

第12回 検査制度に関する意見交換会合 議事次第（案）

1. 日 時 令和5年8月28日（月） 14:00～17:00
2. 場 所 原子力規制委員会 13階 A会議室
3. 議 題
 - 議題1 最近の原子力規制検査に関する状況報告
 - 議題2 検査制度に関する事業者意見
 - 議題3 使用前事業者検査（施設）の対象選定の考え方について
 - 議題4 レベル1 PRA モデルの適切性確認の状況について
 - 議題5 検査ガイドの改正結果について
 - 議題6 試験研究用等原子炉における重要度評価検討の進め方
4. 配布資料
 - 資料1 作成中（原子力規制庁）
 - 資料2 検査制度に関する事業者意見（原子力エネルギー協議会）
 - 資料3 使用前事業者検査（施設）の対象選定の考え方について（原子力エネルギー協議会）
 - 資料4 レベル1 PRA モデルの適切性確認の状況について（原子力規制庁）
 - 資料5 令和5年度第14回原子力規制委員会 資料1 関係部分抜粋（原子力規制庁）
 - 資料6 試験研究用等原子炉における重要度評価検討の進め方
 - 参考 原子力規制検査における課題への対応スケジュール

検査制度に関する事業者意見

2023年度第1四半期までの検査制度の運用状況について事業者及びATENAで振り返り、運用面での改善点について意見を述べる。また、検査官とのコミュニケーション事例について紹介する。

1. 事業者意見

(1) 事業者への速やかな事前質問送付について

- **意見内容**
PI&R 検査において事業者への事前質問を検査開始2～3営業日前に受領したケースがあったので、もう少し裕度（1週間程度）を持って質問を頂きたい。
- **理由**
質問に対する事業者側の検討時間を確保することで、再度の質問がないように入念な準備ができ、NRA、事業者双方にとって無駄を省いて効率的な検査が可能になると考えているため。
- **事例**
あるPI&R 検査において、事前質問が2、3営業日前に提示され、事前質問に対する回答のエビデンス収集、回答スケジュールの策定等が短期間に集中し、業務ピークが発生した。（扱う案件の中には、経緯を丁寧に説明する必要がある場合があるが、適切なエビデンスを用意するためには事前確認が必要であり、資料の収集に時間がかかる場合がある。また、回答スケジュールの策定においても、回答対応者の選定や回答順序の調整等に時間を要している。）

(2) チーム検査の事前提出資料の削減について

- **意見内容**
規制事務所のフリーアクセスを利用して、QMS 文書といった資料を収集して頂くことにより、チーム検査時の事業者からの事前提出資料を削減して頂きたい。
- **理由**
現状事前提出資料が多く、事業者の負担が大きい。現地規制事務所の検査官は日常のフリーアクセスにより事業者の資料収集方法を熟知していると考えられるため、チーム検査時においても、例えば QMS 文書などといった資料については収集頂くことで、事業者の負担軽減のみならず検査官側も事業者の提出を待たずに資料に触れることができ、効率的な検査に資すると考えるため。
- **事例**
チーム検査（火災、PI&R等）全般において、事前提出資料としてフリーアクセスでも収集可能なQMS文書（社内標準）についても要求されている。

(3) 規制検査報告書の誤記訂正等について

➤ **意見内容**

書面にて通知される検査報告書案に事実誤認や誤記が確認された際の意見陳述の提出先について、カウンターパートを現地検査官とさせて頂きたい。

➤ **理由**

意見陳述を行う際、NRA 内規「原子力規制検査等実施要領」に基づき、書面にて申し出る運用となっている。現在のカウンターパートは原子力規制部であるが、これを現地検査官とさせて頂ければ、追加のご質問等が出た場合にすぐに対応ができ、より効率的な対応が可能になると考えるため。

➤ **事例**

報告書案に記載される確認資料の名称（号機誤り、要領書番号誤り等）に誤りがあった際、意見陳述を原子力規制部に申し出た。

2. 検査官とのコミュニケーション（良好事例）

2023 年度第 1 四半期を振り返り、事業者から寄せられた検査官とのコミュニケーションの取り組み（良好事例）を紹介する

- (1) 検査室にホワイトボードを設置し、検査官の懸案事項を随時記載し、回答できるように対応頂いている。
- (2) 検査官からの質問事項は、文字情報にして明確化した上で対話し、コミュニケーションが良くなるように取り組まれている
- (3) 検査官からの質問に対し、事業者回答をする際、検査官の質問の意図や主旨、検査官が考えていることなどを冒頭に話していただいていることから、論点が明確となり、事業者回答が効率的にできている。
- (4) 今回の P I & R チーム検査で分野毎に大型モニターを使用して説明を行った。モニター画面に資料を写し説明することで、資料印刷および検査員の方への配布等の手間が省け、非常に効率的な検査ができた。今後ともモニターを活用した検査を実施していきたい。

以上

2023年8月28日 検査制度に関する意見交換会合

使用前事業者検査（施設）の 対象選定の考え方について

原子力エネルギー協議会（ATENA）

- 新検査制度施行に伴い、設工認の変更手続きの要否に関わらず「設置又は変更の工事」に対して使用前事業者検査（施設）（以下、「使事検」）が必要となり、「発電用原子炉施設の工事計画に係る手続きガイド」に規定される「設置又は変更の工事」の種類を基に事業者検査を運用しているところ。

原子炉等規制法 43条3の11 使用前事業者検査

発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、**設置又は変更の工事をする発電用原子炉施設**について検査を行い、その結果を記録し、これを保存しなければならない。

- 原子力規制検査でのご意見について、2022.8.29意見交換会合において使事検対象の考え方をお示しした。

(2022.8.29意見交換会合一部抜粋)

【原子力規制検査におけるご意見】

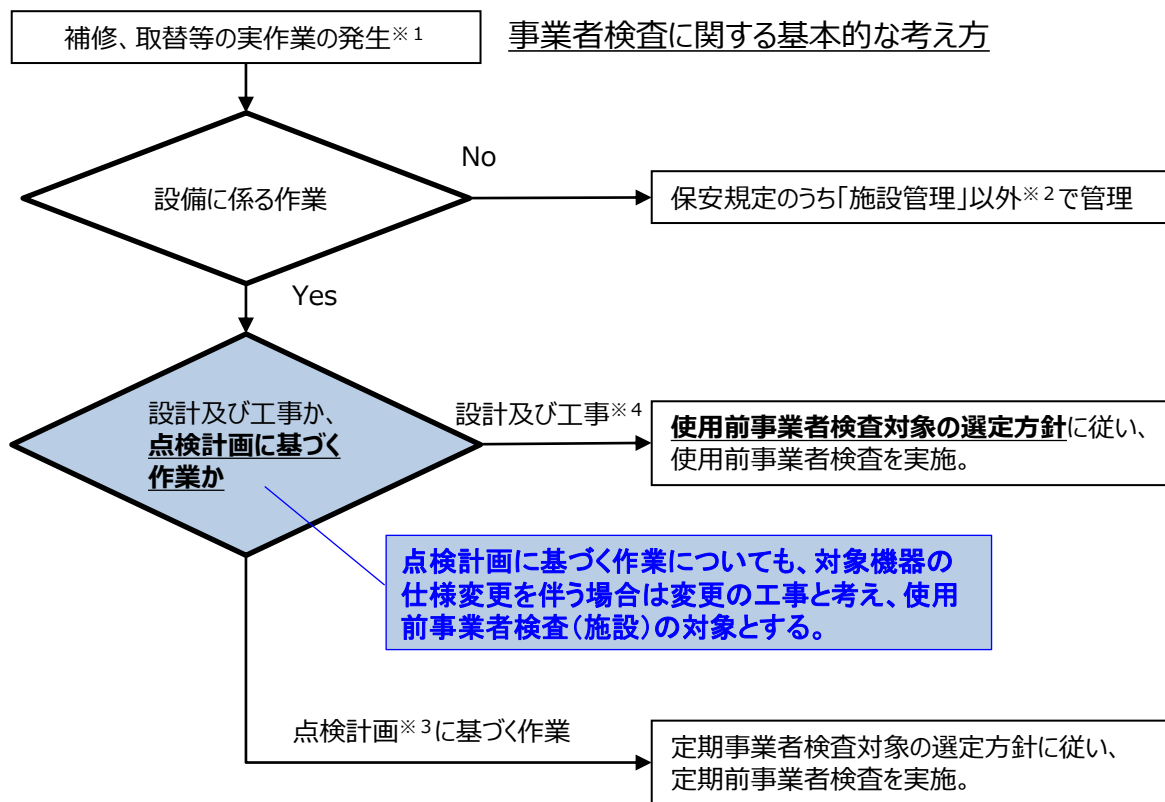
- ＜ご意見①＞ 修理による取替えと、点検による取替えは行為が変わらないにもかかわらず判断に差異が出るのはなぜか。**確認すべき機能に影響し得る作業**は、全て使用前事業者検査を実施すべきではないか。
- ＜ご意見②＞ 要目表や基本設計方針に**名称が出ていない構成品**であっても、新品に交換する場合には、すべからく使用前事業者検査を実施すべきではないか。

【これまでの運用を踏まえた事業者意見】

- ✓ **点検計画に基づく作業**についても、対象機器の**仕様変更を伴う場合**は変更の工事と考え、使用前事業者検査（施設）の対象とする。
- ✓ 要目表又は基本設計方針に**名称記載のない構成品の取替え**についても、**仕様変更を伴う場合**は変更の工事と考え、使用前事業者検査（施設）の対象とする。（但し、**消耗品は除く**）
- ✓ 要目表又は基本設計方針に**名称記載がある場合**にも、**仕様変更を伴わない場合**は、一度適合性を確認した設計から変更するものではないと考え、定期事業者検査等で確認する。ただし、仕様変更を伴わない場合においても、設工認手続きを要する場合は、使用前事業者検査（施設）の対象とする。

- これまで、点検計画に基づく作業は下記フローに従い定期事業者検査等を実施してきた。
- 運用改善として、点検計画に基づく作業についても、対象機器の仕様変更を伴う場合は変更の工事と考え、使用前事業者検査（施設）の対象とする。

【現運用フロー】



※ 1 : 作業を伴わずに設工認手続のみ実施する場合は使用前事業者検査対象となる。

※ 2 : 保安規定の「運転管理」、「放射線管理」、「放射性廃棄物管理」等の保安活動に必要な機能を担保。
例) 化学消防車、放管マスク、大規模損壊対応資機材

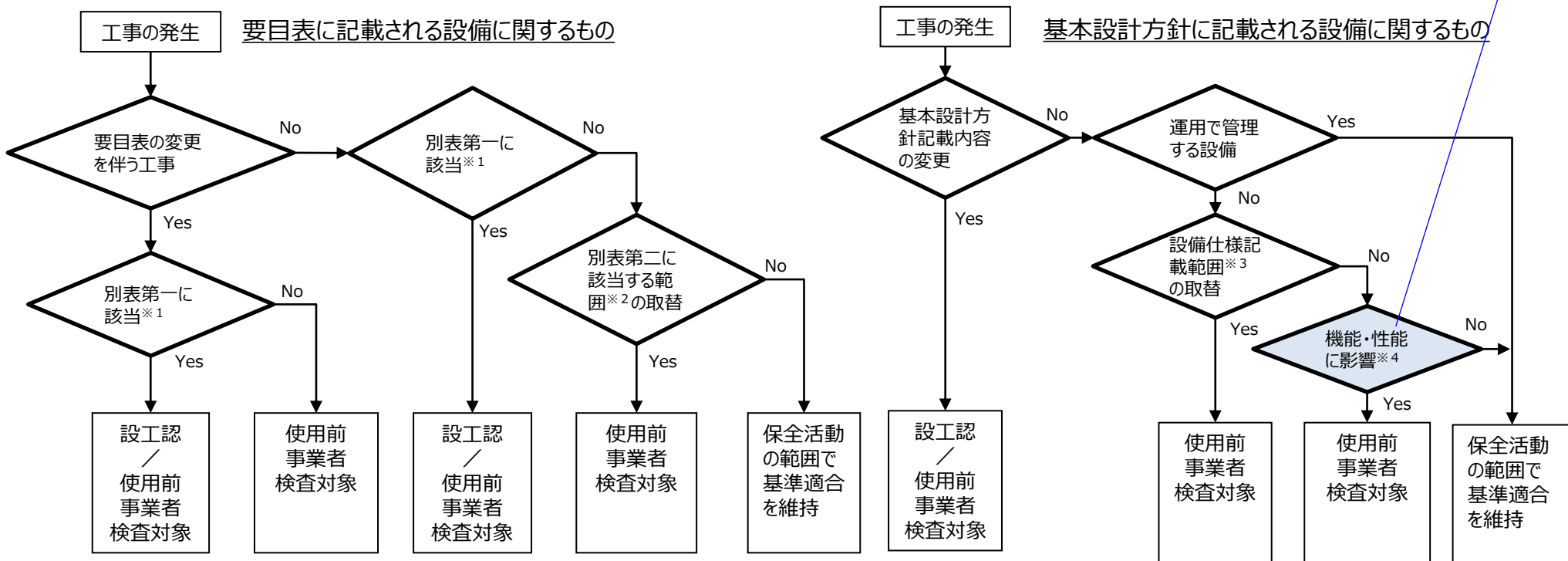
※ 3 : 点検計画は、点検（劣化の発生、進展等を確認し、機能が発揮できるか確認・評価する行為）の計画であり、機能維持又は機能回復のために実施する消耗品の交換を含む。
例) 弁分解点検、軸受取替、電磁弁取替

