trend from operating experience of EDG problems identified during testing indicates that maintenance and repair activities have introduced failure modes that can be detected only by extended surveillance runs. Based on the operating experience, the staff recommends that the surveillance test duration be extended to 24 hours consistent with STS (NUREG-1430 through NUREG-1434) to demonstrate that EDGs are capable of performing their safety function (complete its mission time, typically 30 days) with reasonable assurance). This extension also helps to demonstrate that EDG capability and availability are not degraded during plant operation and maintenance activities.

### **III. Questions 3a. and 3b.**

- 3a. Does the EDG continuous rating envelop the peak design load (kW) expected during a DBE?
- 3b. Did the licensee account for the worst-case voltage and frequency values to determine the worst-case loading in the EDG loading design calculation?

### **Discussion**

This question is related to the calculated or DBE load profile expected of each EDG. The licensees are required to have calculations for a LOOP/LBLOCA, a LOOP/SBLOCA, and a LOOP/MSLB worst-case loading with a single failure of one EDG. The EDG loading calculation should account for derating caused by design limitations and frequency and voltage variations caused by setpoint variations. The NRC staff has identified instances in which the EDG kW loading was affected by operation at the high end of the allowed frequency band, which is critical when the EDG loading is close to the EDG rating. EDGs operating at the higher end of allowable voltage and frequency will affect the horsepower of running motors and directly increase the load on the EDG. On the other hand, if the EDG is operating at the lower end of

the allowable frequency, the motors with marginal capacity may not meet their design bases requirements. Licensees for approximately 50 percent of the plants have evaluated the existing band for voltage and frequency allowed by their TS. Some evaluations performed by the licensees resulted in TS changes, and in some cases, the available design margins accommodated the tolerances. However, the staff has not verified the licensees' evaluations.

The NRC issued Generic Letter 88-15, "Electric Power Systems—Inadequate Control Over Design Processes," dated September 12, 1988, to inform the licensees of problems associated with diesel engine load-carrying capability and diesel generator voltage regulating systems unable to maintain voltage at a level sufficient to permit continued operation of safety-related equipment. No specific action or written response was required by this letter.

### **Recommendation**

The NRC staff should consider generic communications to clarify staff's expectations regarding validation of performance capabilities of EDGs and emergency core cooling systems to meet their design and licensing basis requirements.

### **IV. Question 4**

4. Do testing load profiles envelop worst-case DBE load profiles?

### **Discussion**

This question required licensees to verify that the DBE load values and durations are consistent with their TS SRs or, in accordance with plant test procedures, to verify that the EDGs can achieve design loading.

The NRC staff evaluated a total of 239 EDGs under the TI. Review of the data showed that 110 EDGs, or 46 percent, may be loaded above their continuous rating (or 2,000-hour rating).

A further evaluation of the maximum calculated loading versus the maximum EDG loading during surveillance runs (typically, the 2-hour period of the load run) indicates that a significant number of EDGs are not tested at or above the potential maximum loads. This may be the result of non conservative TS, plant modifications, procedural changes, or staff-approved TS that may not have been evaluated for all DBEs.

The staff has issued several INs identifying inadequacies in EDG testing. Specifically, IN 1991-13 details examples where some EDG testing has not adequately verified the capability

of the EDG to carry its maximum expected loads. The IN delineates the intent of the required surveillance testing as ensuring that the EDG can dependably carry its accident loads. It is important that licensees consider the worst-case conditions (frequency, voltage, PF, and environment) when testing the EDG.

The intent of the TS SR is to demonstrate the ability of the EDG to support a safe plant shutdown under worst-case electrical loading. At the onset of an event such as an LBLOCA or MSLB, primary or secondary system pressures may result in pumps operating at runout conditions that are well in excess of the nominal rating. This requires pump motors to deliver higher horsepower, which in turn imposes a higher load on the EDG. The 110-percent, 2-hour load run demonstrates the ability of the EDG to cope with this short-term overload condition. Industry operating experience with EDGs operating at 105–110 percent indicates that improper

governor or motor-operated potentiometer (MOP) settings can result in voltage, power, or frequency fluctuations. As an example, on June 10, 2009, during a 2-hour run at 110-percent load, operators at the Fitzpatrick plant observed some increase in load after adjusting the MOP for the voltage regulator from the control room. On occasion (about four times during the 2-hour run), after adjusting kW load up using the MOP, operators observed an additional “drift” increase in load. Operators then decreased the load and noted a response. The Fitzpatrick staff concluded that the EDG MOP was operating correctly. However, the EDG hydraulic actuator response at higher EDG loadings was somewhat “sluggish.” That is, for a change in input from the MOP, the actuator response to adjust the fuel racks was slower than when the actuator was operating at 100-percent load and lower. The slow responding actuator could potentially degrade the EDG capability to support accident loads at the onset of the event.

### **Recommendation**

The EDG component replacement, environmental changes, load changes, and gradual degradation of support systems can erode EDG margins. Licensees should validate their testing methods to ensure that the EDGs are tested to the loads that envelop the maximum postulated accident conditions to demonstrate their continued capability and reliability to perform the intended functions.

### **V. Questions 5 and 6**

5. Do the TS require testing to a Power Factor (PF) limit?
- 6a. Does the PF value envelop the worst case?
- 6b. Do procedures verify grid conditions?
- 6c. If grid conditions do not permit testing, is a justification provided?

### **Discussion**

These questions solicited information on PF testing and methods used by licensees to demonstrate the EDG ability to operate under varying grid conditions that can affect plant bus voltages and therefore preclude adequate testing.

An EDG consists of two major systems, the engine/governor and the generator/voltage regulator. Testing the EDG at unity PF verifies the engine/governor capabilities but does not adequately verify the generator/voltage regulator capabilities. However, inadequate maintenance practices or improper exciter or voltage regulator settings can result in degraded output for reactive power. The electrical load at nuclear plants consists largely of motors that require significant reactive power during starting and operation during a DBA. The EDGs are designed to supply reactive power for large motor loads, and these performance capabilities need to be verified by testing at the postulated PF of the EDG loads. IN 1991-13 informed licensees about PF testing. Some licensees changed their procedures to include power factor testing during the endurance run.

### **Recommendation**

Additional NRC communications to the industry may be needed to ensure that the EDG tests simulate the worst-case design bases loading (both kW and kVar) requirements.

### **VI. Question 7**

- 7a. Is the endurance run performed with the EDG aligned parallel to the grid, regardless of the plant mode?
- 7b. If the answer to Question 7a. is yes, does the licensee declare the EDG inoperable when it is run parallel to the grid?
- 7c. If the licensee does not declare the EDG inoperable in parallel mode, does the licensee have the necessary analysis to prove that the EDG will not trip and return to standby mode, if it is subjected to transients caused by a LOOP or faults in the upstream system?
- 7d. What is the response of the EDG to a LOOP or grid voltage fluctuation that occurs during an endurance test run?

### **Discussion**

These questions relate to the performance of the endurance run with the EDG aligned parallel to the grid and the status of the EDG as inoperable or operable.

For a typical EDG, the unit will not trip and return to standby mode if it is subjected to transients caused by a LOOP or faults in the upstream grid system. Some plants may have unique designs, and the licensee may have the necessary analysis to prove that the EDG will not trip and will be available to cope with a LOOP or LOCA event. Industry experience indicates that the EDGs do not trip during grid transients when operating in parallel mode.

- In October 2006, personnel at the Cooper plant discovered that the voltage regulators on both EDGs would not automatically switch from isochronous (voltage droop mode) to synchronous (zero droop mode) if a LOOP were to occur while an EDG was parallel to the grid for surveillance testing. Without this capability, an EDG should be declared inoperable while parallel to the grid, since isochronous operation without the appropriate

voltage droop characteristics would prevent the EDG from maintaining the required voltage and frequency range.

- While responding to questions regarding the issues at Cooper, the licensee at River Bend discovered that its EDG would not automatically switch from test mode to emergency mode if a LOOP were to occur while the EDG was parallel to the grid. As a result, the nonemergency trips would not be bypassed, and the fuel racks would not reset, causing the EDG to speed up outside the allowable frequency range if a LOOP were to occur during a surveillance test. Before this discovery, River Bend did not declare its EDGs inoperable during surveillance testing.

## **Recommendations**

Approximately 50 percent of the plants declare the EDGs inoperable when performing endurance tests. The NRC staff position is that the EDGs should be declared inoperable and the limiting conditions of operation entered, in accordance with plant TS, when in test mode operating parallel to the grid. This requires licensees to take compensatory actions to minimize risk to the plant and to preclude the potential unavailability of offsite power sources and other risk-significant systems needed for the safe shutdown of the plant during DBEs.

## **5.0 CONCLUSION**

The responses to this TI indicate that the licensees have analytical evaluations to support the ability of installed EDGs to safely shut down the plants under postulated accident conditions. However, the margins between the continuous rating of the EDGs and the postulated worst-case loading have eroded over the years due to plant modifications, and some licensees have to manage the EDG loads during postulated accident conditions. Therefore, licensees must ensure that the EDGs are rated to handle all required loads with sufficient margins to account for uncertainties needed to mitigate DBEs, including transients, under worst-case loading conditions, assuming a single failure of the redundant EDG. Also, many EDGs are not tested adequately to demonstrate their capability under worst-case loading conditions. In some cases, licensees may have reduced their testing requirements by modifying the surveillance requirements based on selective sections of revisions to RG 1.9 that relaxed testing requirements, assuming there was margin between the nominal rating of the EDG and the required worst-case loading. Several Generic Communications discuss the regulatory requirements and inadequacies of EDG surveillance testing. In view of the reduced margins, it is critical that licensees demonstrate that analytical evaluations of the plants account for factors such as frequency and voltage, which can adversely affect safety-related loads and increase the potential load on the EDGs. Accident analyses assume the mission time of most EDGs to be 30 days. Other events, such as LOOPS caused by hurricanes or other extreme weather, have required the extended operation of EDGs. Furthermore, the reliability of the EDGs was key factor in determining the station blackout duration of plants. Therefore, to demonstrate an EDG's capability for sustained operation for its mission time, most TS require a 24-hour surveillance run. Based on the operating experience, licensees that have less stringent requirements should consider performing surveillance runs for extended duration (up to 24 hours) to verify EDG performance capabilities.