※ 4 : 応急補修は除く

- 前回の意見交換会合等を踏まえると、事業者検査に関する運用ガイドライン（以下、ATENAガイド）の検査要否判断フローでは「機能・性能に影響」する工事を具体的にどの様に判断するかがポイントであると考えている。
- 本日は、「**使事検要否の判断対象とする構成品の考え方**」と「**構成品に対する仕様変更の考え方**」の二つの論点について意見交換させていただきたい。

【現運用フロー】

設工認に具体的な名称が記載されない構成品の交換作業は、ここで要否を判断する。



※ 1 : 新実用炉規則別表第一で規定される改造・修理（取替含む）に該当するもの
 ※ 2 : 新実用炉規則別表第二で規定される設備（熱交換器・ポンプ・容器等）の仕様（容量・最高使用圧力・最高使用温度・主要寸法・材料・個数及び取付箇所等）に該当

※ 3 : 当該機器の設備構成に対して要目表を参照した場合に、要目表記載事項に該当する範囲
 ※ 4 : 当該機器の設備構成に対して機能・性能を直接担保する範囲

使事検要否の判断対象とする構成品の考え方（1/2）

- 使事検要否の判断にあたり、基本設計方針に適合するために必要な機器や部品（以下、構成品）に該当するか判断する必要がある。
- しかしながら、基本設計方針は要目表と異なり、設備や系統に対する要求される機能が文章で記載されており、構成品の具体的名称が記載されていない場合がある。

例：高圧炉心注水ポンプのうち羽根車の取替

要目表（抜粋）

名称	容量 (高圧時)	揚程 (高圧時)	主要寸法	個数
高圧炉心注水ポンプ	182[m ³ /h] 以上	890[m] 以上	ケーシング厚さ 14[mm]	2

基本設計方針（抜粋）

非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備であって、(中略) **非常用炉心冷却設備は、設置(変更)許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。**(中略) 高圧炉心注水系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

- 設備・機器の設計図書を参照し、基本設計方針に記載のある機能及びその機能を担保する構成品を整理し、以下の方針で使事検の要否を判断する。
 - ✓ 構成品を仕様変更する場合は、使事検により機能・性能を確認
 - ✓ 構成品を仕様変更しない場合及び消耗品取替え（パッキン取替え、オイル交換等）は、定期事業者検査又はその他の施設管理活動により機能・性能を確認

使事検要否の判断対象とする構成品の考え方（2/2）

- 代表設備について、設工認に名称記載のない構成品も含め、設計図書（図面・取扱説明書等）から基本設計方針に記載のある機能及びその機能を担保する構成品を整理しリスト化した。
- これらの代表設備の構成品リストをATENAガイドに反映し、各事業者は設工認の記載の有無に拘らず、ATENAガイドの構成品リストを参照して検査要否判断に活用する。

代表設備による構成品リストの整理例（抜粋）

高圧炉心注水ポンプ

機能達成に必要な項目	構成品名称	消耗品
①容量・揚程の確保	主軸	
	羽根車	
②バウンダリの維持	ケーシング	
	メカニカルシール	○
	揚水管	
③機器の支持	ベース	
	基礎ボルト	

基本設計方針（抜粋）

非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備の機能
 非常用炉心冷却設備は、工学的安全施設の一設備であって、
 （中略）①非常用炉心冷却設備は、設置（変更）許可を受けた運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価条件を満足する設計とする。（中略）②高圧炉心注水系の流路として、設計基準対象施設である原子炉圧力容器、及び配管貫通部を重大事故等対処設備として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

蒸気発生器狭域水位

機能達成に必要な項目	構成品名称	消耗品
①プロセス値の伝達	計装用取出配管	
②プロセス値の検出	伝送器	
③電源供給・信号変換・制御	信号変換装置	
	電源装置	
④工学値への変換	指示計	
	指示計ヒューズ	○
⑤機器の支持	ベースプレート	

基本設計方針（抜粋）

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態における計測
 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では原子炉を冷却する場合に、監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、加圧器水位は1次冷却材の保有水量を、蒸気発生器広域水位及び①～④蒸気発生器狭域水位は2次冷却材の保有水量を監視又は推定でき、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、補助給水ライン流量及び補助給水タンク水位は、蒸気発生器へ注水するための補助給水ポンプの作動状況を確認できる設計とする。

構成品に対する仕様変更の考え方

- 構成品の取替えを実施する際に、仕様変更が生じる場合には改めて基本設計方針および技術基準適合性を確認する必要があることから使事検を実施する。
- 仕様変更が生じない場合には基本設計方針および技術基準適合性に影響を及ぼさないことから、使事検以外の方法で機能・性能を確認する。
- なお、仕様変更とは以下の“同仕様品”以外の構成品を供用することをいう。

【同仕様品の考え方】

✓ 同型式（同型番・同品番）への取替えの場合

電気計装品、機械品 等※1

✓ 技術基準適合に必要となる仕様が認定により確認されている場合

消防法認定品の火災報知器、高圧ガス保安法に基づくボンベ 等

✓ その他、個別評価により同等の仕様とみなすことができる場合

既設品との仕様比較等により同等性※2が確認できた一般産業品や電気計装品の後継品（型番・品番の変更や製造メーカーの相違等） 等

※1 電気品：蓄電池、保護継電器 等

計装品：アナログ指示計、スイッチ（温度など）、記録計、中間計器（抵抗ユニットなど）等

機械品：熱交換器伝熱管 等

※2 容量、電圧、電流、圧力、差圧、材質、耐震性、計測原理等の機器仕様および環境条件について既設品と比較し、設備の機能・性能に影響を与えないこと。

【現状運用の課題】

- 設工認に具体的な名称が記載されていない構成品に対する使事検要否の考え方が不明確であった
- 修理による取替えと点検による取替えとで行為が同じにも関わらず使事検要否判断に差異があった

【事業者意見】

■ 使事検要否の判断対象とする構成品の考え方の整理

- 代表設備について、設工認に名称記載のない構成品も含め、設計図書（図面・取扱説明書等）から基本設計方針に記載のある機能及びその機能を担保する構成品を整理しリスト化する。
- 代表設備の構成品リストをATENAガイドに反映し、各事業者は設工認の記載の有無に拘らず、ATENAガイドの構成品リストを参照して検査要否判断に活用する。

■ 構成品に対する仕様変更の考え方の整理

- 構成品を取替える際に仕様変更が生じる場合には、改めて基本設計方針および技術基準適合性を確認すべきと考え使事検を実施する。（要目表、基本設計方針に名称記載があるものも同様の扱いとする。）
- 仕様変更とは、以下の“同仕様品”以外の構成品を供用することをいう。
 - ✓ 同型式（同型番・同品番）のもの
 - ✓ 技術基準適合に必要な仕様が認定により確認されているもの
 - ✓ 個別評価により同等の仕様とみなすことができるもの

■ 今後の対応

- 今回の改善検討を踏まえた使事検の実運用に向け、検査方法等の具体化を進める。
- また、検査方法の省力化等の更なる改善も検討していく。

レベル1 PRAモデルの適切性確認 の状況について

令和5年8月28日

原子力規制庁
検査監督総括課
シビアアクシデント研究部門



目次

1

1. PRAモデルの適切性確認の全体状況
2. 美浜3号機及び高浜1／2号機の確認状況
3. 柏崎刈羽7号機の確認状況
4. 国内機器故障率の確認状況
5. まとめ
6. データ収集ガイドの気付き事項
7. 参考

レベル1PRAモデルの適切性確認は、これまで9基のPWR¹について終了しており、現在確認中のプラントは、関西電力株式会社美浜発電所3号機及び高浜発電所1／2号機（以下「美浜3号機及び高浜1／2号機」という。）並びに東京電力ホールディングス株式会社柏崎刈羽原子力発電所7号機（以下「柏崎刈羽7号機」という。）である。

美浜3号機及び高浜1／2号機は、確認結果をまとめている段階にある。

柏崎刈羽7号機は、令和2年6月より議論してきたが、BWRの確認の初号機ということもあり、幾つかの改善箇所候補を挙げているが、更なる確認を行っている。

またこれまでの適切性確認では、要修正箇所に加え、中長期的な改善箇所²を挙げってきたが、そのうち、機器故障率に関しては、電力中央研究所（以下「電中研」という。）から、データ収集ガイド³が公表されたことから、これも含め事業者と議論してきた。

本資料では、美浜3号機及び高浜1／2号機の確認状況、柏崎刈羽7号機の確認状況及び機器故障率に係る議論の現状についてご報告する。

1: 伊方3号機、高浜3／4号機、川内1／2号機、大飯3／4号機、玄海3／4号機

2: 改善を要するが、直ちに修正等を反映することが困難な項目。

3: 確率論的リスク評価（PRA）のための機器信頼性データ収集実施ガイド NR22006 2023年5月 電力中央研究所

- (1) 美浜3号機及び高浜1／2号機は、1970年代中頃に営業運転を開始⁴した3ループプラントであり、設計や運用に類似点が多いため、まとめて確認を行った。
- (2) 適切性確認済3ループプラントとのモデルの差異は表1に示すとおりである。
- (3) 主な要修正箇所案は、表2のとおり、いずれも過去9基の適切性確認作業の中で確認された項目であり、これら3基固有の要修正箇所は無い。
- (4) 中長期的な改善箇所案は、表3のとおり、タッチパネル方式のデジタル制御盤の人的過誤の評価値の整備を新たに追加することを検討中。

4: 高浜1号機: 1974年11月、高浜2号機: 1975年11月、美浜3号機: 1976年12月



2. 美浜3号機及び高浜1／2号機の確認状況

4

NRA

表1 3ループプラントのレベル1 PRAモデル間の主な差異

		伊方 3号機	高浜 3／4号機	川内 1／2号機	美浜 3号機	高浜 1／2号機	美浜3号機及び高浜1／2号機と 先行プラントとの差異
プラント固有の設計	LOCA時再循環 操作	手動操作	自動	手動操作	手動操作	手動操作	再循環切替は、手動操作を踏まえたPRAモデルとなっており、自動切替である高浜3／4号機と比べ、切替操作失敗による炉心損傷頻度の割合が高いことを確認。
	ECCS再循環時の ブースティング	なし	あり	あり	あり	あり	充てん高圧注入ポンプを用いた小LOCA再循環時には、余熱除去ポンプでブースティングして注入する設計となっており、この設計を踏まえたPRAモデルであることを確認。
	中央制御室の操 作盤	アナログ	アナログ	アナログ	デジタル	デジタル	中央制御室の操作盤がタッチパネル方式のため、既存のスイッチ等よりも操作性が向上しているとして、運転員の人的過誤を評価していることを確認。
モデルに用いるデータ	起因事象の数及 び評価期間	44事象 ～2016年	31事象 ～2017年	31事象 ～2018年	31事象 ～2017年	31事象 ～2017年	高浜3／4号機等と同じ事象になっていることを確認。
	機器 故障率	国内平均 ⁵ (1982年度 ～2010年度 の29年)	国内平均 ⁵ をプラント個別 データでベイズ更新 2006年度～ 2010年度の5 年		2004年度～ 2010年度の 7年	国内平均 ⁶ (2004年度～ 2010年度の7 年)	国内平均 ⁶ (2004年度～ 2010年度の7 年)

5：故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定（1982年度～2010年度29ヵ年56 基データ）（2016年6月 一般社団法人 原子力安全推進協会）

6：国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定（2021年9月）電力中央研究所



2. 美浜3号機及び高浜1／2号機の確認状況

5

NRA

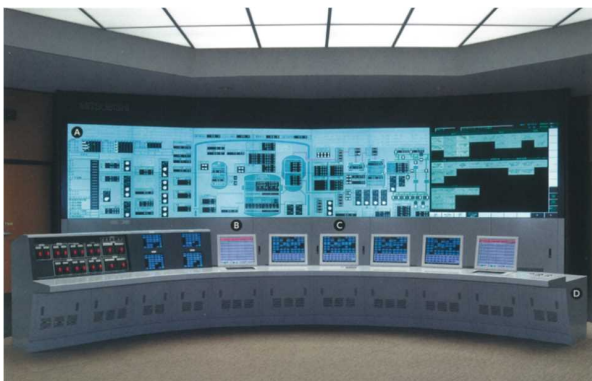
表2 主な要修正箇所案

番号	要修正箇所	指摘内容
1	交互運転している系統(原子炉補機冷却系等)のモデル化	原子炉補機冷却系、制御用空気系等のように、非常時において必要な設備でかつ常時運転している系統は、定期的に運転するトレインを切り替える運用になっている。そのため、このような系統は、運用を考慮してモデル化することが適切である。
2	共通原因故障の範囲	共通原因故障を考慮する機器の範囲について、冗長性のある同種の複数機器のうち、運転状態(運転、待機)が違う機器についても共通原因故障を考慮することが適切である。
3	体系的な起因事象の抽出	起因事象を適切に選定するために、故障モード影響評価(FMEA)等の分析ツールを用いて体系的に起因事象を選定することが適切である。
4	小LOCA注入時の余熱除去ポンプ停止のモデル化	漏えいが小さい冷却材喪失事故時等において炉心に冷却材を注入する際、一次系圧力が高い状況では吐出圧力の小さい余熱除去ポンプを停止する手順になっている。 そのため、もし、運転員の操作ミスにより停止操作に失敗した場合、同ポンプはミニマムフローラインを用いた低流量運転が長時間継続することにより、故障確率が上昇することになるが、この停止操作及び故障確率の上昇がモデル化されていない。このため、同ポンプの停止操作及び故障確率の上昇をモデル化することが適切である。

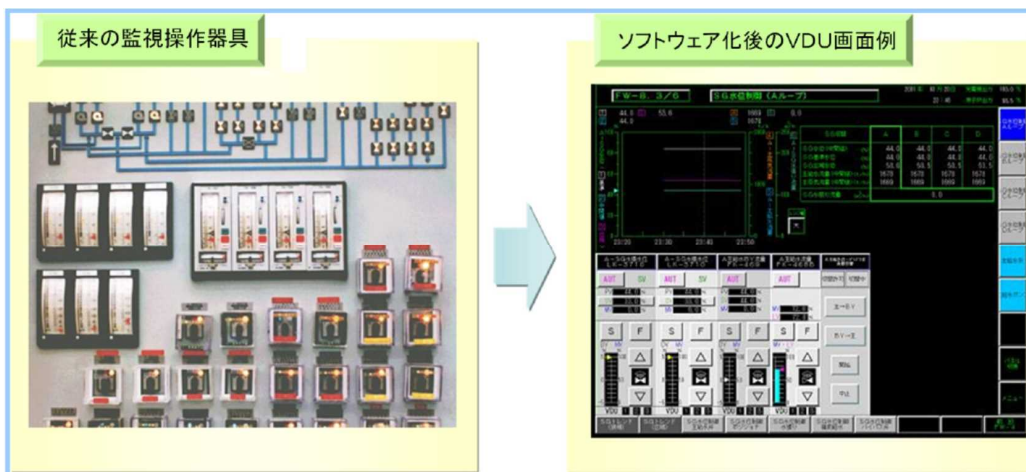
表3 中長期的な改善箇所案

No	中長期的な改善箇所	指摘内容（括弧内は現在の状況）
1	国内平均機器故障率	電中研が、新たにデータ収集ガイド ³ を策定し、新しい国内平均機器故障率 ⁶ を公表したが、データ収集ガイドについて改善を要する気付きがある。（気付きについて議論中）
2	海外専門家のフォローアップレビュー	海外専門家レビューでの指摘事項への対応に関するフォローアップレビューによりモデルの改善を計画的に行う。（伊方3号機は令和4年12月のフォローアップレビューで134件の指摘事項のうち44件について議論し、16件が終了し、25件が部分終了、未解決は3件）
3	外部電源喪失の発生頻度と復旧失敗確率	電中研が、国内の原子力発電所（PWR及びBWR）における外部電源喪失事例から試算した発生頻度は、所内単独運転に係る設計の違いを考慮していない。さらにPWRとBWRでは外部電源復旧の失敗確率のデータ及び評価手法に相違がある。（議論中）
4	タッチパネル制御盤の人的過誤の評価値	タッチパネルによる操作を従来のアナログ式の操作スイッチの人的過誤の評価値で代用している。（今後、評価値の見直しを要請）
5	安定状態の定義	低温停止、高温停止等の種々の状態が安定状態としているが、イベントツリーについては、炉心損傷となる事故シーケンスと区別するため、安定に停止したプラントの状態を成功の状態とする必要がある。（議論中）
6	使命時間が一律24時間	安定状態の定義により、緩和機能の継続を必要とする時間（使命時間）が24時間以上必要な場合もあるが、使命時間を適切に設定した根拠が不足している。（議論中）
7	過度な保守性を含んだ成功基準解析	安全審査時の保守的な解析結果を成功基準解析に流用している。（解析見直し中）

デジタル中央制御盤の全景と画面例



引用元：三菱電機電力システム製作所 原子カシミュレーション&トレーニングセンター パンフレット



注：左の画面例は開発用のモックアップ検証画面である

- (1) 柏崎刈羽7号機は、1997年7月に営業運転を開始した改良型沸騰水型原子炉 (ABWR) であり、BWRを対象としたPRAモデルの確認としては初号機であり、改善箇所候補を整理しているところである。
- (2) 現時点での改善箇所候補の例は表4に示すとおりであるが、今後の確認作業の進捗により変わる可能性がある。
- (3) このうち、国内機器故障率関連、海外専門家レビューのフォローアップ及び、外部電源喪失頻度等はPWRと共通の課題である。
- (4) 一方、大LOCAイベントツリーや小LOCAイベントツリーの中には現実と不整合なものが見受けられたが、事業者は、LOCAの全炉心損傷頻度への寄与が小さいため、現行のままで修正不要としている。

表4 改善箇所候補の一覧

項目	内容
機器故障率とソフトウェアの共通原因故障率の改善	使用している国内一般機器故障率は最新ではない。また、ソフトウェアの共通原因故障率はPWRとBWRで差異がある。
機器故障率と共通原因故障パラメータの不整合	機器故障率は国内データであるが、共通原因故障パラメータは米国データのため不整合がある。
海外専門家のフォローアップレビューによる改善	海外専門家レビューでの指摘事項への対応に関するフォローアップレビューによりモデルの改善を計画的に行う必要がある。
交互運転しているシステムのモデル化	原子炉補機冷却系統等は定期的に運転するトレンを切り替える運用になっているが、そのようにモデル化されていない。
外部電源喪失頻度とその復旧失敗確率の改善	外部電源喪失頻度をBWRの運転経験のみで算出していた。また外部電源復旧失敗確率の元データが1962～1987年と古いほか評価手法も違うので、1988～2013年のデータを使用しているPWRより1桁以上小さい。
タッチパネル制御盤の人的過誤評価値の整備	タッチパネルによる操作を従来のアナログ式の操作スイッチの人的過誤の評価値で代用しているため、実状に合っていない。
現実と不整合な大LOCAイベントツリー ⁷	大LOCAでは、格納容器除熱が炉心損傷防止に必須であるが、大LOCAイベントツリーの中には、この除熱が失敗しても炉心冷却成功としている分岐があった。
現実と不整合な小LOCAイベントツリー ⁸	小LOCAのうち、破断規模が大きい場合は、現行の小LOCAイベントツリーでは炉心損傷が炉心冷却成功となる。また事故進展とイベントツリーが不整合。
代替制御棒挿入機能のフォールトツリーの誤り	A系の排気弁の故障のフォールトツリーにB系の論理回路故障やB系の入力信号故障が入っていた。

7:参考1参照

8:参考2参照



1. 背景

(1) 電中研は、PRA用に説明性のある機器故障率を整備するとして、データ収集ガイドを策定し、事業者から故障にかかわるデータを入手し、新たな機器故障率を整備した。

(2) この新機器故障率も全般的に米国機器故障率よりも小さく、空気圧縮機等2桁程度も小さい機器もあったため、日米の差異分析を要請してきたが、十分な説明が無い状況にあった。

(3) そこで、原子力規制庁は、データ収集ガイドをレビューするとともに、NUCIA掲載の事例を基に、事業者と故障判断に関し議論している。

(4) 今後、故障判断に関する議論を踏まえ、抜き取りで発電所を選定し、そこで実データの収集状況の確認や故障判断に関する議論を行う計画である。



2. データ収集ガイドのレビュー状況

(1) 当該ガイドは、日本原子力学会のパラメータ実施基準⁹に準拠し米国の機械学会及び原子力学会のPRA標準文書¹⁰のデータ分析要件を参照していることから、これらの要求事項を満たしているか確認した。

(2) 確認の結果得られた10項目の気付き事項は、8月3日にATENA(事業者)に提示しており、今後議論する予定である。気付き事項の詳細は表7のとおり。

(3) 議論の結果がまとまれば、技術情報検討会に報告される予定である。



NRA

3. 故障判断に関する事業者との議論

(1) データ収集ガイドの規定どおりに、各事業者がデータ収集したことを原子力規制庁が抜き取りで確認することとし¹¹、まずはデータ収集ガイドの対象プラント、対象期間¹²における安全上重要な3機器¹³のNUCIA掲載の事例について、事業者と故障の判断について議論した。

(2) その結果、表5のとおり、更に詳細な議論が必要な事例が幾つかあった。これらの原因の大部分がデータ収集ガイドの気付き事項に含まれると考えられる。

(3) これらの結果は、今後のデータ収集ガイドのレビューの議論に活用していく。

11: 新しい国内故障率データの妥当性確認として、原子力規制庁から、事業者間でのピアレビューや電中研によるレビューを電中研、事業者に提案したが応じなかったため。

12: 2004年度～2010年度における27基(女川2/3、東通1、柏崎刈羽6/7、浜岡3/4、志賀1/2、島根2、東海第二、泊1/2/3、大飯3/4、高浜1/2/3/4、美浜3、伊方3、川内1/2、玄海3/4、敦賀2)

13: 非常用ディーゼル発電機、タービン駆動ポンプ、海水ポンプ



NRA

表5. 更に詳細な議論が必要な事例

	発電所名	更に詳細な議論が必要な事例*
非常用ディーゼル発電機	東海第二	・バウンダリ内機器の操作ミスを人的過誤を理由に除外(8205) ・DG室電線管のシール不良による屋外マンホールからの溢水を溢水PRAの評価範囲として除外予定(8130)
	志賀2	・PRAでモデル化されていない操作ミスを人的過誤を理由に除外(8827)
	泊3	・過給機の保守不良によるLCO逸脱事例を建設時の試運転段階であり、営業運転開始前という理由で除外 (10534)
タービン駆動ポンプ	高浜1	・運転員の不注意な接触による弁の微開を人的過誤を理由に除外 (10979)
	志賀2	・RCICの駆動用蒸気隔離弁の不完全閉止によるLCO逸脱事例を建設時の試運転段階であり、営業運転開始前という理由で除外 (8089)
海水ポンプ	東通1	・RSWポンプ自動起動信号系の制御回路の不備をどの機器の故障としているかの確認が必要 (10243)
	女川3	・同上(10370)
	女川2	・同上(10373)

* : 括弧内の番号はNUCIA登録番号

1. 個別プラントの適切性確認状況

(1)PWR

美浜3号機及び高浜1／2号機固有の要修正箇所は無く、いずれも過去9基の適切性確認作業の中で確認された項目である。

タッチパネル方式のデジタル制御盤の人的過誤の評価手法の整備を新たに中長期的な改善箇所として追加予定である。

(2)BWR

PWRと共通の課題に加え、柏崎刈羽7号機特有の修正箇所候補が複数あり、議論中である。

2. 国内機器故障率の確認状況

データ収集ガイドの記載に不十分な点があり、そのため、各事業者は適切にデータを収集していなかったおそれがあることから、今後の対応についてATENA、電中研と議論する予定である。