## 6.0 REFERENCES

1. 10 CFR Part 50, "Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
2. Standard Technical Specifications Surveillance Requirement 3.8.1.14 (NUREG-1430, "Standard Technical Specifications—Babcock and Wilcox Plants"; NUREG-1431, "Standard Technical Specifications—Westinghouse Plants"; NUREG-1432, "Standard Technical Specifications—Combustion Engineering Plants"; NUREG-1433, "Standard Technical Specifications—General Electric Plants (BWR/4)"; and NUREG-1434, "Standard Technical Specifications—General Electric Plants (BWR/6)," all issued June 2004), U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
3. IEEE Standard 387, "IEEE Standard Criteria for Diesel-Generator Units Applied as Standby Power Supplies for Nuclear Power Generating Stations," Institute of Electrical and Electronics Engineers, Piscataway, NJ, 1977, 1984, and 1995.
4. Safety Guide 9, "Selection of Diesel Generator Set Capacity for Standby Power Supplies," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, March 1971.
5. Regulatory Guide 1.108, "Periodic Testing of Diesel Generator Units Used as Onsite Electric Power Systems at Nuclear Power Plants," Revision 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (withdrawn).
6. Regulatory Guide 1.9, "Application and Testing of Safety-Related Diesel Generators in Nuclear Power Plants," Revision 1 (November 1978), Revision 2 (December 1979), Revision 3 (July 1993), and Revision 4 (March 2007), U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC.
7. Information Notice 1991-13, "Inadequate Testing of Emergency Diesel Generators (EDGs)," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, March 4, 1991.
8. Information Notice 2008-02, "Findings Identified During Component Design Bases Inspections," U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, March 19, 2008.

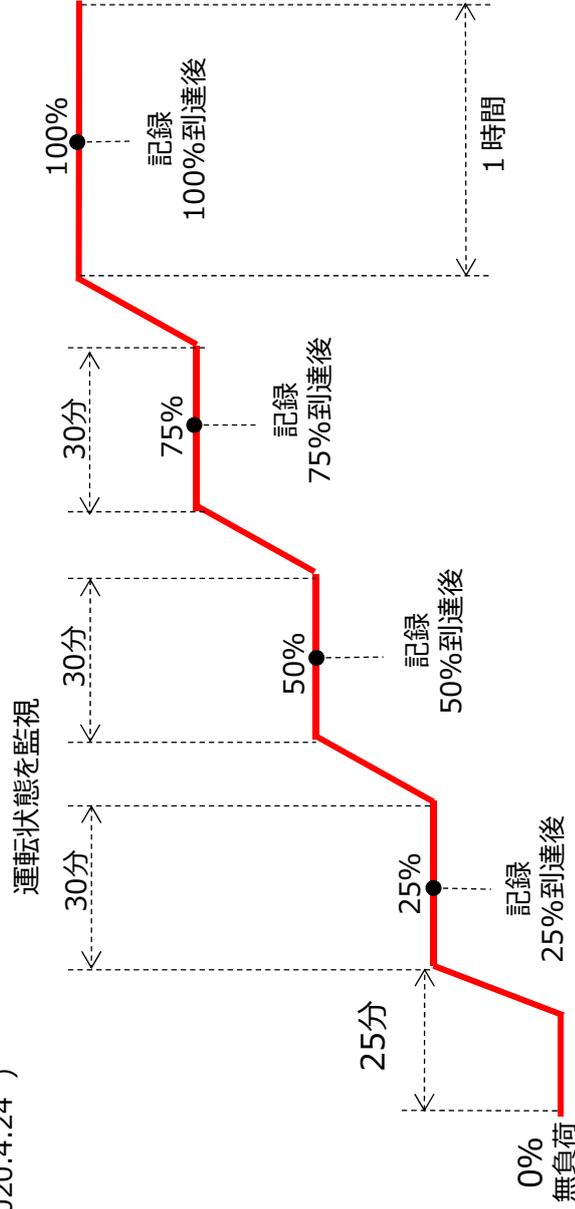
## 非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について (1/13)

### 【定期事業者検査（機性能検査）】（例：泊3号機）

- ▶ 定期事業者検査期間中のEDG運転状態確認として試運転を実施するとともに定格容量確認検査を実施。  
試運転時は各負荷（25%、50%、75%、100%）で運転状態の確認および記録採取を実施。  
各負荷到達後に運転状態確認、記録採取を実施しているが、パラメータは安定しておりバツキはない。  
（冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度 etc）

### 【試運転時の負荷カーブ】

（泊3A号機 2020.4.24）



測定データ抜粋(泊3A号機)

負荷(%)	目標値	25	50	75	100
潤滑油圧(MPa)	0.5~0.6	0.56	0.5	0.55	0.54
潤滑油温度(℃)	55以下	49	50	51	52

### ＜参考＞

なお連続負荷運転に伴う室温の異常な上昇は無く100%負荷時の室温は安定している。（記録は泊3A号機）

負荷(%)	25	50	75	100
室温(℃)	26.8	27.3	27.8	29.1

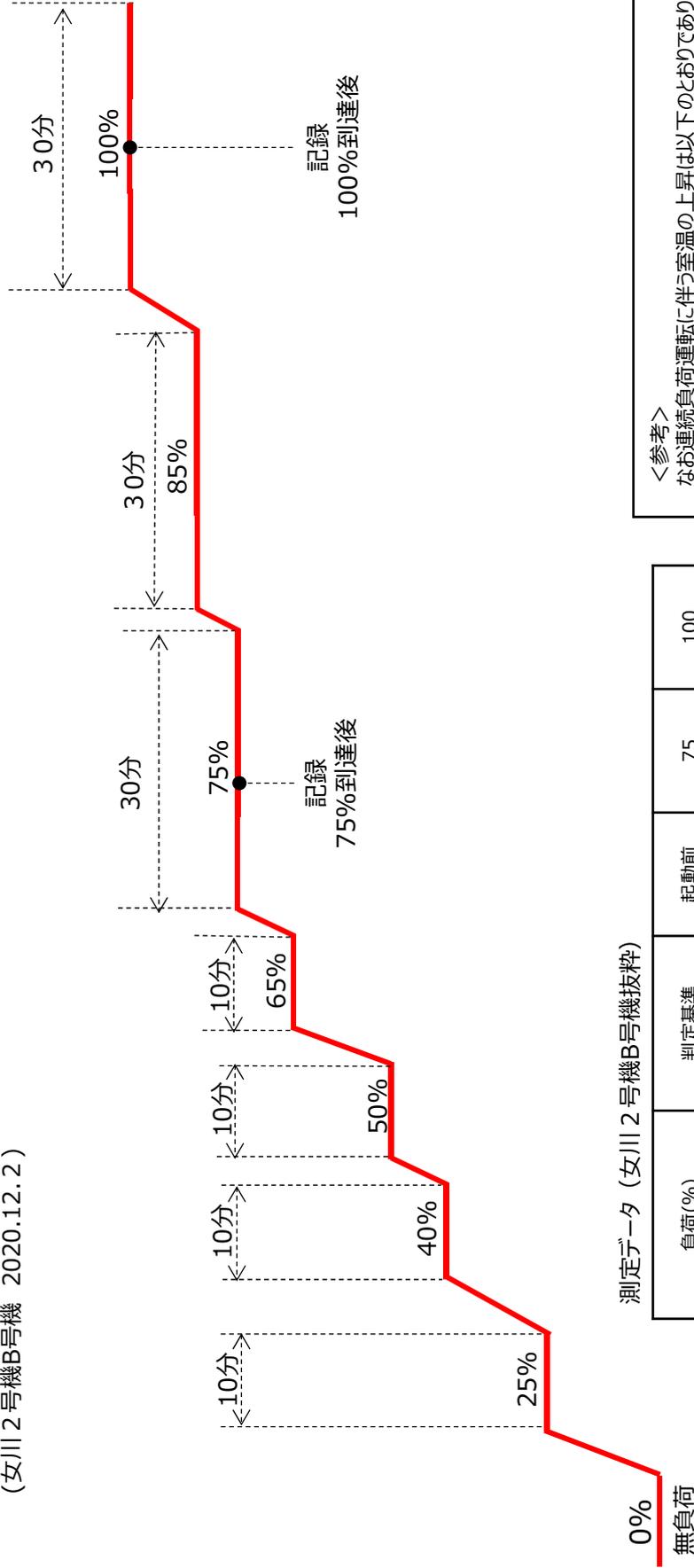
## 非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について (2/13)

### 【定期事業者検査毎の機能性能確認】 (例：女川2号機B号機)

- ▶ 定期事業者検査期間中の非常用ディーゼル発電機の運転状態確認として試運転を実施するとともに定格容量確認検査を実施。試運転時は各負荷 (25%, 40%, 50%, 65%, 75%, 85%, 100%) で運転状態の確認を実施。75%と100%負荷到達後に記録採取を実施しているが、パラメータは安定しておりバラツキはない。  
(冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度 etc)

### 【試運転時の負荷カーブ】 100%負荷試験時のカーブ

(女川2号機B号機 2020.12.2)



測定データ (女川2号機B号機抜粋)

負荷 (%)	判定基準	起動前	100
潤滑油圧 (主軸受) (MPa)	0.49~0.59	-	0.56
潤滑油温度 (機関入口) (°C)	65未満	40.0	51.5
			52.0

<参考>

なお連続負荷運転に伴う室温の上昇は以下のとおりであり100%負荷時の室温は安定している。(記録は、女川2号機B号機)