さらに、故障判断に関する議論を踏まえ、抜き取りで発電所を選定し、そこで実データの収集状況の確認や故障判断に関する議論を行う。

6. データ収集ガイドの気付き事項

表7 データ収集ガイドの気付き事項

No	項目	気付き事項
1	人的過誤の扱い	<p>日本原子力学会が作成したパラメータ実施基準⁹「B2.2故障(failure)の定義」(p27)では、試験又は保守後の人的過誤や計測器の校正ミスから生じる故障が、PRAモデルの中に明示的に含まれている場合は、このような人的過誤は機器の故障に含めず人間信頼性解析で定量化するが、明示的に含まれていない場合は、人的過誤による寄与を該当する機器故障率または確率に含めるべき、という要求がある。</p> <p>しかしデータ収集実施ガイド3.2.3(b)「条件b: 運転時誤操作が原因の不適合」を除外(p8)では、運転時誤操作による機器機能喪失事象は、PRA上は人間信頼性解析で別途モデル化するためデータ収集から除外するとの記載のみである。</p> <p>こうした中、非常用ディーゼル発電機(DG)について確認したところ、機器バウンダリ範囲内の機器の運転員による誤操作や並列後の出力増加操作ミスが故障から除外した事例(NUCIA8205,8827)が見られ、当該事業者に理由を確認したところ、「ガイドの条件bに基づき除外した」との回答があった。そこでモデル化されていない人的過誤であれば故障とすべきコメントしたところ、個別プラントのPRAでモデル化する旨の回答があった。</p> <p>しかし、DGのバウンダリ内には大量の弁があり、これらの個々の操作の人的過誤をモデル化するのは現実的でなく、適切性確認済みPRAモデルでも機器バウンダリ内の弁等の操作はモデルされていない。また、並列後の出力増加操作のような手動操作による信号発信のバックアップも適切性確認済みPRAモデルには含まれておらず、これらはいずれも機器故障率に含める方がモデル化は容易である。</p> <p>特定のプラントに拠らない機器故障率を収集する観点からは、このような人的過誤を機器故障率に含めることで考え方を統一しないと適切な機器故障率が導出されないおそれがある。また、今回のDGの事例を踏まえると、DG以外の機器でも事業者全体で考え方が統一されていないことで、適切な故障率が導出されないおそれがある。</p>
2	対象となる期間	<p>データ収集期間を3.2.2「データ収集対象機器の特定」(p7)では営業運転開始以降としている一方、3.2.3(4)「条件c: 評価対象期間外に発生した不具合」を除外(p9)では保安規定などで機能が要求されている期間としているが、前者の起点は機器のオペラビリティと技術的に無関係という問題がある。</p> <p>すなわち、営業運転開始前であっても保安規定が適用されていれば、機能要求を満たさなければ故障と判定すべきところ、建設段階の試運転期間中のDGの定例試験でのLCO逸脱宣言事例を、営業運転開始以前という理由で故障としない事例(NUCIA 10534)が見られた。この事例は、様々な試運転時の試験を経て100%電気出力に到達した日から約1ヶ月後に発生しており、試運転の最終的な段階にあった。</p> <p>これに対し電力中央研究所(電中研)から、一般に試運転時は営業運転開始後とは設備信頼性の性質が異なる、試運転時は様々な試験が行われるため、デマンド数等の収集条件が定めにくい、試運転期間を範囲内としても結果に殆ど影響が無いため、現行のまま問題ない旨の回答を受け取っているが、機器のオペラビリティの観点からの回答ではないため、故障件数が適切にカウントされていないおそれがある。</p>

表7 データ収集ガイドの気付き事項

No	項目	気付き事項
3	起動失敗の扱い	<p>附録表A「機種故障モードの定義」では、DGの「起動失敗」を「要求時起動しない場合、各パラメータ(振動、異音、異臭、漏えい他)、構成機器(ガバナ機構不良、発電機短絡等)の異常により自動停止又は手動停止が必要となる場合、遮断器投入後、基準時間内に負荷が確立できない(確立しなかった)場合」とし、「継続運転失敗」を「各パラメータ(発電機出力等)の異常により自動停止又は手動停止が必要となる場合」としている。しかし、10秒以内に電圧を確立する設計のDGが15秒で自動停止した事例(NUCIA 7947)、や1分で自動停止した事例(NUCIA 9321)は、基準時間内に負荷を確立したと考えられるが、起動失敗としている一方、ガバナの応答性の低下により1分間も運転せずに過速度トリップに至った事例(NUCIA 3143)を継続運転失敗とするなど、起動失敗と継続運転失敗の分類が困難な定義となっている。</p> <p>また、米国では起動失敗は1時間以内に生じた故障¹⁴、パラメータ実施基準の「表B.2—故障モードの例」では起動後30分間程度までを起動失敗としているが、どのような理由で今回のように定義を変更したかの説明がない。</p> <p>更に電中研の新故障率の表3-2「国内一般機器デマンド故障確率の推定結果」(p15)には、DG以外の電動ポンプ等の起動失敗確率が掲載されているが、これらの機器に対する「起動失敗」の定義は「要求時起動しない、起動直後、自動停止する場合」だけであり、DGと違って「起動直後」の時間的な定義がないため、故障件数が適切にカウントされていないおそれがある。</p>
4	露出データの収集方法	<p>データ収集は、3.2.4「露出データの収集」(p13)において、附録Gに留意して実施することとなっているが、BWR(附録表G-1)に比べPWR(附録表G-2,3,4)は実データの収集に関する解説が殆ど無く、推定例のみである。例えば、PWRでは補助給水ポンプ室の換気空調系のデマンドは夏季1回、継続運転時間を3ヶ月としてデータを推定するとしているが、BWRの換気空調系は運転引継日誌等による実データの収集を規定しており、データの精度に大きな差異がある。</p> <p>なお、ASME/ANS基準 DA-C8のカテゴリーⅡ、Ⅲの要求では、機器の待機時間を求める必要がある場合はプラントの固有の運転記録を使用するとなっている(カテゴリーⅠは推定で良い)。</p>

14: Enhanced Component Performance Study Emergency Diesel Generators 1998-2020 (INL/RPT-22-66601) March 2022のp1ではAnnual failure probabilities(failure per demand) are provided for FTS and FTLR events and annual failure rates (failure per run hour) are provided for FTR>1Hとしている。NUREG/CR-6928ではFTSはfail to start、FTLRはfail to load and run for one hour、FTRはfail to runとしている(p xiiの脚注)。Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment (NUREG/CR-6823)のp 5-6では、it is not unusual in PRAs to define "diesel generator fails to start" as encompassing a failure to start or a failure during the first hour given that the start was successful. としている。

表7 データ収集ガイドの気付き事項

No	項目	気付き事項
5	故障モードのデータ収集の範囲	<p>3.2.3(6)「条件e: 附録Aの故障モード以外の機能の不具合」を除外(p11)では、「ある機器において内部または外部リークの不具合があったものの、当該PRAではそれらの故障モードが(不要であるとして)モデル化されていないため機能喪失か否かの判断が困難な場合は、データ収集の対象外として除外する」としている。しかし特定のプラントに拠らない機器故障率を収集する観点からは、全ての故障モードを収集対象とすべきである。</p> <p>例えば、電中研の新故障率3 (p12)では、電動弁(海水)の作動失敗は27基からデータ収集されたが、外部リークは8基からしかデータ収集されていない。これは、或るプラントでは原子炉補機冷却海水系の電動弁の外部リークをモデル化している一方、他のプラントではモデル化していないなど、個別プラントのモデル化の程度によりデータ収集の範囲が制限されたためと考えられる。その結果、電動弁(海水)の外部リーク率が過小評価されているおそれがある。</p>
6	機器のグループ化	<p>日本原子力学会が作成したパラメータ実施基準「C.4.3.5 機器のグループ化」(p46~47)には、以下の内容が示されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・機器をグループ化する場合、設計の類似性(規模、製造元など)、運転頻度、運転環境条件(温度、湿度、放射線など)、運転モード(待機、通常運転、連続運転など)、及び移送媒体(空気、純水、ホウ酸水など)などの機器特性について慎重な検討が必要である ・「グループ」の定義においては、例えば、試験対象でない弁又は殆ど作動していない弁、試験対象の弁又は頻繁に作動している弁を同じ一つのグループにしないなど、原則として機器特性が異なるものを一つのグループとしてはいけない ・一方、十分な機器データが得られないような場合、又は機器特性が異なっても故障率が同等となるよう保守の方法及び頻度等が考慮されている場合などでは、妥当性確認の結果に基づき、一つのグループとすることもできる <p>3.2.1「機器信頼性データの対象と属性」の「機種」(p6)では用途、機能等別にグループ化した機種を定めるとし、国内の機器について整理したものを「附録A 機器・故障モードの定義」に示す。」とあるが、附録表Aでは「電動弁」「オリフィス」といった機器ごとに故障モードが定義されているのみのため、パラメータ実施基準が規定している、設計や運転頻度、運転環境条件等を考慮した上でグループ化する、十分なデータが無い時は妥当性確認結果に基づき1つのグループとするという規定を満たしているのかが不明確である。</p>

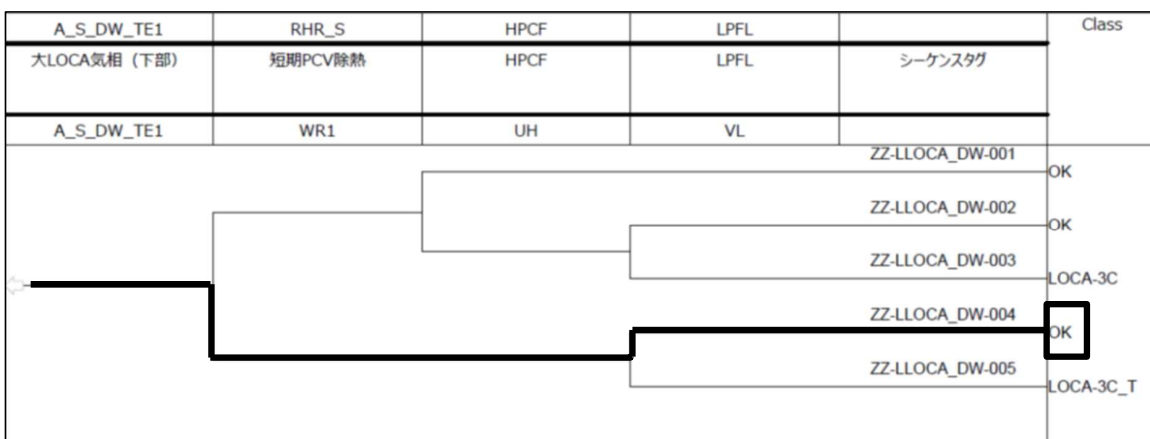
表7 データ収集ガイドの気付き事項

No	項目	気付き事項
7	附録Dの故障モード選定事例	3.2.3(7)「故障モードの選定」(p11)では、附録Dを参照して、最終的な故障モードを確認・判定するとしているが、附録表D-1にある故障選定事例は、NUCIAの事象判定ルールに基づくことから、電中研の新故障率の収集方法と整合が取れていない場合がある。 例えば、附録表D-1のNo.32, 94は、データ収集実施ガイドに基づく「故障」とはならない事例である。
8	機器故障に関する事例要約	故障の判断では3.2.3(8)のとおり、少なくとも使命時間は機能維持できるか否かの評価が必要(p12)であるが、附録表Eの事例要約の説明は、初期状態だけで故障の有無を判断しており、使命時間に渡り機能維持できるか否かの評価が不明確である(No.3,14,25等)。 またヒューマンエラーによる故障は全て故障から除外しており、PRAモデルで別途考慮しているか否かの評価が不明確である(No.9, 39, 42等)。このため、現在の附録表Eを参照すると、故障か否かの判断をミスリードするおそれがある。
9	外的要因の扱い	3.2.3(5)「条件d: 外的要因等が原因の不具合」(p9)では、外的事象PRAで対象とするハザードによる故障はデータ収集の対象外としている。 例えば、予備変圧器での消火用水実放出試験による消火用水が、近傍の屋外電気マンホールに浸入し、シール不完全であった電線管を経由してDG室内の現地操作盤に滴下した事例(NUCIA 8130)について、事業者は内部溢水PRAの範囲とし、今後機器故障率には含めないとしている。しかし、内部溢水のPRA評価手法はまだ整備中かつ完成時期が未定であるほか、対象範囲の詳細が明らかではないため、現時点では故障にカウントしないと全体的なリスクを過小評価してしまうおそれがある。 また地震については、地震加速度高による原子炉トリップが発生する場合を地震PRAの対象範囲としているが、トリップが発生しない程度の地震で生じる故障はどのPRAでも範囲外となってしまう。
10	その他	3.2.3(8)(A)の「【波及影響を受けた機器を機能喪失としない場合】」のii 主蒸気止め弁の例示(p12)では、開度指示計用の検出器の一部の部品の脱落で「一時動作できない状態」になったにもかかわらず、「油圧作動弁としての機能は維持している」というのは、誤解を与えかねない。

7.(参考1) 現実と不整合な大LOCAイベントツリー

大LOCAでは、炉心注水が成功しても残留熱除去系(RHR)により格納容器を除熱しないと、こもった熱により格納容器破損に至る。破損により格納容器内圧が低下すると、冷却水が沸騰し、ポンプがキャビテーションを起こし、炉心注水ができなくなる。

しかし、以下の大LOCAイベントツリーの事故シーケンスでは、格納容器除熱が出来なくとも、炉心注水できれば炉心冷却成功となっている。

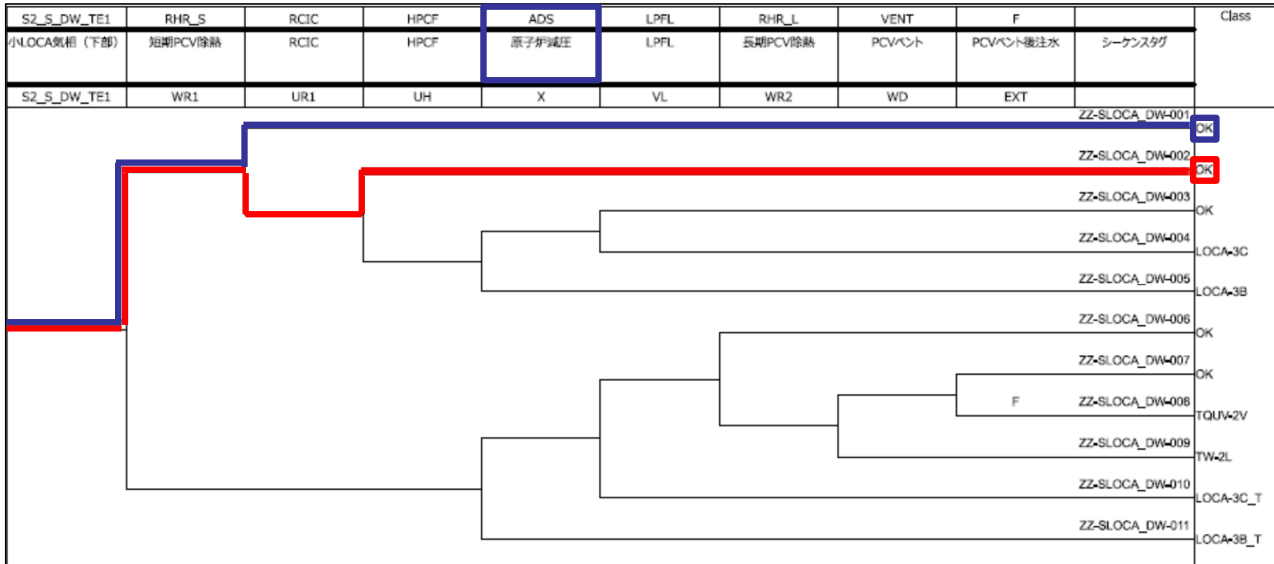


NRA

成功基準解析により、小LOCAの定義を原子炉隔離時冷却系(RCIC)だけで冷却可能な規模(151cm²)を上限とした。

一方、現行の小LOCAイベントツリーではRCICが機能喪失しても高圧注入系(HPCF)の注入により炉心冷却成功となっているが、これは破断面積が小さい場合(1/2以下)までである。(赤線)

また、小LOCA時には原子炉減圧系(ADS)が自動作動するため、RCICの注水量だけでは炉心損傷に至る¹⁵が、炉心冷却成功となっている。(青線)



15: ADSにより炉心の圧力が低下するが、その結果、炉心と格納容器の差圧でポンプを駆動し、炉心注水を行うRCICの注水量は低下する。

「原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド」の改正案及び意見公募の実施並びに原子力規制検査の運用改善のためのガイドの改正

令和5年6月7日
原子力規制庁

1. 趣旨

本議題は、原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイド（以下「保安措置ガイド」という。）の改正案及び意見公募の実施並びに以下の重要度評価等に関する検査ガイドの改正の了承について諮るものである。

- ・原子力安全に係る重要度評価に関するガイド（GI0007）
- ・核物質防護に係る重要度評価に関するガイド（GI0012）
- ・検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド（GI0008）
- ・安全実績指標に関するガイド（GI0006）

また、その他の検査運用及び法定確認行為に係る手続きに関するガイドを改正したので、その実績を報告するものである。

2. 保安措置ガイドの改正（委員会了承事項）

本改正は、平成28年1月のIRRS¹ミッションにおける指摘²を踏まえ、政令第41条非該当使用者³及び核原料物質使用者における外部被ばく線量の測定に係る認定機関への委託や内部被ばく線量等の測定に係る測定器の校正等の信頼性確保の考え方を、保安措置ガイドにおいて明確化するものである。

保安措置ガイドの改正案について、別紙1のとおり了承いただきたい。

あわせて、以下のとおり、任意の意見公募を実施することを了承いただきたい。

実施期間： 令和5年6月8日から7月7日まで（30日間）

実施方法： 電子政府の総合窓口（e-Gov）及び郵送

¹ Integrated Regulatory Review Service：IAEA（国際原子力機関）が加盟国の要請に基づき、要請国の規制基盤の実効性の強化、向上を目的として、規制の技術的、政策的事項について、各国規制機関の専門家等から編成される国際ピアレビューミッションを派遣するサービスの一つ。

² 勧告2：政府は、規制機関に対し、職業被ばくと公衆被ばくのモニタリング及び一般的な環境のモニタリングを行うサービス提供者について許認可又は承認のプロセスの要件を定め、許認可取得者がそれらの要件を満たしていることを確認する権限を与えるべきである。

³ 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）第52条第1項の許可を受けた者のうち、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和32年政令第324号）第41条各号に定める核燃料物質を使用しない者をいう。

3. 原子力規制検査の運用実績を踏まえた検査ガイドの改正(委員会了承事項)

原子力規制検査に関する検査ガイドは運用実績を踏まえ、継続的に改善することとしている。令和4年11月30日及び令和5年3月13日に開催した検査制度に関する意見交換会合等で事業者等との議論を行った上で、以下に掲げる重要度評価等に関する検査ガイドの改正案を作成した。

これらの検査ガイドの改正について了承いただきたい。

(1) 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド (GI0007) (別紙2-1)

- ・ 附属書2 重大事故等対処及び大規模損壊対処に対する重要度評価ガイドにおいて、実際の緊急事態等の発生時の検査指摘事項の重要度評価について、あらかじめ定めていた定性的な評価基準を廃止し、個別事象毎に重要度評価・規制措置会合 (SERP) で検討することに改正。

また、緊急事態等の発生状況によっては、原子力規制検査以外の規制手段による対応が考えられることから、本重要度評価の方法を適用しないこともあり得る旨の追記を行う改正。

- ・ 附属書4 公衆放射線安全に関する重要度評価ガイドにおいて、管理区域境界の管理に関する重要度評価を追記。
- ・ 附属書5 火災防護に関する重要度評価ガイドにおいて、重要度評価が白以上となる可能性がある場合は、詳細評価を事業者に求め、提出された詳細評価結果を最終的な評価で考慮するという評価フローに変更する改正。
- ・ 附属書10 核燃料施設等に関する重要度評価ガイドにおいて、政令第41条該当使用施設における初期境界評価を追記。

(2) 核物質防護に係る重要度評価に関するガイド (GI0012) (別紙2-2)

- ・ 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド (GI0008) との整合性をとるため、「表1—検査指摘事項の簡易評価シート」中の「検査指摘事項に該当すると判断した理由」の項目の一つを削除する等の記載の適正化のための改正。

(3) 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド (GI0008) (別紙2-3)

- ・ 参考資料であった NRC の軽微事例集については、国内に適用できない例があること等から削除し、国内実績に基づく軽微事例集を附属書として制定。

(4) 安全実績指標に関するガイド (GI0006) (別紙2-4)

- ・安全実績指標⑤(安全系の機能故障件数)と安全実績指標⑩(重大事故等対処設備の機能故障件数)の運用の明確化。

4. その他

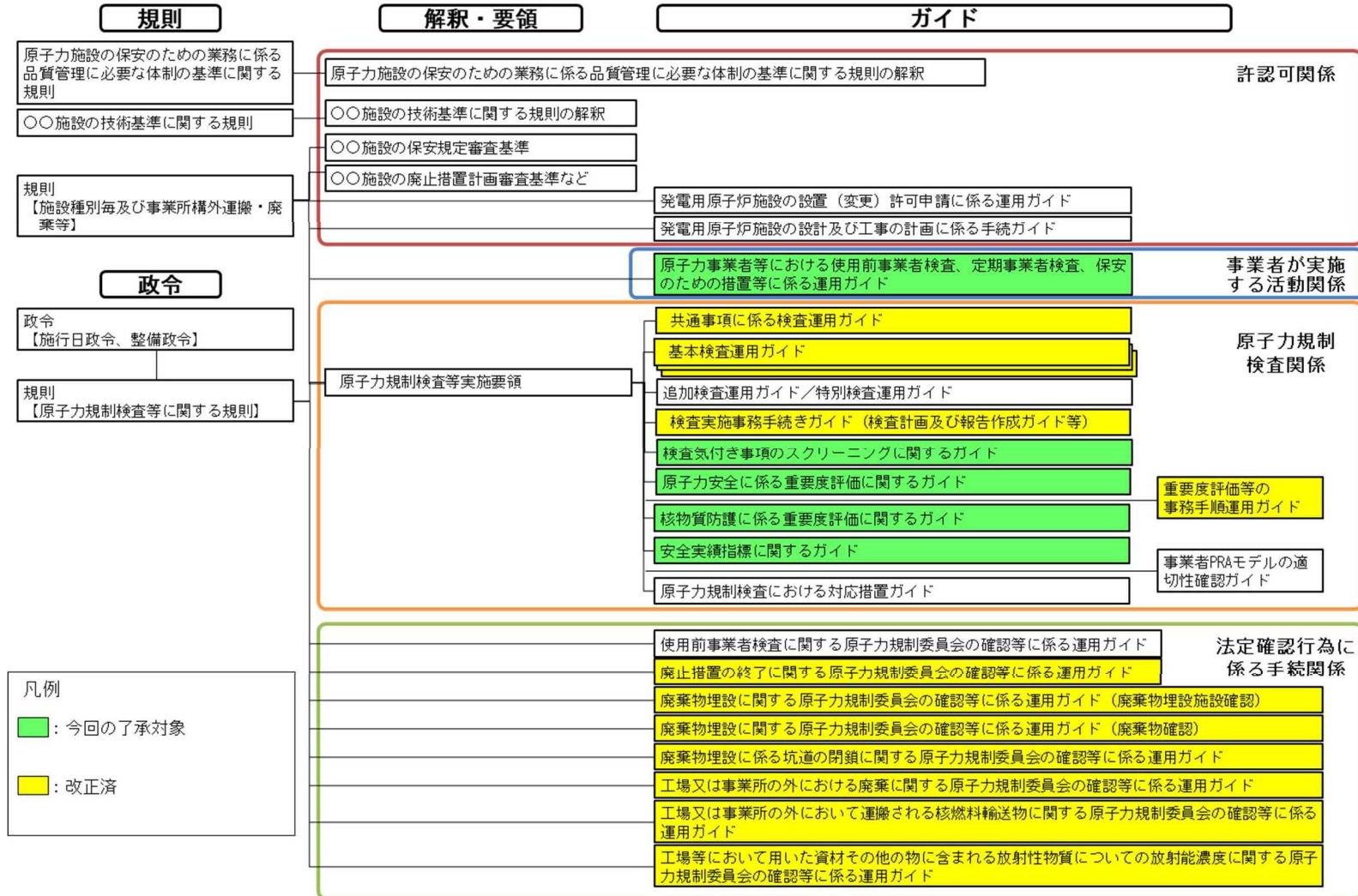
令和4年6月8日の第15回原子力規制委員会にて了承・報告された検査ガイド等の改正以降、前述の検査制度に関する意見交換会合等を経て行った検査ガイドの改正実績を別紙3にて報告する。

(添付資料)

- 別紙1 原子力事業者等における使用前事業者検査、定期事業者検査、保安のための措置等に係る運用ガイドの一部改正について(案)
- 別紙2-1 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド(新旧対照表)
- 別紙2-2 核物質防護に係る重要度評価に関するガイド(新旧対照表)
- 別紙2-3 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド(新旧対照表)
- 別紙2-4 安全実績指標に関するガイド(新旧対照表)
- 別紙3 令和4年度の原子力規制検査の実績等を踏まえた検査ガイドの改正実績
- 参考 新検査制度に係る内規類の決裁区分等について(2019FY-17)