負荷 (%)	起動前	75	100
室温 (°C)	22.5	22.5	24.0

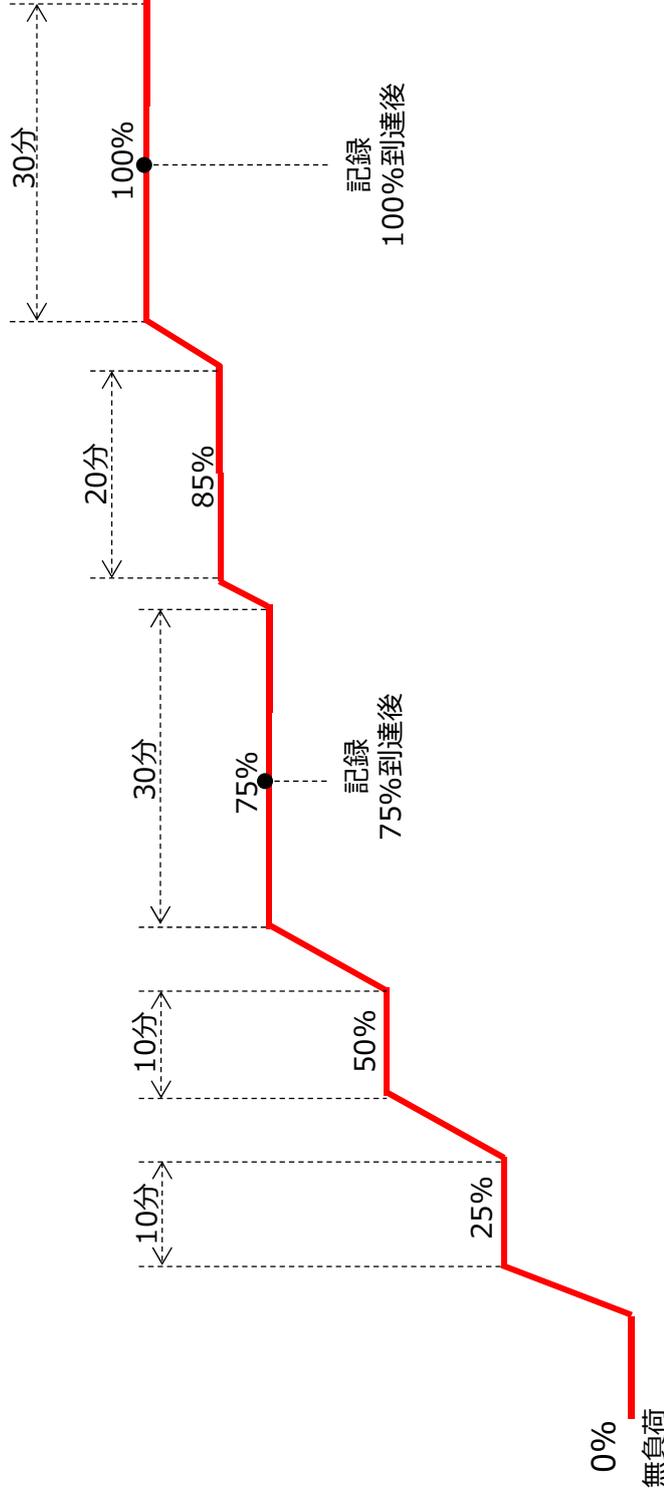
## 非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について (3/13)

### 【定期事業者検査毎の機能性能確認】 (例：柏崎刈羽7号機)

- ▶ 定期事業者検査期間中のEDG運転状態確認として試運転を実施するとともに定格容量確認検査を実施。試運転時は各負荷 (25%、50%、75%、85%、100%) で運転状態の確認および記録採取を実施。75%と100%負荷到達後に記録採取を実施しているが、パラメータは安定しておりバラツキはない。(冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度 etc)

### 【試運転時の負荷カーブ】

(柏崎刈羽7C号機 2020.3.27)



### 測定データ (抜粋)

負荷 (%)	判定基準	起動前	75	100
潤滑油圧 (MPa)	0.540~0.637	0.170	0.600	0.600
潤滑油温度 (°C)	83未満	42.0	63.0	63.0

### <参考>

なお連続負荷運転に伴う室温の上昇は無く100%負荷時の室温は安定している。(記録は柏崎刈羽7C号機)

負荷 (%)	起動前	75	100
室温 (°C)	22.0	16.0	18.0

# 非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について (4/13)

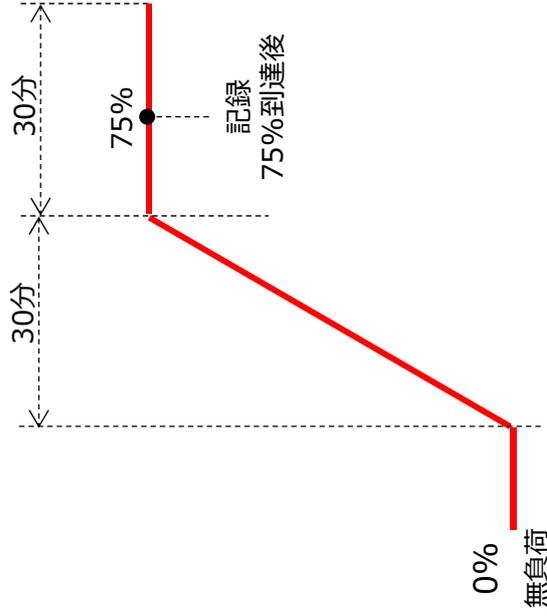
## 【定期事業者検査毎の機能性能確認】 (例：浜岡3号機)

- ▶ 定期事業者検査期間中のEDG運転状態確認として試運転を実施するとともに定格容量検査を実施。試運転時は各負荷 (75%、100%) で運転状態の確認および記録採取を実施。75%と100%負荷到達後に記録採取を実施しているが、パラメータは安定しておりバラツキはない。(冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度 etc)

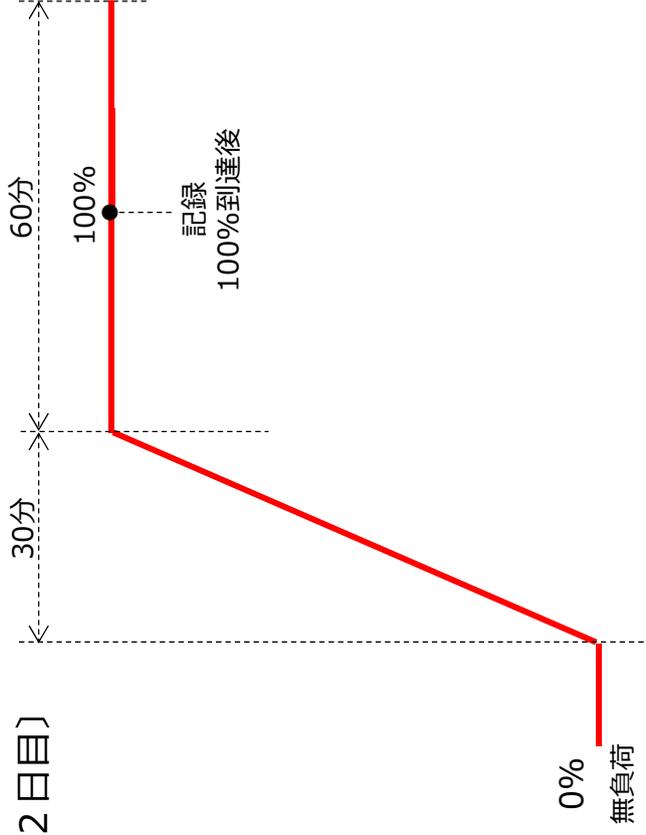
### 【試運転時の負荷カーブ】

(浜岡3A号機 2020.11.20,21)

〔1日目〕



〔2日目〕



測定データ (抜粋)

負荷(%)	判定基準	1日目 起動前	75	100
潤滑油圧(MPa)	0.41~0.64	0.12	0.60	0.60
潤滑油温度(°C)	55~75	35.0	60.0	62.0

<参考>

なお連続負荷運転に伴う室温の上昇は無く100%負荷時の室温は安定している。(記録は浜岡3A号機)

負荷(%)	1日目 起動前	75	100
室温 (°C)	27.0	31.0	31.0

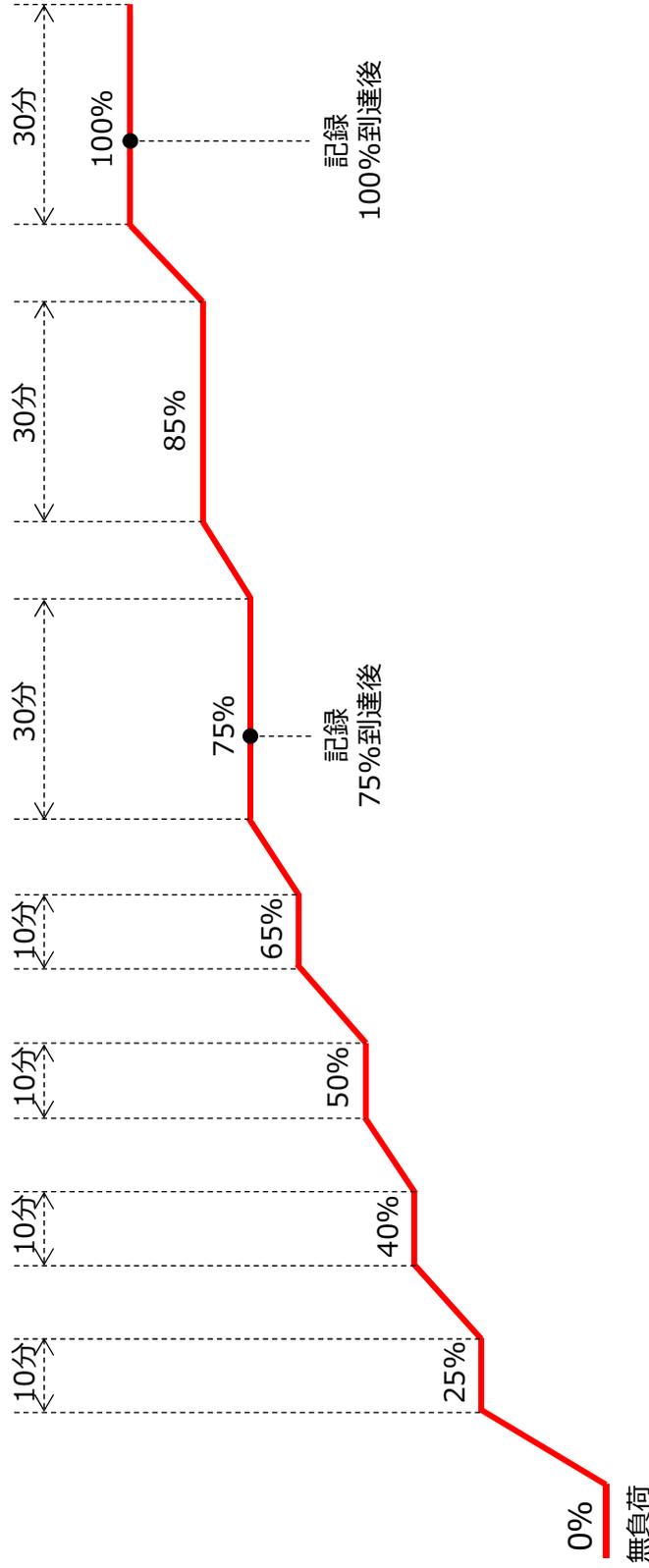
## 非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について (5/13)

### 【定期事業者検査毎の機能性能確認】 (例：志賀1号機)

- EDG運転状態確認の定期事業者検査については負荷試験運転時に実施。  
 試験時は各負荷 (25%、40%、50%、65%、75%、85%、100%) で運転状態の確認を実施。  
 75%と100%負荷到達後に記録採取をしているが、パラメータは安定しておりバラツキはない。  
 (冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度 etc)

### 【試験時の負荷カーブ】

(志賀1A号機 2014.6.18)



### 測定データ (抜粋)

負荷 (%)	判定基準	起動前	75	100
潤滑油圧 (MPa)	0.54~0.64	0	0.55	0.57
潤滑油温度 (°C)	25.0~85.0	33.5	71.0	73.0

### <参考>

なお連続負荷運転に伴う室温の上昇は以下のとおりであり100%負荷時の室温は安定している。(記録は志賀1A号機)

負荷 (%)	起動前	75	100
室温 (°C)	25.0	29.0	30.0

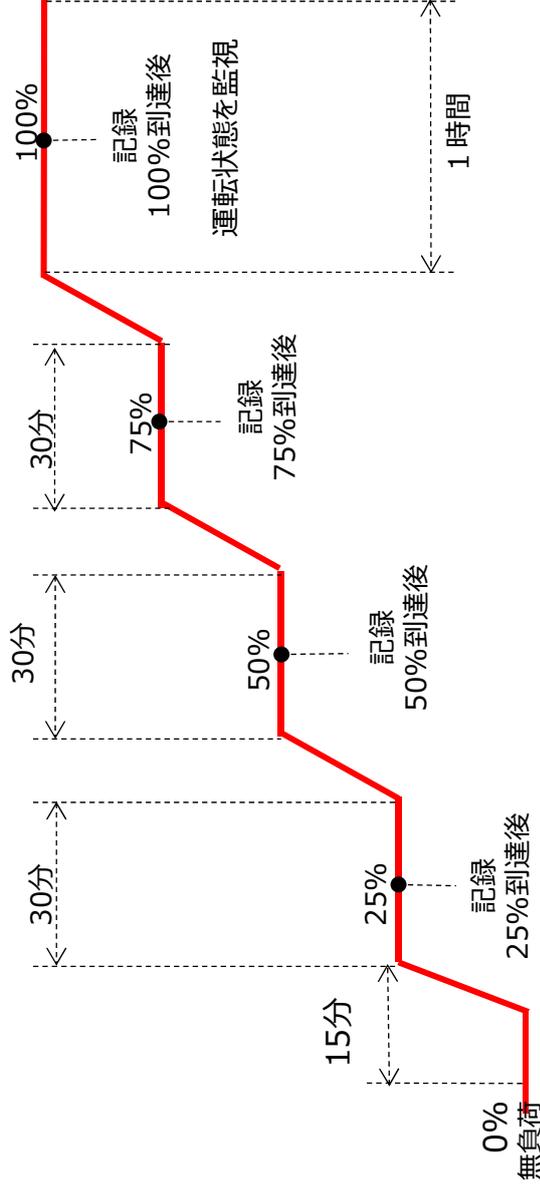
## 非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について (6/13)

### 【定期事業者検査（機能性能検査）】（例：高浜3号機）

- ▶ EDG運転状態確認の定期事業者検査については負荷試験運転時に実施。  
 試験時は各負荷（25%、50%、75%、100%）で運転状態の確認および記録採取を実施。（冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度 etc）  
 各負荷到達後に運転状態確認、記録採取を実施しているが、パラメータは安定しておりバラツキはない。  
 ※上線部は定事検での採取データ

### 【試験運転時の負荷カーブ】

(高浜3A号機 R2.3.13 )



定期事業者検査（機能検査）記録は試験運転時に合わせて実施。  
 各負荷到達後に運転状態確認、記録採取を実施。（機関入口潤滑油圧力、機関出口潤滑油温度）

(記録は高浜3A号機)

負荷(%)	判定基準	25	50	75	100
潤滑油圧(MPa)		0.49~0.54	0.51	0.51	0.50
潤滑油温度(°C)		50.0~70.0	52.4	54.7	57.1
					61.9

<参考>

なお連続負荷運転に伴う室温の上昇は無く100%負荷時の室温は安定している。（記録は高浜3A号機）

負荷(%)	25	50	75	100
室温(°C)	30	31	32	29

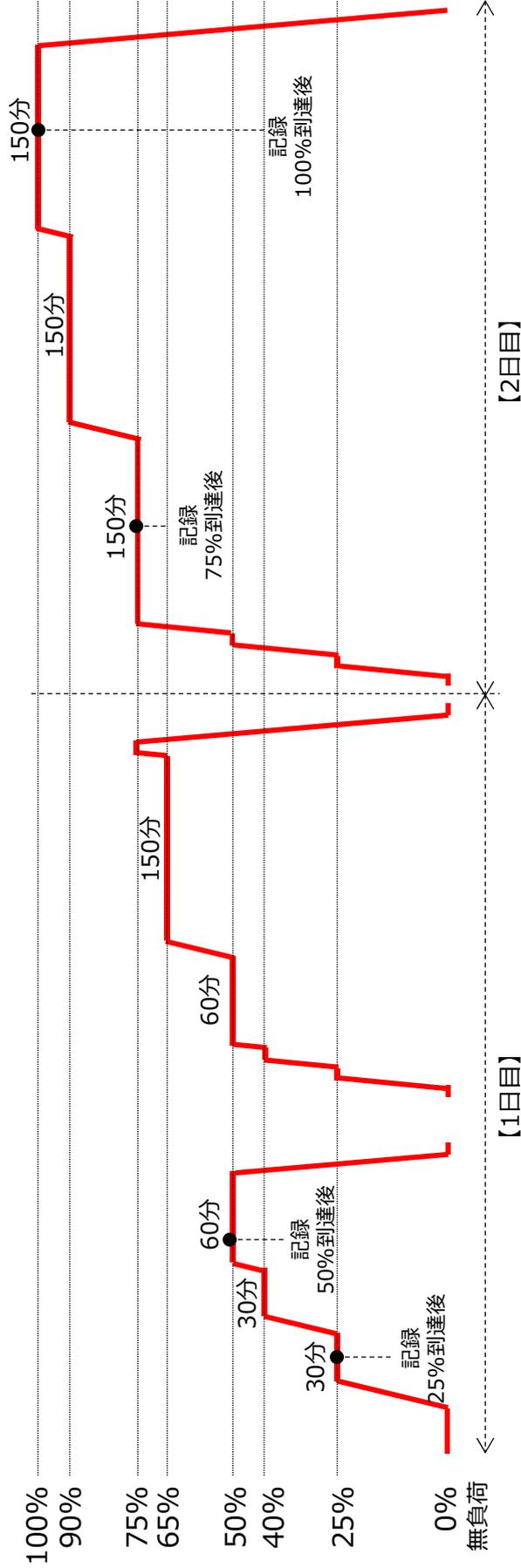
# 非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について (7/13)

## 【定期事業者検査毎の機能性能確認】 (例：島根2号機)

- ▶ 定期事業者検査期間中のEDG運転状態確認として試運転を実施するとともに定格容量確認検査を実施。試運転時は各負荷 (25%、40%、50%、65%、75%、90%、100%) で運転状態の確認および記録採取 (25%、50%、75%、100%) を実施。各負荷到達後に記録採取を実施しているが、パラメータは安定しておりバラツキはない。(冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度 etc)

### 【試運転時の負荷カーブ】

(島根2A号機 2019.12.9-10)



### 測定データ (抜粋)

負荷 (%)	判定基準	起動前	25	50	75	100
潤滑油圧 (MPa)	0.440~0.600	0.135	0.599	0.557	0.549	0.542
潤滑油温度 (°C)	50.0~60.0	47.0	55.5	55.0	55.0	55.1

### <参考>

なお連続負荷運転に伴う室温の上昇は無く100%負荷時の室温は安定している。(記録は島根2A号機)

負荷 (%)	起動前	25	50	75	100
室温 (°C)	24.0	20.5	21.0	22.0	22.0

## 非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について (8/13)

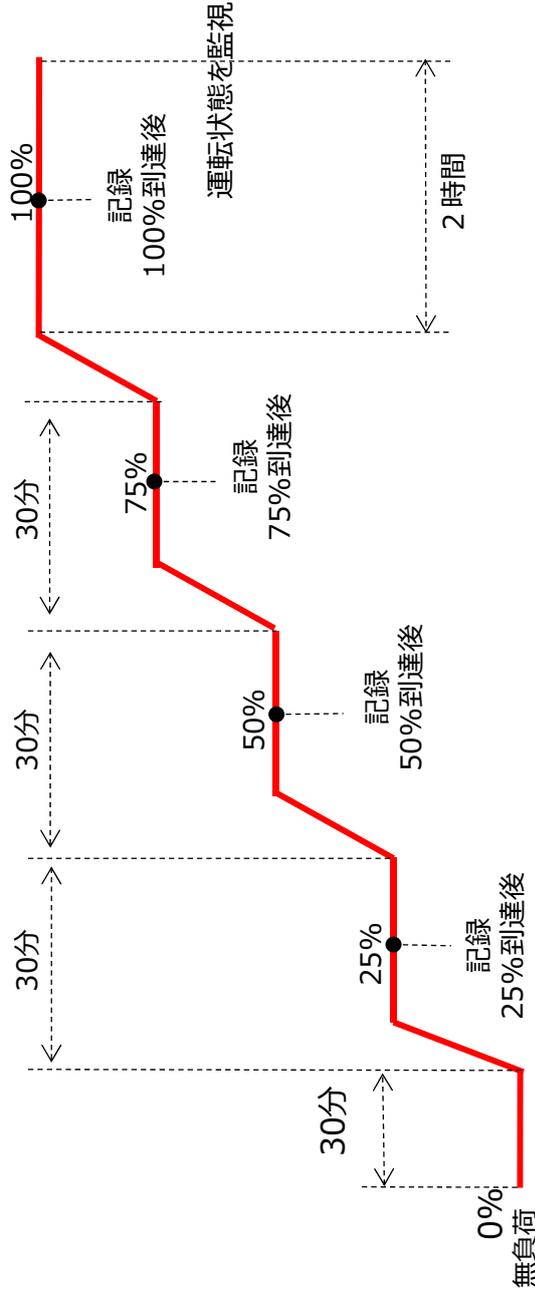
### 【定期事業者検査（機性能検査）】（伊方3号機）

- EDG運転状態確認の定期事業者検査については負荷試運転時に実施。  
試運転時は各負荷（25%、50%、75%、100%）で運転状態の確認および記録採取を実施。（冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度 etc）  
各負荷到達後に運転状態確認、記録採取を実施しているが、パラメータは安定しておりバラツキはない。