DRAFT

原子力規制検査に係るガイド類の今回の改正対象



凡例
 : 今回の了承対象
 : 改正済

<p>1 適用範囲</p> <p>(略)</p> <p>2 重要度評価の手順</p> <p>火災防護に関する重要度評価は、フェーズ1とフェーズ2からなる。</p> <p>フェーズ1では、検査指摘事項の初期の特徴付けを行うため定性的な評価を実施し、重要度「<u>緑</u>」に相当する可能性がある火災に係る検査指摘事項を選別する。フェーズ1のスクリーニング結果が「<u>緑</u>」と判断されない場合、評価プロセスはフェーズ2へと続く。</p> <p>フェーズ2では、火災確率論的リスク評価（PRA）が活用できるまでの間、内部事象レベル1 PRA の情報を用いた定量的な手法に基づき重要度評価を行う。</p> <p>3 火災防護に関する重要度評価（フェーズ1）</p> <p>3.1 概要</p> <p>フェーズ1では、原子力検査官が重要度「<u>緑</u>」の検査指摘事項を特定するためにスクリーニングを行う。検査指摘事項のスクリーニングにより、「<u>緑</u>」であると判定した場合には、フェーズ2の評価を行わない。フェーズ1のスクリーニングにより「<u>緑</u>」と評価できない場合にはフェーズ2へ進み、さらに重要度の評価を行う。</p> <p>図1に示すように、フェーズ1は4段階で構成される。検査指摘事項は、まず、特徴付けされ（ステップ1.1）、劣化が見つかった火災防護プログラムの要素に基づき<u>分類</u>される（ステップ1.2）。次に、当該検査指摘事項について劣化の高低が<u>添付3</u>の劣化評価指針に基づき判定され、低劣化の検査指摘事項は「<u>緑</u>」に選別される（ステップ1.3）。検査指摘事項が低劣化ではない場合は、次のステップ（ステップ1.4）において、ステップ1.2で<u>分類された</u>検査指摘事項の区分に基づき一連の<u>定性的な質問</u>を用いて当該検査指摘事項のスクリーニングを行う。</p>	<p>1 適用範囲</p> <p>(略)</p> <p>2 重要度評価の手順</p> <p>火災防護に関する重要度評価は、フェーズ1とフェーズ2からなる。</p> <p>フェーズ1では、検査指摘事項の初期の特徴付けを行うため定性的な評価を実施し、<u>非常に低い</u>重要度（<u>緑</u>）に相当する可能性がある火災に係る検査指摘事項を選別する。フェーズ1のスクリーニング結果が「<u>緑</u>」と判断されない場合、評価プロセスはフェーズ2へと続く。</p> <p>フェーズ2では、火災確率論的リスク評価（PRA）が活用できるまでの間、内部事象レベル1 PRA の情報を用いた定量的な手法に基づき重要度評価を行う。</p> <p>3 火災防護に関する重要度評価（フェーズ1）</p> <p>3.1 概要</p> <p>フェーズ1では、原子力検査官が<u>非常に低い</u>重要度（<u>緑</u>）の検査指摘事項を特定するためにスクリーニングを行う。検査指摘事項のスクリーニングにより、「<u>緑</u>」であると判定した場合には、フェーズ2の評価を行わない。フェーズ1のスクリーニングにより「<u>緑</u>」と評価できない場合にはフェーズ2へ進み、さらに重要度の評価を行う。</p> <p>図1に示すように、フェーズ1は4段階で構成される。検査指摘事項は、まず、特徴付けされ（ステップ1.1）、劣化が見つかった火災防護プログラムの要素に基づき<u>区分化</u>される（ステップ1.2）。次に、当該検査指摘事項について劣化の高低が<u>添付2</u>の劣化評価指針に基づき判定され、低劣化の検査指摘事項は<u>緑</u>に選別される（ステップ1.3）。検査指摘事項が低劣化ではない場合は、次のステップ（ステップ1.4）において、ステップ1.2で<u>指定された</u>検査指摘事項の区分に基づき一連の<u>定性的質問</u>を用いて当該検査指摘事項のスクリーニングを行う。</p>	<p>記載の適正化 （「非常に低い重要度（緑）」という表現は他ガイドで使われていないため（以下同じ））</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化（フロー図の表現に合わせる）</p>
----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------------------------------------------------------------------------

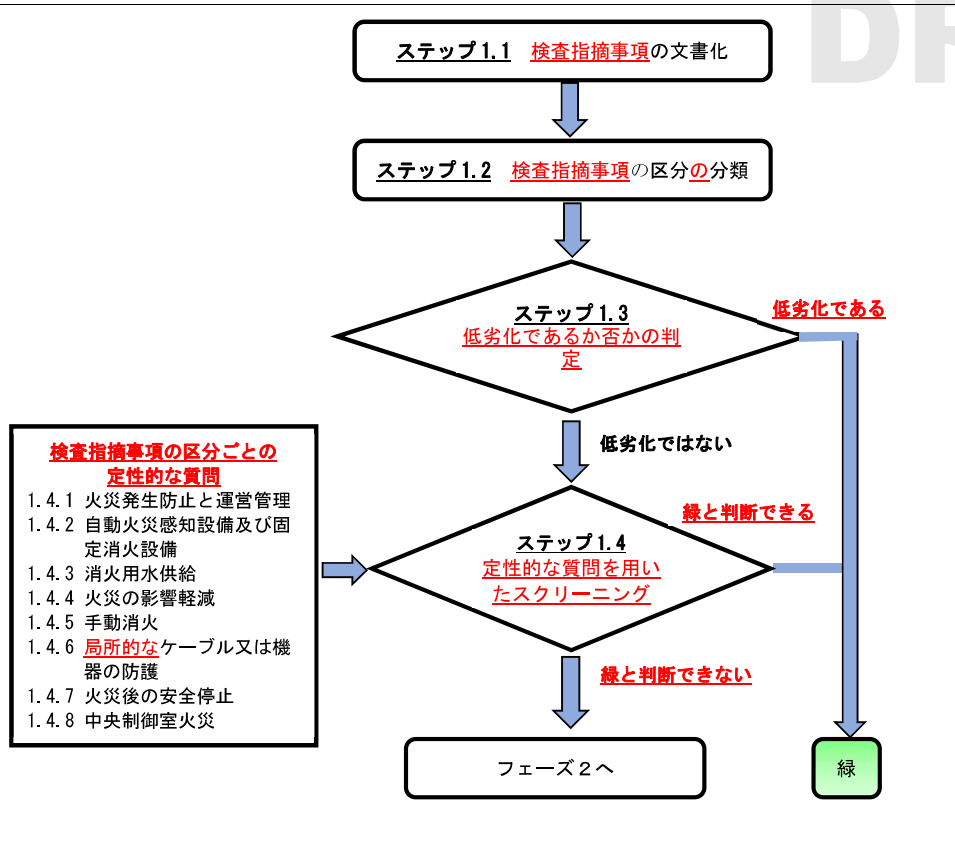


図1 フェーズ1のフローチャート

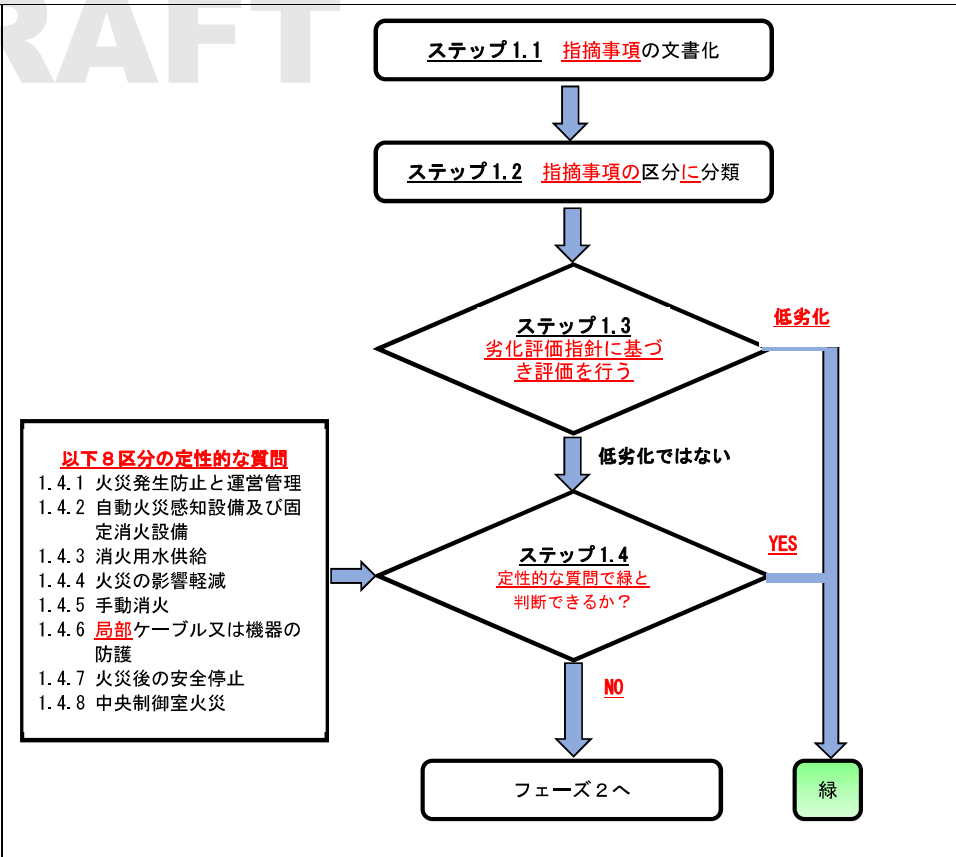


図1 フェーズ1のフローチャート

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化
(「3.2 フェーズ1のスクリーニング」での表現に合わせる)

記載の適正化
(YES, NO では各スクリーニング質問のYes, Noと同じと誤解される可能性があり、修正)

3.2 フェーズ1のスクリーニング

火災防護に関する重要度評価のフェーズ1では、**重要度**「緑」の検査指摘事項を選別する。この**定性的なスクリーニングの方法**は、検査指摘事項で事業者のパフォーマンス劣化が明記され、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により軽微を超えると判断されたときに開始される。

火災防護に関する重要度評価のフェーズ1のスクリーニングに関しては、**添付2**のワークシートを参照すること。

ステップ1.1：検査指摘事項の**文書化**

検査指摘事項の概要を**添付2**のワークシートに記載する。

ステップ1.2：検査指摘事項の区分の**分類**

以下の表に定める指針を用い、検査指摘事項を最も適した**検査指摘事項**の区分に分類する。検査指摘事項は1つの区分にのみ分類することができる。分類した検査指摘事項の区分を**添付2**に記録する。

3.2 フェーズ1のスクリーニング

火災防護に関する重要度評価のフェーズ1では、**非常に低い重要度**「緑」の検査指摘事項を選別する。この**定性的スクリーニング方法**は、検査指摘事項で事業者のパフォーマンス劣化が明記され、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により軽微を超えると判断されたときに開始される。

火災防護に関する重要度評価のフェーズ1のスクリーニングに関しては、**添付1**のワークシートを参照すること。

ステップ1.1：検査指摘事項の**概要を記載**

検査指摘事項の概要を**添付1**ワークシートに記載する。

ステップ1.2：検査指摘事項の区分を**指定**

以下の表に定める指針を用い、検査指摘事項を最も適した**指摘事項**区分に分類する。検査指摘事項は1つの区分にのみ分類することができる。分類した検査指摘事項の区分を**添付1**に記録する。

記載の適正化

記載の適正化（フロー図の表現に合わせる）

記載の適正化

表1 火災防護における検査指摘事項の区分

検査指摘事項の区分	各区分において適用される要素
1.4.1 火災発生防止と運営管理	<ul style="list-style-type: none"> ● 施設の可燃性材料を管理するプログラム ● 作業許可に関するプログラム等、その他運営に関するプログラム ● 火気使用作業時における火災監視 ● 定期的な火災監視 ● 防火訓練等の訓練プログラム
1.4.2 自動火災感知設備及び固定消火設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 自動火災感知設備 ● 火災消火設備（自動又は固定） ● 自動火災防護設備の停止や代替措置として取り付けられた火災感知器
1.4.3 消火用水供給	<ul style="list-style-type: none"> ● 消火ポンプ ● 構内の配管 ● 水源
1.4.4 火災の影響軽減	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災区域と他の火災区域を隔離する火災障壁 ● 貫通部シール ● ウォーターカーテン ● 火災又は煙ダンパー ● 防火扉 ● 空間的な隔離等
1.4.5 手動消火	<ul style="list-style-type: none"> ● 消防ホース又は消火器 ● 火災事前計画
1.4.6 局所的なケーブル又は機器の防護	<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブル、トレイ又は機器の火災・熱防護用の物理障壁 ● ケーブルの防火シート等 ● 機器・ケーブル防護用の放射熱遮蔽
1.4.7 火災後の安全停止	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災後の安全停止に必要とされるシステム及び機能 ● 火災後の施設応答手順 ● 火災後の運転員の操作 ● 回路故障モードと影響（誤作動など）

表1 火災防護における検査指摘事項の区分

指摘事項の区分	各区分において適用される要素
1.4.1 火災発生防止と運営管理	<ul style="list-style-type: none"> ● 施設の可燃性材料を管理するプログラム ● 作業許可に関するプログラム等、その他運営に関するプログラム ● 火気使用作業時における火災監視 ● 定期的な火災監視 ● 防火訓練等の訓練プログラム
1.4.2 自動火災感知設備及び固定消火設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 自動火災感知設備 ● 火災消火設備（自動又は固定） ● 自動火災防護設備の停止や代替措置として取り付けられた火災感知器
1.4.3 消火用水供給	<ul style="list-style-type: none"> ● 消火ポンプ ● 構内の配管 ● 水源
1.4.4 火災の影響軽減	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災区域と他の火災区域を隔離する火災障壁 ● 貫通部シール ● ウォーターカーテン ● 火災又は煙ダンパー ● 防火扉 ● 空間的な隔離等
1.4.5 手動消火	<ul style="list-style-type: none"> ● 消防ホース又は消火器 ● 火災事前計画
1.4.6 局所的なケーブル又は機器の防護	<ul style="list-style-type: none"> ● ケーブル、トレイ又は機器の火災・熱防護用の物理障壁 ● ケーブルの防火シート等 ● 機器・ケーブル防護用の放射熱遮蔽
1.4.7 火災後の安全停止	<ul style="list-style-type: none"> ● 火災後の安全停止に必要とされるシステム及び機能 ● 火災後の施設応答手順 ● 火災後の運転員の操作 ● 回路故障モードと影響（誤作動など）

記載の適正化

<p>1.4.8 中央制御室火災</p>	<p>● 中央制御室内の火災で、居住性、機器、<u>運転への影響</u></p>	<p>1.4.8 中央制御室火災</p>	<p>● 中央制御室内の火災で、居住性、機器、<u>運転に影響</u></p>	<p>記載の適正化</p>
<p>ステップ 1.3 : <u>低劣化であるか否かの判定</u></p>		<p>ステップ 1.3 : <u>低劣化</u></p>		<p>記載の適正化 (フロー図の表現に合わせる)</p>
<p><u>添付 3</u> の指針を用い、検査指摘事項が低劣化<u>であるか否か</u>を判定する。添付 2 にその判断に至った根拠を説明する。</p>		<p><u>添付 2</u> の指針を用い、検査指摘事項が低劣化<u>と判断できるか</u>を判定する。添付 1 にその判断に至った根拠を説明する。</p>		<p>記載の適正化</p>
<p>1.3.1-A 質問 : <u>添付 3</u> の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？</p>		<p>1.3.1-A 質問 : <u>添付 2</u> の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？</p>		<p>記載の適正化</p>
<p>○Yes—緑に選別し、これ以上解析は必要ない。 ○No—ステップ 1.4 へ続く。</p>		<p>○Yes—緑に選別し、これ以上解析は必要ない。 ○No—ステップ 1.4 へ続く。</p>		<p>記載の適正化</p>
<p>ステップ 1.4 : <u>定性的な質問を用いたスクリーニング</u></p>		<p>ステップ 1.4 : <u>検査指摘事項区分に設定された定性的なスクリーニング質問</u></p>		<p>記載の適正化 (フロー図の表現に合わせる)</p>
<p>ステップ 1.2 で分類された検査指摘事項の区分に対応するステップへ進み、<u>定性的な質問</u>に回答し、<u>重要度を「緑」であるか否か</u>を判定する。以下の 8 つの<u>検査指摘事項の区分ごと</u>に<u>定性的な質問</u>を設定する。</p>		<p>ステップ 1.2 で指定された検査指摘事項区分に対応するステップへ進み、<u>スクリーニング質問</u>に回答し、<u>非常に低い重要度 (緑) であるかを決定する</u>。以下の 8 つの<u>検査指摘事項区分それぞれ</u>に<u>スクリーニング質問</u>を設定する。</p>		<p>記載の適正化</p>
<ul style="list-style-type: none"> ● 火災の発生防止 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.1. 火災発生防止と運営管理 ● 発生した火災の迅速な感知及び消火 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.2. 自動火災感知設備及び固定消火設備 1.4.3. 消火用水供給 1.4.4. 火災の<u>影響軽減</u> 1.4.5. 手動消火 ● 火災が速やかに鎮火されない場合の原子炉の安全停止を行う機能の防護 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.6. 局所的なケーブル又は機器の防護 1.4.7. 火災後の安全停止 1.4.8. 中央制御室火災 		<ul style="list-style-type: none"> ● 火災の発生防止 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.1. 火災発生防止と運営管理 ● 発生した火災の迅速な感知及び消火 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.2. 自動火災感知設備及び固定消火設備 1.4.3. 消火用水供給 1.4.4. 火災の<u>影響軽減</u> 1.4.5. 手動消火 ● 火災が速やかに鎮火されない場合の原子炉の安全停止を行う機能の防護 <ul style="list-style-type: none"> 1.4.6. 局所的なケーブル又は機器の防護 1.4.7. 火災後の安全停止 1.4.8. 中央制御室火災 		<p>記載の適正化 (フォント変更)</p>
<p><u>検査指摘事項の区分の定性的な質問</u>のみを用いて検査指摘事項を評価する。質問が当該検査指摘事項に対応しない場合には、その質問を飛ばし、当該<u>検査指摘事項の区分</u>での次の質問に進む。対応しない質問が最後の質問である場合には、フェーズ 2 に進む。<u>添付 2</u> の○にチェックを入れることで各質問に回答する。<u>添付 2</u> に選択した回答の論理的根拠を説明する。</p>		<p><u>検査指摘事項区分のスクリーニング質問</u>のみを用いて検査指摘事項を評価する。質問が当該検査指摘事項に対応しない場合には、その質問を飛ばし、当該<u>検査指摘事項区分</u>での次の質問に進む。対応しない質問が最後の質問である場合には、フェーズ 2 に進む。<u>添付 1</u> の○にチェックを入れることで各質問に回答する。<u>添付 1</u> に選択した回答の論理的根拠を説明する。</p>		<p>記載の適正化 (フロー図の表現に合わせる)</p>
<p>ステップ 1.4.1 : <u>火災発生防止と運営管理</u></p>		<p>ステップ 1.4.1 : <u>火災発生防止と運営管理</u></p>		<p>記載の適正化</p>
<p>1.4.1-A 質問 : 検査指摘事項は、火災の発生の可能性を高める、火災感知を遅らせる、又は許認可で認められた安全停止の手段に悪影響を及ぼすようなこれまでに評価されていたよりもさらに重大な火災に至りうるものか。 ○Yes—一次の質問へ。 ○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p>		<p>1.4.1-A 質問 : 検査指摘事項は、火災の発生の可能性を高める、火災感知を遅らせる、又は許認可で認められた安全停止の手段に悪影響を及ぼすようなこれまでに評価されていたよりもさらに重大な火災に至りうるものか。 ○Yes—一次の質問へ。 ○No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。</p>		<p>記載の適正化</p>
<p>1.4.1-B 質問 : 検査指摘事項は、火災の自動感知及び消火設備が適切に整った 1 つの火災区画又は火災区域に悪影響を及ぼすか。 ○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—フェーズ 2 へ。</p>		<p>1.4.1-B 質問 : 検査指摘事項は、火災の自動感知及び消火設備が適切に整った 1 つの火災区画又は火災区域に悪影響を及ぼすか。 ○Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。 ○No—フェーズ 2 へ。</p>		<p>記載の適正化</p>
<p>ステップ 1.4.2 : <u>自動火災感知設備及び固定消火設備</u></p>		<p>ステップ 1.4.2 : <u>自動火災感知設備及び固定消火設備</u></p>		<p>記載の適正化</p>
<p>1.4.2-A 質問 : 劣化した又は機能しない火災の感知又は固定消火設備は、安全停止に必要な機器を保護する設備の機能に悪影響を及ぼすか。</p>		<p>1.4.2-A 質問 : 劣化した又は機能しない火災の感知又は固定消火設備は、安全停止に必要な機器を保護する設備の機能に悪影響を及ぼすか。</p>		<p>記載の適正化</p>

○Yes－フェーズ2へ。
○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1.4.3：消火用水供給

- 1.4.3-A 質問：安全停止に必要な機器を保護するために適切な消火水流量（必要圧力での流量）が施設内で最も厳しい場所においても確保されるか。
○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
○No－フェーズ2へ。

ステップ 1.4.4：火災の影響軽減

- 1.4.4-A 質問：当該火災区域にある可燃物の量や安全停止に必要な機器の位置を考慮しても、その火災影響軽減機能の劣化は、火災伝搬を防止するために必要な耐火機能（炎、煙及び高温ガスの伝搬の防止を含む）を維持し続けることができるか。
○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
○No－次の質問へ。
- 1.4.4-B 質問：火災の影響軽減機能を維持できる自動消火設備があるか。
○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
○No－次の質問へ。
- 1.4.4-C 質問：検査指摘事項が、防火扉に関わる場合、影響を受けた火災区域に安全停止に必要な機器は設置されているか。
○Yes－次の質問へ。
○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- 1.4.4-D 質問：検査指摘事項は、防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉の閉止機能に影響しなかった場合、その防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するのかわ。
○Yes－フェーズ2へ。
○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- 1.4.4-E 質問：火災の影響軽減機能の劣化が原因で、火災が1つの火災区域（火災発生区域）から別の火災区域（隣接火災区域）に拡がった場合、隣接火災区域にある別の安全停止機能を損傷する可能性があるか。
○Yes－次の質問へ。
○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- 1.4.4-F 質問：質問 1.4.4-E の答えが Yes の場合、火災の影響軽減機能（複数の火災区域を通るケーブルなど）の劣化による火災**伝播**によって影響を受けるほど、安全停止機能は隣接する区画内の近い位置にあるか。
○Yes－フェーズ2へ。
○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1.4.5：手動消火

- 1.4.5-A 質問：検査指摘事項は、火気を使用する作業における火災監視で使用しない可搬型消火設備に関連するか。
○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
○No－次の質問へ。

○Yes－フェーズ2へ。
○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1.4.3：消火用水供給

- 1.4.3-A 質問：安全停止に必要な機器を保護するために適切な消火水流量（必要圧力での流量）が施設内で最も厳しい場所においても確保されるか。
○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
○No－フェーズ2へ。

ステップ 1.4.4：火災の影響軽減

- 1.4.4-A 質問：当該火災区域にある可燃物の量や安全停止に必要な機器の位置を考慮しても、その火災影響軽減機能の劣化は、火災伝搬を防止するために必要な耐火機能（炎、煙及び高温ガスの伝搬の防止を含む）を維持し続けることができるか。
○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
○No－次の質問へ。
- 1.4.4-B 質問：火災の影響軽減機能を維持できる自動消火設備があるか。
○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
○No－次の質問へ。
- 1.4.4-C 質問：検査指摘事項が、防火扉に関わる場合、影響を受けた火災区域に安全停止に必要な機器は設置されているか。
○Yes－次の質問へ。
○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- 1.4.4-D 質問：検査指摘事項は、防火扉を正しく閉める機能の喪失に関わるが、防火扉の閉止機能に影響しなかった場合、その防火扉はガス系消火設備のある区域を保護するのかわ。
○Yes－フェーズ2へ。
○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- 1.4.4-E 質問：火災の影響軽減機能の劣化が原因で、火災が1つの火災区域（火災発生区域）から別の火災区域（隣接火災区域）に拡がった場合、隣接火災区域にある別の安全停止機能を損傷する可能性があるか。
○Yes－次の質問へ。
○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
- 1.4.4-F 質問：質問 1.4.4-E の答えが Yes の場合、火災の影響軽減機能（複数の火災区域を通るケーブルなど）の劣化による火災**拡散**によって影響を受けるほど、安全停止機能は隣接する区画内の近い位置にあるか。
○No－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
○Yes－フェーズ2へ。

ステップ 1.4.5：手動消火

- 1.4.5-A 質問：検査指摘事項は、火気使用作業火災監視で使用しない可搬型消火設備に関連するか。
○Yes－緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
○No－次の質問へ。

記載の適正化（インテンドの調整）

記載の適正化（フロント）

記載の適正化

記載の適正化（Yes、No が逆のため修正）

記載の適正化

1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災発生前の火災防護計画に関連するか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—次の質問へ。

1. 4. 5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、適切な自動又は手動消火設備により保護されているか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—次の質問へ。

1. 4. 5-D 質問：消防機器の格納庫に関わる検査指摘事項に対し、安全停止に重要な機器が悪影響を受けないように代替の手動消火が利用できるか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 6：局所的なケーブル又は機器の防護

1. 4. 6-A 質問：劣化が確認された耐火材にて保護されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、適切な火災の自動感知及び消火設備によって保護されているか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—次の質問へ。

1. 4. 6-B 質問：劣化が確認された耐火材にて保護されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、設備に被害が及ぶ前に消火できる適切な自動火災感知設備及び耐火被覆によって防護されているか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 7：火災後の安全停止

1. 4. 7-A 質問：非常用照明に関わる検査指摘事項に関し、運転員が必要な措置を実施するための代わりとなる照明（フラッシュライトなど）を持っているか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—フェーズ 2 へ。

1. 4. 7-B 質問：検査指摘事項による影響は、許認可で認められた安全停止に至る成功パスには必要とされない機器に限定されるか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—次の質問へ。

1. 4. 7-C 質問：検査指摘事項は、許認可で認められた安全停止に至る成功パスを用いて高温停止若しくは低温停止又は安定状態を達成し維持する機能に悪影響をもたらすか。
 Yes—フェーズ 2 へ。
 No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1. 4. 8：中央制御室火災

注：このセクションは中央制御室に 440V 以上の機器が存在しない場合のみ適用される。

1. 4. 8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置された 2 台以上の機器の不具合（火災損傷による運転失敗等）に関わる場合、制御盤内の配線は認定された方法（民間規格等）で配線されており、かつこれらの機器はお互いから少なくとも 2.5 メートル離れているか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—次の質問へ。

1. 4. 5-B 質問：検査指摘事項は、火災発生前の火災防護計画に関連するか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—次の質問へ。