※上線部は定事検での採取データ

### 【試運転時の負荷カーブ】

(伊方3A号機 R2.3.20 )



定期事業者検査（機性能検査）記録は試運転時に合わせて実施。  
各負荷到達後に運転状態確認、記録採取を実施。（機関入口潤滑油圧力、機関出口潤滑油温度）

(記録は伊方3A号機)

負荷(%)	判定基準	25	50	75	100*
潤滑油圧(MPa)		0.49~0.59	0.55	0.55	0.540
潤滑油温度(℃)		50.0~70.0	55.9	58.2	60.4

※定事検での採取データ

<参考>

なお連続負荷運転に伴う室温の上昇は無く100%負荷時の室温は安定している。(記録は伊方3A号機)

負荷(%)	25	50	75	100
室温(℃)	24	24	24	25

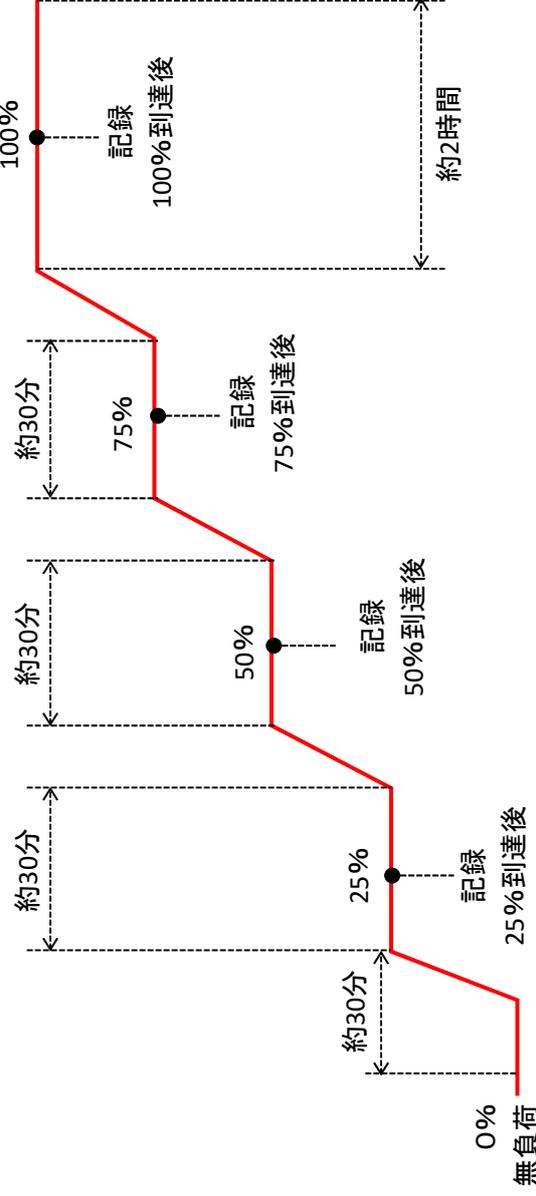
## 非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について (9/13)

### 【定期事業者検査毎の運転状態確認】(例：川内1号機)

- ▶ 定期事業者検査期間中にEDGの運転状態を確認するため試運転を実施。
- 試運転時は各負荷(25%、50%、75%、100%)で運転状態の確認および記録採取を実施。(冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度 etc)
- 各負荷到達後に運転状態確認、記録採取を実施しているが、パラメータは安定しておりバラツキはない。

#### 【試運転時の負荷カーブ】

(川内1A号機 2020.7.26)



測定データ(抜粋)

(記録は川内1A号機)

負荷(%)	目標値	25	50	75	100
潤滑油圧力 (機関入口圧力)(MPa)	0.49~0.54	0.52	0.51	0.51	0.50
潤滑油機関 出口温度(°C)	50~70	58	60	63	67

<参考>

なお連続負荷運転に伴う室温の上昇は無く100%負荷時の室温は安定している。(記録は川内1A号機)

負荷(%)	運転前	25	50	75	100
室温(°C)	26	28	28	28.5	30

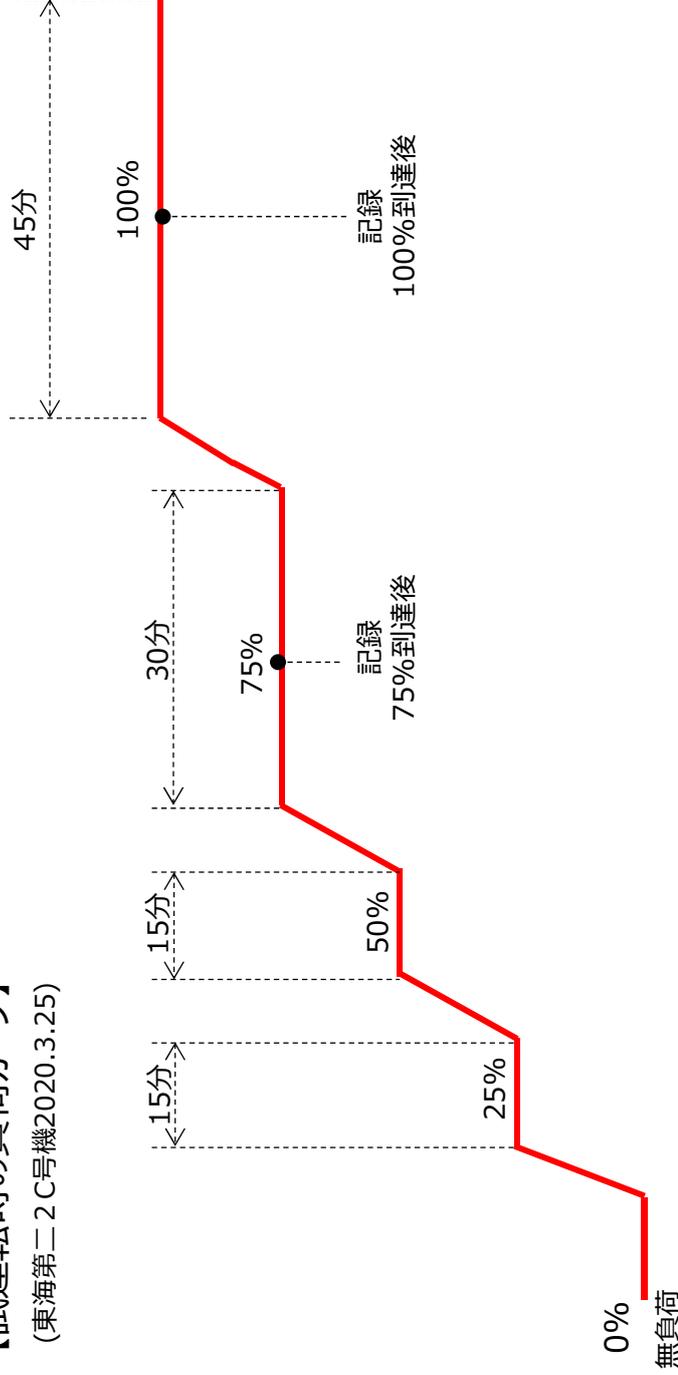
## 非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について (10/13)

### 【定期事業者検査毎の機能性能確認】 (例：東海第二)

- ▶ 定期事業者検査期間中のEDG運転状態確認として試運転を実施するとともに定格容量確認検査を実施。試運転時は各負荷 (25%、50%、75%、100%) で運転状態の確認および記録採取を実施。75%と100%負荷到達後に記録採取を実施しているが、パラメータは安定しておりバラツキはない。(冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度 etc)

### 【試運転時の負荷カーブ】

(東海第二 2C号機 2020.3.25)



測定データ (抜粋)

項目	判定基準	75	100
負荷 (%)		75	100
潤滑油圧 (MPa)	0.49~0.59	0.58	0.58
潤滑油温度 (°C)	60以下	38	42

<参考>

なお連続負荷運転に伴う室温の上昇は無く100%負荷時の室温は安定している。(記録は東海第二 2C号機)

項目	75	100
負荷 (%)	75	100
室温 (°C)	19	20

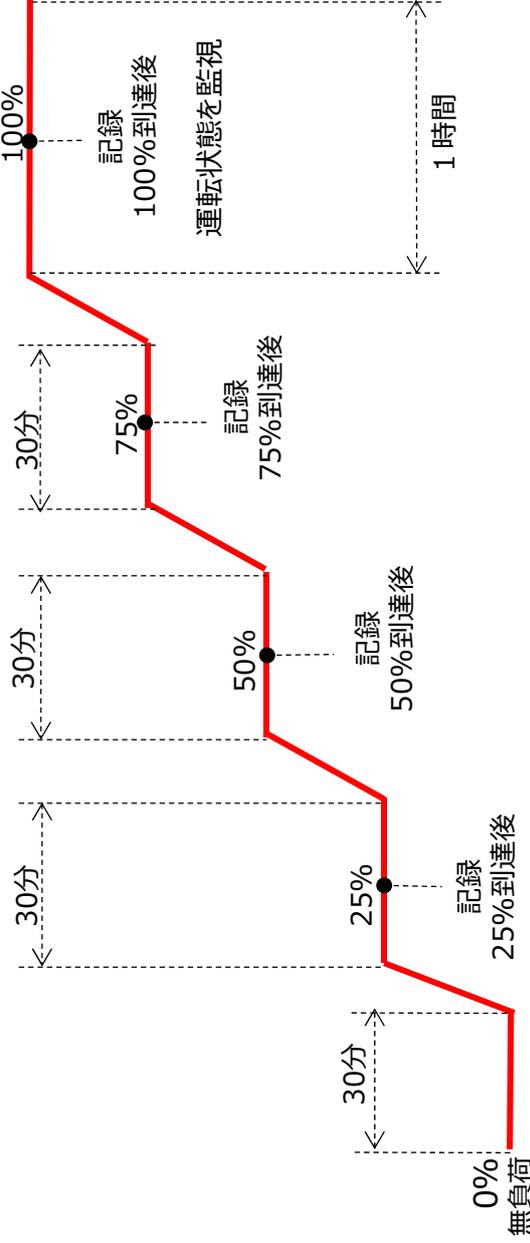
## 非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について (11/13)

### 【定期事業者検査毎の機能性能確認】 (例：敦賀2号機)

- ▶ 定期事業者検査期間中のEDG運転状態確認として試運転を実施するとともに定格容量確認検査を実施。  
試運転時は各負荷 (25%、50%、75%、100%) で運転状態の確認および記録採取を実施。  
各負荷到達後に記録採取を実施しているが、パラメータは安定しておりバラツキはない。  
(冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度 etc)

### 【試運転時の負荷カーブ】

(敦賀2号機 2019.12.20)



(記録は敦賀2号機)

負荷 (%)	判定基準	25	50	75	100
潤滑油圧 (MPa)	0.49~0.54	0.52	0.51	0.51	0.51
潤滑油温度 (°C)	50~70	55	58	62	64

＜参考＞  
なお連続負荷運転に伴う100%負荷時の室温は安定している。  
(記録は敦賀2号機)

負荷 (%)	25	50	75	100
室温 (°C)	32	35	36	19

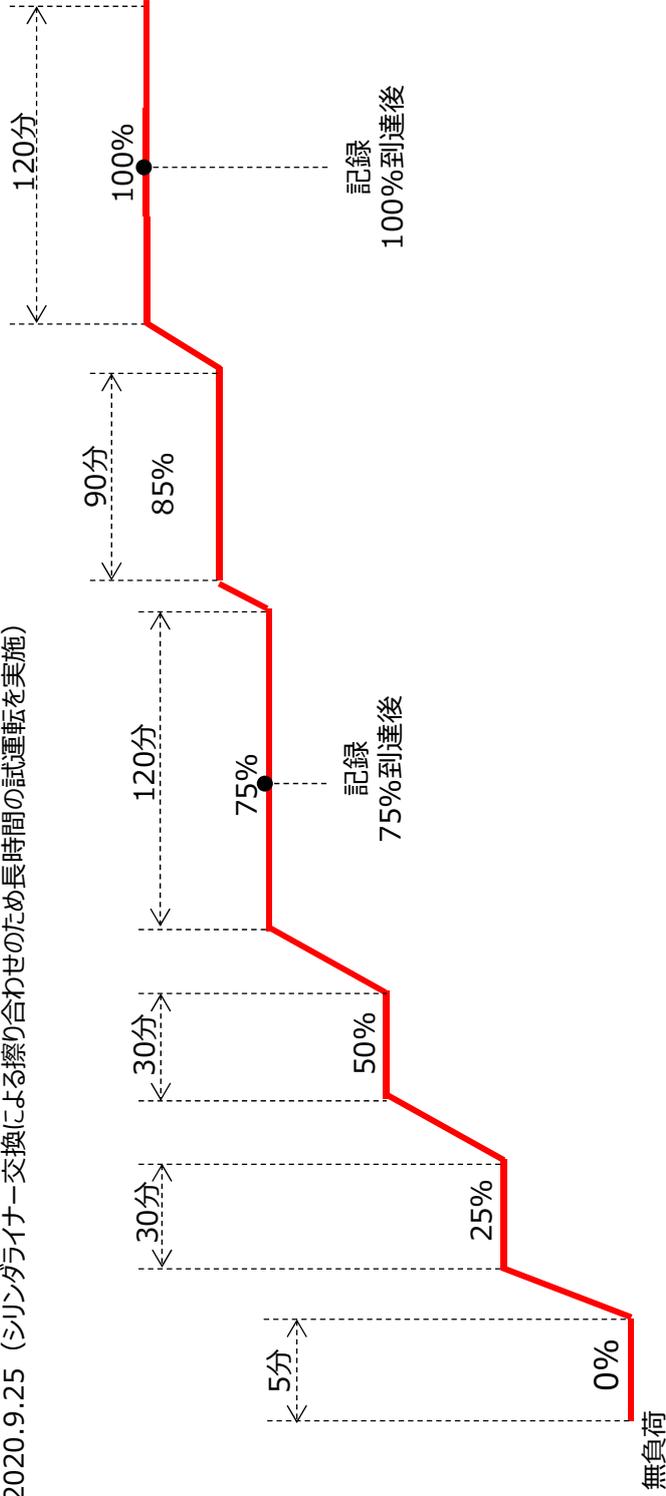
## 非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について (12/13)

### 【EDG定期点検後の負荷試運転】 (例：日本原燃 第1非常用ディーゼル発電機)

- EDGの運転状態確認としてEDG定期点検後の負荷試運転時に実施。  
試運転時は各負荷 (25%、50%、75%、85%、100%) で運転状態の確認を実施。  
75%と100%負荷到達後の採取データ (抜粋) を示すが、パラメータは安定している。  
(冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度 etc)

### 【試運転時の負荷カーブ】

B号機 2020.9.25 (シリンダライナー交換による擦り合わせのため長時間の試運転を実施)



### 採取データ (抜粋)

負荷 (%)	判定基準	75	100
潤滑油圧力 (MPa)	0.55~0.65	0.55	0.55
潤滑油温度 (°C)	35.0~85.0	73.5	74.8

### <参考>

なお連続負荷運転に伴う室温の上昇は無く100%負荷時の室温は安定している。(B号機)

負荷 (%)	75	100
室温 (°C)	29	29

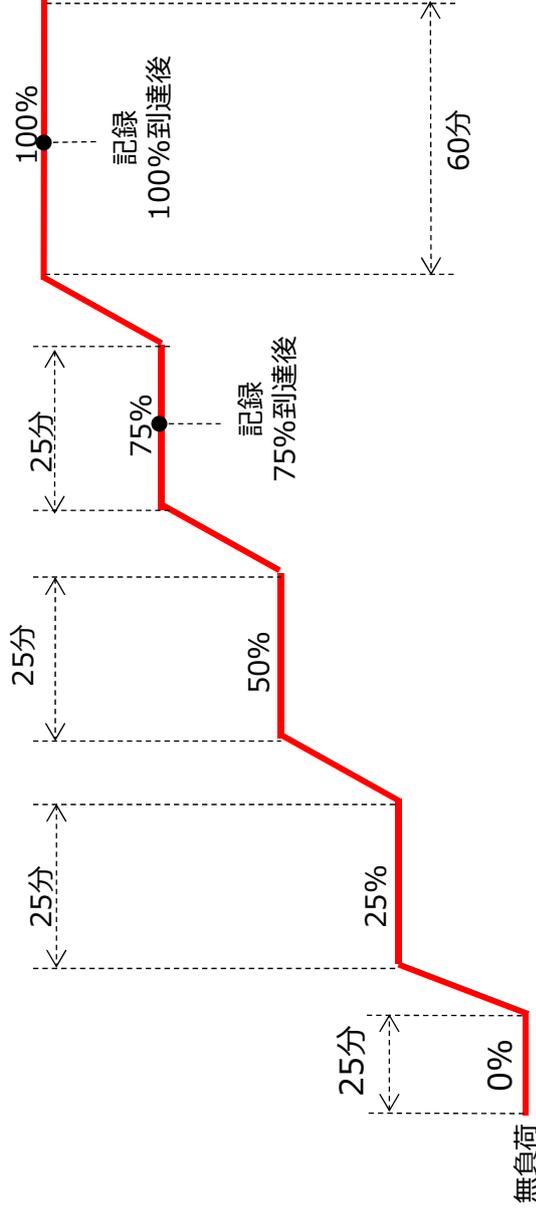
# 非常用ディーゼル発電機 定期事業者検査毎の運転確認について (13/13)

## 【EDG定期点検後の負荷試運転】(例：日本原燃 第2非常用ディーゼル発電機)

- EDGの運転状態確認としてEDG定期点検後の負荷試運転時に実施。  
試運転時は各負荷 (25%、50%、75%、100%) で運転状態の確認を実施。  
75%と100%負荷到達後の採取データ (抜粋) を示すが、パラメータは安定している。  
(冷却水温度・圧力、潤滑油温度・圧力、シリンダ出口排気温度 etc)

### 【試運転時の負荷カーブ】

A号機 2020.7.17



採取データ (抜粋)

負荷(%)	判定基準	75	100
潤滑油圧力(MPa)	0.44~0.59	0.53	0.54
潤滑油温度(°C)	50~80	61	65

<参考>

なお連続負荷運転に伴う室温の上昇は無く100%負荷時の室温は安定している。(A号機)

負荷(%)	75	100
室温(°C)	32	34

<技術情報検討会資料>  
 技術情報検討会は、新知見のふるい分けや作業担当課の特定を目的とした事務的な会議体であり、その資料及び議事録は原子力規制委員会の判断を示すものではありません。

## 参考資料 4 5 - 1

### 調査中案件の状況（案）

令和 3 年 4 月 1 4 日  
 原子力規制企画課  
 技術基盤課

案件	内容	調査中の関係課	備考
デジタル I&C に係る国内外の規制動向等の調査を踏まえた対応	デジタル I & Cに係る規制要求の考え方等に関する国外の動向、国内における適用状況等について調査を実施。 その調査の結果、規制に反映すべき事項があるかどうかを含め、今後の取組方針を検討。	技術基盤 G、 原子力規制企画課、 実用炉審査部門	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実用炉審査部門は、国内事業者、メーカーに対してデジタル I &amp; Cの安全設計に係る考え方の調査を実施。技術基盤 G は、外国のデジタル I &amp; Cに係る規制状況の調査を継続中。</li> <li>・電磁的障害に関し、電磁両立性（EMC）に係る国内外の規制動向について調査中。調査結果を第 44 回技術情報検討会において報告した。</li> <li>・<u>EMC等の電磁的障害防止対策に関する検討に向けて、国内外の規制動向等の調査を継続中。</u></li> </ul>

技術基準・制度への反映に向けた進捗状況（案）

令和 3 年 4 月 1 4 日  
 原子力規制企画課  
 技術基盤課

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	電源系統の一相開放に対する規制取入れ	<p><b>背景：</b> 2012 年 1 月 30 日、米国の Byron2 号機において、一相開放事象後に原子炉が停止した。この原子炉の停止は、外部から施設内に供給している電圧が不安定であったことによるものだった。しかし、このプラントは、外部電源を自動で切り離し、非常用電源に切り替える設計がなされていなかった。米国の 97 の原子炉において、今回と同様に一相開放（OPC）を検出できないことがわかった。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> この状況は日本で発生する可能性があるため、送電線から直接接続された変圧器において OPC を検出し、故障回路を隔離または自動か手動で緊急母線の電源供給を切り換える対策を求めることとしたもの。</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> <li>設置許可基準規則解釈(実用・研開炉・再処理)</li> <li>技術基準規則解釈(実用・研開炉)</li> </ul>	H26. 7. 9(実炉、研炉) (決定、施行) H26. 10. 29(再処理) (決定、施行) ※経過措置無し	<ul style="list-style-type: none"> <li>施行時は新規制基準適合性審査に係る申請プラントが全て審査中であったことから、経過措置を設定せず。</li> <li>全ての発電用原子炉施設に基準適合が要求され、適合していなければ稼働を認めない</li> <li>施行時には OPC を検出できる設備がないことから運転管理で措置。設備の開発動向を引き続きフォロー。</li> <li>R1. 5. 29 と R1. 11. 14、事業者から国内 OPC 自動検知システムの開発状況等について説明があった。</li> <li>事業者からの説明を受け、国内原子力発電所等での OPC 対応状況と今後の導入計画につき、技術情報検討会</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
						(R2.2.26)、炉安審燃安審(R2.6.5)、規制委員会(R2.5.27)に報告し、事業者の対応状況と計画を公開会合(R2.8.5)において確認し、その結果を第42回技術情報検討会(R2.8.19)において報告した。

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	有毒ガス防護の規制取入れ	<p><b>背景：</b> 米国では、原子力発電所内で有毒ガスが発生し警戒態勢等がとられる事態となった事例があることを受け、平成24年に、米国原子力規制委員会から有毒ガス発生事象に係る Information Notice が発出された。</p> <p>我が国においても、旧原子力安全・保安院が有毒化学物質の漏えいにより発生する有毒ガスについて検討を行っていたが、東日本大震災により検討が中断し、現行の基準においても有毒ガスの防護に関する具体的な要求内容は明確ではなかった。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> これらを踏まえ、原子炉制御室及び緊急時制御室の運転員、緊急時対策所の指示要員並びに重大事故等対処上特に重要な操作を行う要員が、有毒ガスが発生した場合でも必要な操作を行えるよう、吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護判断基準値以下とするために必要な設備の設置等を求めることとしたもの。</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設置許可基準規則（実用・研開炉・再処理）</li> <li>・技術基準規則（実用・研開炉）</li> <li>・再処理性能技術基準規則</li> <li>・再処理設工認技術基準規則</li> <li>・設置許可基準規則解釈（実用・研開炉・再処理）</li> <li>・技術基準規則解釈（実用・研開炉）</li> <li>・SA 技術的能力審査基準（実用・研開炉・再処理）</li> <li>・保安規定の審査基準（実用・研開炉・再処理）</li> <li>・有毒ガス防護に係る影響評価ガイドの制定（実用炉）</li> </ul>	H29.4.5（決定） H29.5.1（公布・施行）  ※施行から2年以降に最初の定期検査が終了するとき又は運転を開始するときまで経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・対策工事は停止中しか行うことができないことから経過措置を設定。</li> <li>・稼働していない施設については経過措置にて基準適合を求めない。</li> <li>・工認後でなければ工事を行うことを認めない。</li> <li>・行政指導により施行日から3月後までに予期せぬ有毒ガスに対処するために設備の配備を要求（手順、体制含む）。</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	HEAF の規制 取り入れ	<p><b>背景:</b> 2000年代初頭から米国 NRC で HEAF 事象の事例分析が取り込まれ、2009年には OECD/NEA においても HEAF 事象に係るワーキングが設置された。HEAF 事象は、原子力安全規制の観点でその影響評価手法の整備が必要であることが国際的に注目された。</p> <p>また、国内においても、これまでに火災を伴う HEAF が発生しており、これによって当該機器の損壊等がより拡大する可能性があることから、原子力規制庁は HEAF の現象解明に係る安全研究を実施し、アーク火災の発生防止に係る知見が得られた。</p> <p><b>規制委員会の対応:</b> これを受け、対象電気盤において、アーク放電による爆発の影響を減少させるとともに、アーク火災が発生しないように、アークエネルギーを素早く遮断する遮断器を適用することを求めることとしたもの。</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> <li>技術基準規則(実用炉)</li> <li>再処理設工認技術基準規則</li> <li>技術基準規則解釈(実用炉)</li> <li>高エネルギーアーク損傷 (HEAF) に係る電気盤の設計に関する審査ガイドの制定(実用炉)</li> </ul>	H29.7.19 (決定) H29.8.8 (公布・施行) ※施行から2年以降に、最初の定期検査が終了するときまで(既設の施設にあっては、非常用 DG に接続される電気盤以外の電気盤) 経過措置期間を設定 ※施行から4年以降に、最初の定期検査が終了するときまで(既存施設の非常用 DG に接続される電気盤) 経過措置期間を設定 ※施行日以降に運転を開始するときまで(建設中施設) 経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>対策工事は停止中しか行うことができないことから経過措置を設定。</li> <li>稼働していない施設については経過措置にて基準適合を求めない。</li> <li>工認後でなければ工事を行うことを認めない。</li> <li>本件は電源の信頼性向上に係るものであり緊急を要するものではないことから暫定措置を要求しない。</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	燃料被覆管耐震要求等	<p><b>背景：</b> これまで燃料被覆管に対して地震時の要求事項は、「崩壊熱の除去可能な形状を保つこと」としていたが、新規規制基準の施行により、基準地震動が大きくなったことを踏まえ、地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持評価をより精緻化する必要があった。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> これを踏まえ、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、基準地震動<math>S_s</math>の地震が発生した場合でも、燃料被覆管の閉じ込め機能が維持できることを求めることとしたもの。</p>	実用炉審査部門	<ul style="list-style-type: none"> <li>設置許可基準規則（実用・試験炉）</li> <li>技術基準規則（実用炉）</li> <li>設置許可基準規則解釈（実用・試験炉）</li> <li>技術基準規則解釈（実用炉）</li> </ul>	H29. 8. 30（決定） H29. 9. 11（公布／施行） ※実用炉の耐震要求について H31. 9. 30（施行後2年）まで経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>実用炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。</li> <li>工事を要しないものの事業者の解析に要する期間及び手続き期間を考慮して全ての実用炉に経過措置を設定。</li> <li>事業者（実用炉）から大凡、耐震性能が確保されていることを確認済。</li> </ul>
基準	耐震設計における動的機能維持設計手法	<p><b>背景：</b> 地震時又は地震後の動的機器の機能要求の適合性審査においては、地震応答解析結果が、原子力発電所耐震設計技術指針（以下「JEAG4601」という。）に適合している必要がある。しかし、大飯3・4号機の工事計画の審査において、JEAG4601に規定されていない特別な評価方法が確認された。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> これを踏まえ、上記場合における詳細な検討方法として、既往の研究等を参考に要因分析を実施し、評価基準値を超えていないことを求めることとしたもの。</p>	実用炉審査部門	<ul style="list-style-type: none"> <li>技術基準規則解釈（実用・研開炉）</li> <li>耐震設計に係る工認審査ガイド（実用炉）</li> </ul>	H29. 11. 15（決定、施行） ※H30. 11. 30（施行後1年）まで経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電用原子炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。</li> <li>工事を要しないものの工認図書の変更に要する期間及び手続き期間を考慮して全ての発電炉に経過措置を設定。</li> <li>事業者から改正前の設計手法でも大凡求められる機能が維持されていることを確認済。</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	降下火砕物 評価手法の 規制取り入 れ	<p><b>背景：</b> 美浜発電所3号機の審査書案に対する意見募集において、セントヘレンズ山の噴火における火山灰濃度を用いたディーゼル発電機の吸気フィルタへの影響に関する意見があり、事業者はこの評価結果を報告させた。</p> <p>さらに、電力中央研究所の研究報告を踏まえ、各発電所敷地において想定される気中降下火砕物濃度の程度について報告を求めた。</p> <p>規制委員会は、降下火砕物に関する最新知見を収集・分析しその影響を検討するための検討チームを設置した。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> これらを踏まえ、万一の火山活動時に原子炉停止や冷却の操作を行えるよう、以下の対策を求めることとしたもの。</p> <p>1) 非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策</p> <p>2) 代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策</p> <p>3) 交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策に係る体制整備</p>	技術基盤課	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実用炉規則</li> <li>・保安規定の審査基準（実用炉）</li> <li>・廃止措置段階における保安規定の審査基準（実用炉）</li> <li>・原子力発電所の火山影響評価ガイド</li> </ul>	H29. 11. 29（決定） H29. 12. 14（公布／施行） ※H30. 12. 31（施行後1年）まで経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実用炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。</li> <li>・必要な保安措置の体制整備に要する期間及び保安規定の変更認可に要する期間を考慮して稼働中の実用炉に経過措置を設定。</li> </ul>
		<p><b>規制委員会の対応：</b> これらを踏まえ、万一の火山活動時に原子炉停止や冷却の操作を行えるよう、以下の対策を求めることとしたもの。</p> <p>1) 非常用交流動力電源設備の機能を維持するための対策</p> <p>2) 代替電源設備その他の炉心を冷却するために必要な設備の機能を維持するための対策</p> <p>3) 交流動力電源喪失時に炉心の著しい損傷を防止するための対策に係る体制整備</p>	核燃料施設 審査部門	検討中	未定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・核燃料施設等に関しては、施設ごとの特徴を踏まえて審査を行っているところであり、今後必要があれば基準等を整備していく。</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準 ／ 制度	貯蔵・輸送兼用乾式キャスク規制の考え方	<p><b>背景：</b>平成28年10月5日の原子力規制委員会にて、原子力発電所内における使用済燃料の貯蔵に関して、輸送上の厳しい要件も満たしている輸送・貯蔵兼用乾式キャスク（以下「兼用キャスク」という。）を用いる場合には、耐震性等の基準について見直すよう指示があった。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b>兼用キャスク貯蔵施設用のサイトによらない地震力の設定等の検討のため、兼用キャスク貯蔵に関する検討チームを設置し、この規制要求化に関する議論を進めた。</p> <p>当該検討チーム及びその後の原子力規制委員会における議論を踏まえ、兼用キャスクによる原子力発電所内貯蔵に係る技術的な規制基準等の策定に加え、サイトに依存しない基準に適合する兼用キャスクを特定機器に追加するよう型式制度を見直すこととしたもの。</p>	基盤 Gr 技術基盤課 原子力規制 企画課	(基準側) ・設置許可基準規則（実用炉） ・技術基準規則（実用炉） ・（新設）兼用キャスク告示 ・設置許可基準規則解釈（実用炉） ・技術基準規則解釈（実用炉） ・（新設）兼用キャスクガイド (型式側) ・実用炉規則 ・許可手続ガイド ・工認手続ガイド ・型式運用ガイド	H31.3.13（決定） H31.4.2（公布／施行） ※経過措置無し	<ul style="list-style-type: none"> <li>・H31.3.13 原子力規制委員会にて、意見募集等を踏まえて兼用キャスクに係る規則改正案等が決定。</li> <li>・既存の発電用原子炉施設は、いずれも、改正後の規定に適合していると認められることから、経過措置は設定せず。</li> <li>・現にキャスクを設置している東海第二については、キャスクからの中性子の寄与が敷地境界線量に与える影響について説明を求めることとなった。</li> </ul>
			原子力規制 企画課 実用炉監視 部門 実用炉審査 部門			<ul style="list-style-type: none"> <li>・公布後のH31.4.4に日本原電と面談を実施し、実測値等を用いた評価を実施し、結果を説明するよう求めた。</li> <li>・H31.4.23、上記の求めに応じて、日本原電から、敷地境界で評価したキャスクからの中性子が寄与する線量は、<math>3.8\mu\text{Sv/年}</math>であ</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
						り、実測に基づく中性子線量の推定値(26.7 $\mu$ Sv/年)を大幅に下回るレベルであるとの評価結果が示された。
基準	柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉の審査知見を踏まえた基準改正	<p><b>背景：</b> 規制委員会は、東京電力柏崎刈羽原子力発電所6・7号炉の審査経験から得られた技術知見を規制に取り入れることを決定した。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> 規制委員会は、事業者が以下の対策を実施することとするための新規制基準を改正した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる代替冷却循環設備の設置</li> <li>・使用済燃料貯蔵槽から発生する水蒸気による悪影響を防止するための対策</li> <li>・原子炉制御室の運転員を適切に防護するために必要な設備としてブローアウトパネルを閉止する等の対策</li> </ul>	<p>実用炉審査部門</p> <p>核燃料施設審査部門</p> <p>研究炉等審査部門</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設置許可基準規則(実用炉)</li> <li>・技術基準規則(実用炉)</li> <li>・設置許可基準規則解釈(実用炉)</li> <li>・技術基準規則解釈(実用炉)</li> <li>・SA技術的能力審査基準(実用炉)</li> <li>・有効性評価ガイド(実用炉)</li> </ul> <p>検討中</p>	<p>H29.11.29(決定)</p> <p>H29.12.14(公布/施行)</p> <p>※施行日前に既に新規制基準適合性に係る工事計画認可を受けた施設についてはH31.1.1(施行後1年)以降の最初の定期検査が終了するまで経過措置期間を設定</p> <p>未定</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実用炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。</li> <li>・稼働中の実用炉施設は変更申請に係る手続きを要することから経過措置を設定</li> <li>・本件に係る新たな工事は要しない</li> <li>・核燃料施設等に関しては、施設ごとの特徴を踏まえて審査を行っているところであり、今後必要があれば基準等を整備していく。</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	<p>溢水による放射性物質を含んだ液体の管理区域外漏えい防止基準</p>	<p><b>背景：</b>平成28年11月に福島第二原子力発電所1号機から4号機の使用済燃料貯蔵槽において、地震に伴う水面の揺動（以下「スロッシング」という。）による溢水事象が発生し、排気ダクトに流入した放射性物質を含む水が、ダクトに設けた止水設備を越えて非管理区域に向かって流れ出す事象が発生した。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b>これを受け、配管、容器や使用済燃料貯蔵槽から管理区域外へ放射性物質を含む液体の漏えい防止対策を求めることとしたもの。</p>	規制企画課	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設置許可基準規則（実用・研開・試験炉）</li> <li>・技術基準規則（実用・研開炉）</li> <li>・設工認技術基準規則（試験炉）</li> <li>・性能技術基準規則（試験炉）</li> <li>・設置許可基準規則解釈（実用・研開・試験炉）</li> <li>・技術基準規則解釈（実用・研開炉）</li> </ul>	<p>H30.1.24（決定） H30.2.20（公布／施行） ※H31.2（施行後1年）まで経過措置期間を設定</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・発電用原子炉施設に基準適合を要求し、適合していなければ稼働を認めない。</li> <li>・基準に適合するための工事や申請手続きに係る経過措置期間を設定。</li> <li>・施行時に着手している工事は継続を妨げない。</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	重大事故等クラス1設備の構造及び強度に係る要求の見直し	<p><b>背景：</b> 新規制基準のうち特定重大事故等対処施設に係る要求事項については、新規制基準施行後に新たに施設される設備のみを想定した規定ぶりとなっていたが、審査においては、新規制基準施行前に既に施設された設計基準事故対処設備も含めて特定重大事故等に対処することには技術的に合理性があると認めてきた。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> これを受け、特定重大事故等時において既設の設備に重大事故等クラス1機器等に期待される機能が維持されるに足る構造及び強度がある場合は、既設の設備を重大事故等クラス1機器等として扱えることを明確にするもの。</p>	実用炉審査部門	・技術基準規則（実用炉）	H30.1.24（決定） H30.2.2（公布／施行）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・公布後ただちに施行。</li> <li>・経過措置を設定せず。</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	気象庁が示す竜巻の評価手法の変更に伴う竜巻影響評価ガイドの見直し	<p><b>背景：</b> 気象庁が2016年4月より既存のFスケールを見直した日本版改良藤田(JFE)スケールを策定したことを受け、ガイドで例示している竜巻最大風速の評価手法の見直しを検討することとなった。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> 気象庁からの聞き取りの結果、両スケールの階級を互いに読み替えることは想定されていない旨の回答があったことなどから、当面の間、基準竜巻風速の設定において、JFEスケールを用いない旨をガイドに示すこととしたもの。</p>	技術基盤課 地震・津波 研究部門	・竜巻影響評価ガイド	H30.11.28 (決定／公布／施行)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・H30.4.18 原子力規制委員会にて、「気象庁が示す竜巻の評価手法の変更に伴う竜巻影響評価の対応について」を報告。</li> <li>・H30.10.10 原子力規制委員会にて、これまでの検討結果等を踏まえた竜巻影響評価ガイドの改正案等を審議。</li> <li>・H30.11.28 原子力規制委員会にて、意見募集の結果を報告し、改正案が了承。</li> </ul>
基準	火災防護審査基準の一部改正(原子力発電所における火災感知器の設置要件の明確化について)	<p><b>背景：</b> 保安検査において、火災区域・区画に異なる感知方式の感知器等として設置したものうち、熱感知器については、消防法令に定められた設置基準と異なる方法で設置されていた。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> これを受け、異なる感知方式の感知器等のそれぞれに対して、消防法令に定める設置要件を満たすための対策を求めることとしたもの。</p>	原子力規制 企画課(火 災対策室)	・火災防護審査基準(実炉)	H31.2.13 (決定／公布／施行)  ※施行から5年以降に最初の定期検査が終了するとき又は運転を開始するときまで経過措置期間を設定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・H31.2.13 原子力規制委員会にて、意見募集の結果、これを踏まえた改正案及び現場における火災感知器の設置状況の確認結果を報告。</li> <li>・新たな感知器等の設置数、工事期間等を勘案して施行から5年の経過措置期間を設定。</li> <li>・施行時に着手している工事は継続を妨げない。</li> </ul>

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
基準	震源を特定せず策定する地震動	<p><b>背景：</b>平成29年11月29日の原子力規制委員会において、全国共通に適用できる「震源を特定せず策定する地震動」の策定方法を明示することを目的とした検討チームの設置を決定した。検討チーム会合では「震源を特定せず策定する地震動」に係る標準応答スペクトルについて検討を行い、令和元年8月7日の第11回検討チームにおいて、その結果を報告書に取りまとめた。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b>これを受け、令和元年8月28日の原子力規制委員会において上記報告書の内容を審議、規制に反映させることについて了承された。</p>	地震・津波 審査部門 地震・津波 研究部門 原子力規制 企画課	<ul style="list-style-type: none"> <li>・<u>設置許可基準規則</u> <u>解釈(実用・研開炉・再処理・加工・試験・貯蔵・管理)</u></li> <li>・<u>基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド</u></li> </ul>	未定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ R2.3.4、R2.3.23、R2.7.15 原子力規制委員会において、改正後に必要な申請手続、経過措置、改正対象等について審議。R3.1.20 原子力規制委員会において、パブコメ実施について了承。<u>R3.1.21～R3.2.19 までパブコメを実施した。</u></li> </ul>

基準	デジタル安全保護系の共通要因故障対策	<p><b>背景：</b> 令和元年の原子力規制委員会の重要課題として、発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策の規制への取り込みが挙げられている。</p> <p><b>規制委員会の対応：</b> 最近の国際的な動向も踏まえ、信頼性向上の観点から現行規制の見直しを検討することとし、発電用原子炉施設におけるデジタル安全保護系の共通要因故障対策等に関する検討チームを設置することとした。</p>	技術基盤課、システム安全研究部門、実用炉審査部門、核セキュリティ部門	検討中	未定	<ul style="list-style-type: none"> <li>・R1.9.13 原子力規制委員会において、取組方針が了承された。</li> <li>・R1.10.2 原子力規制委員会において、検討チームの設置が了承された。</li> <li>・これまでに4回の検討チーム会合を開催。</li> <li>・R2.3.11、R2.3.23 原子力規制委員会において検討結果を報告し、本件対策として満足すべき水準について了承された。</li> <li>・R2.7.8 原子力規制委員会において、事業者の自主的取組について公開の会合で提案を受けることが了承された。</li> <li>・R2.10.6 第5回検討チーム会合において、事業者の自主的取組について聴取。</li> <li>・R2.10.21 原子力規制委員会において聴取結果を報告した。</li> <li>・R2.12.24 ATENA から「原子力発電所におけ</li> </ul>
----	--------------------	--	------------------------------------	-----	----	---

	案件	内容	作業担当	改正対象	決定、公布、施行日	備考
						<p>るデジタル安全保護回路のソフトウェア共通要因故障緩和対策に関する技術要件書」が発行された。</p> <p>・R3.3.26 ATENA との面談において、上記技術要件書の説明を受けた</p>