1. 4. 5-C 質問：検査指摘事項に関わる火災区域は、適切な自動又は手動消火設備により保護されているか？
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—次の質問へ。

1. 4. 5-D 質問：消防機器の格納庫に関わる検査指摘事項に対し、安全停止に重要な機器が悪影響を受けないように代替の手動消火が利用できるか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 6：局所的なケーブル又は機器の防護

1. 4. 6-A 質問：劣化が確認された耐火被覆されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、適切な火災の自動感知及び消火設備によって保護されているか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—次の質問へ。

1. 4. 6-B 質問：劣化が確認された耐火被覆されているケーブル、ケーブルトレイ又は機器のある区域は、設備に被害が及ぶ前に消火できる適切な自動火災感知設備及び耐火被覆によって防護されているか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—フェーズ 2 へ。

ステップ 1. 4. 7：火災後の安全停止

1. 4. 7-A 質問：非常用照明に関わる検査指摘事項に関し、運転員が必要な措置を実施するための代わりとなる照明（フラッシュライトなど）を持っているか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—フェーズ 2 へ。

1. 4. 7-B 質問：検査指摘事項による影響は、許認可で認められた安全停止に至る成功パスには必要とされない機器に限定されるか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—次の質問へ。

1. 4. 7-C 質問：検査指摘事項は、許認可で認められた安全停止に至る成功パスを用いて高温停止若しくは低温停止又は安定状態を達成し維持する機能に悪影響をもたらすか。
 Yes—フェーズ 2 へ。
 No—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。

ステップ 1. 4. 8：中央制御室火災

注：このセクションは中央制御室に 440V 以上の機器が存在しない場合のみ適用される。

1. 4. 8-A 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置された 2 台以上の機器の不具合（火災損傷による運転失敗等）に関わる場合、制御盤内の配線は認定された方法（民間規格等）で配線されており、かつこれらの機器はお互いから少なくとも 2.5 メートル離れているか。
 Yes—緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
 No—次の質問へ。

記載の適正化

記載の適正化
(被覆以外の認可
された方策もある
ため)

1.4.8-B 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置されていない2台以上の機器の不具合に関わる場合、これらの機器は隣接しない盤内に設置されているか。
○Yes-緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
○No-次の質問へ。

1.4.8-C 質問：検査指摘事項が中央制御室における単一火災シナリオに関わる場合、不具合の継続は1時間以下か。
○Yes-緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
○No-フェーズ2へ。

4 火災防護に関する重要度評価（フェーズ2）

4.1 概要

火災 PRA が活用できるまでの間、図 2～図 5 の評価フローに基づき、事業者が作成した内部事象レベル 1 PRA の情報を用いて、定量的に評価する。

4.2 定量評価の位置付け

火災及び火災防護設備を評価対象とする。つまり、火災により起因事象が発生し、又は発生する可能性が高くなった事象、及び火災の拡大防止の機能が劣化した事象を対象とする。

4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価）

フェーズ2評価では、図2のとおり個別事象が火災の原因、火災の痕跡又は火災の感知・影響軽減のいずれに分類できるかを判断する。火災の原因又は火災の痕跡に関する場合は図2から図3に進み、火災の感知・影響軽減に関する場合は図2から図4に進む。複数の区画まで火災の影響がある場合は図2から図5に進む。

(1) 火災の原因又は痕跡を発見した場合の評価（図2及び図3）

火災の発生の可能性が大きい原因又は火災の痕跡を発見した場合、検査評価室は、原子力検査官の協力を得て、当該原因又は痕跡から火災範囲を定め、その範囲内の全ての機器の機能喪失を想定した上で、内的事象レベル 1PRA の情報を用いて△CDF（火災の発生の可能性が大きい原因が発見された場合）または CCDP（火災の痕跡が発見された場合）を算出する。

その結果、白以上となった場合、必要に応じ事業者から情報を聴取し、添付1に示す火災力学ツール¹（FDT[®]）により機能喪失する機器の絞り込みを行い、同様の方法で△CDF 又は CCDP を算出する。

この結果が白以上となった場合、FDS²等の詳細評価の実施及び評価結果の提出を必要に応じて、事業者に求め、当該結果のほか、定性的な観点も含めて総合的に考慮した上で事象の色付けを行う。

¹:評価例の詳細はNUREG-1805を参照のこと。

²:米国NIST（アメリカ国立標準技術研究所）で開発された詳細火災伝播解析コード。

(2) 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価（図2及び図4）

火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合、検査評価室は、原子力検査官の協力を得て、劣化した設備の機能喪失による影響範囲を定め、その範囲内の全ての機器の機能喪失を想定した上で、内的事象レベル 1PRA の情報を用いて△CDF を算出する。

この結果が白以上となった場合、FDS 等の詳細評価の実施及び評価結果の提出を必要に応じて、事業者に求め、当該結果のほか、定性的な観点も含めて総合的に考慮した上で事象の色付けを行う。

1.4.8-B 質問：検査指摘事項が中央制御室に設置されていない2台以上の機器の不具合に関わる場合、これらの機器は隣接しない盤内に設置されているか。
○Yes-緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
○No-次の質問へ。

1.4.8-C 質問：検査指摘事項が中央制御室における単一火災シナリオに関わる場合、不具合の継続は1時間以下か。
○Yes-緑に分類し、これ以上解析は必要ない。
○No-フェーズ2へ。

4 火災防護に関する重要度評価（フェーズ2）

4.1 概要

重要度評価において、火災 PRA が活用できるまでの間、火災の影響評価を事業者が作成した内部事象レベル 1 PRA の情報を用いて、定量的に評価する。

4.2 定量評価の位置付け

火災及び火災防護設備を評価対象とする。つまり、火災により起因事象が発生し、又は発生する可能性が高くなった事象、及び火災の拡大防止の機能が劣化した事象を対象とする。

4.3 火災に関する事象のフェーズ2評価（定量評価）

（新設）

(1) 火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フロー

フェーズ2評価における火災の原因及び痕跡を発見した場合の評価フローを図2に示す。本全体概念フローに示すように、まず個別事象の分類を行い、事象ごとに評価を実施する。

(2) 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を現場で発見した場合、以下のフローで火災の影響を評価する。図3に火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フローを示す。

記載の適正化

記載の適正化
（図の使い方を追記）

記載の適正化（評価の手順を記載）

運用の明確化（説明責任は事業者にあるため、詳細評価結果の実施と評価結果の提出を事業者に求めることを明記）

記載の適正化（フローの流れを文書で解説）

(3) 複数の区画まで火災が影響を及ぼす場合の評価 (図2及び図5)

複数の区画まで火災が影響を及ぼす場合、検査評価室は原子力検査官の協力を得て、当該の複数区画内での火災の影響範囲を定め、その範囲内の全ての機器の機能喪失を想定した上で、内的事象レベルIPRAの情報を用いて△CDFまたはCCDPを算出する。

この結果が白以上となった場合、FDS等の詳細評価の実施及び評価結果の提出を必要に応じて、事業者に求め、当該結果のほか、定性的な観点も含めて総合的に考慮した上で事象の色付けを行う。

(削る)

(削る)

(削る)

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し (附属書1～9) ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・火災防護に係る検査指摘事項について、劣化評価指針を用いて高劣化/低劣化を判断する運用の明確化 (附属書5 3.1 概要) ・最新のNRCの検査ガイドを反映し、火災の影響軽減に関する質問事項において可燃物の量を考慮することを明記 (附属書5 ステップ1.4.4) ○記載の適正化	
3	<u>(改正日)</u>	○運用の明確化 ・説明責任は事業者にあることから、詳細評価を事業者に求め、それを踏まえ、重要度評価を行うことを明記 (4 火災防護に関する重	

(3) 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価

複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フローを図4に示す。

(4) 詳細評価

簡易評価において基準との比較により白以上と判断された事象、又は詳細な火災伝播解析が必要な事象については、詳細評価を実施する。詳細評価の評価フローを図5に示す。

(5) 簡易火災影響評価ツールによる火災影響評価

米国 NRC (アメリカ合衆国原子力規制委員会) で開発された簡易火災影響評価ツール (FDT[®] (Fire Dynamics Tools)) を用いた火災影響を実施する。以下のFDT[®]の入力データ例を図6に、計算結果例を図7に示す。

(6) 詳細火災伝播解析コードによる火災影響評価

米国 NIST (アメリカ国立標準技術研究所) で開発された詳細火災伝播解析コード (FDS) を用いた火災伝播解析を実施する。以下のFDSの解析結果モデル図を図8に、解析結果例を図9に示す。ただし、本詳細解析モデルの作成には、詳細な設計条件が必要となる。

○ 改正履歴

改正	改正日	改正の概要	備考
0	2020/04/01	施行	
1	2021/07/21	○附属書ごとに改正できるようにガイドの構成に見直し (附属書1～9) ○記載の適正化	
2	2022/06/16	○運用の明確化 ・火災防護に係る検査指摘事項について、劣化評価指針を用いて高劣化/低劣化を判断する運用の明確化 (附属書5 3.1 概要) ・最新のNRCの検査ガイドを反映し、火災の影響軽減に関する質問事項において可燃物の量を考慮することを明記 (附属書5 ステップ1.4.4) ○記載の適正化	

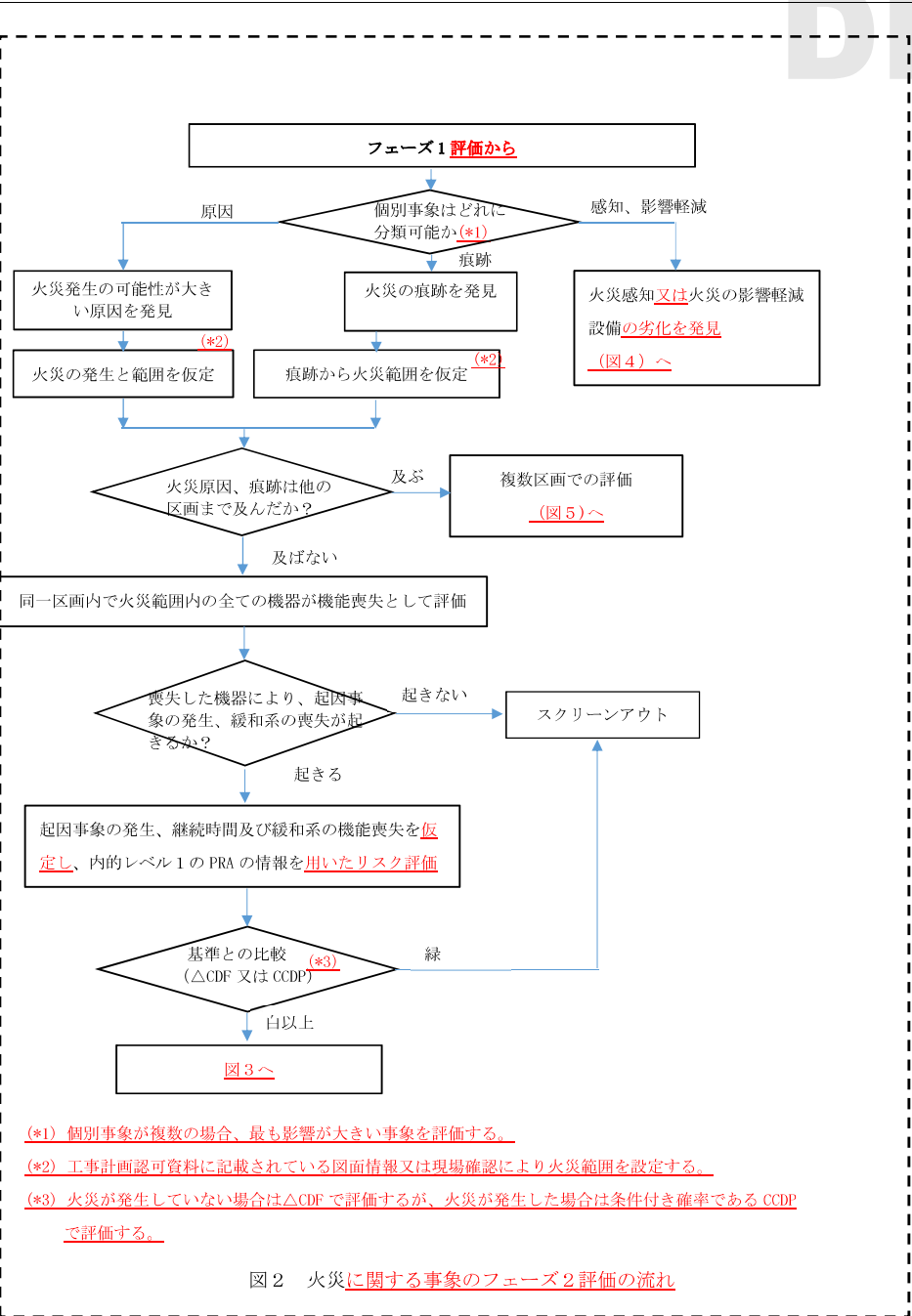
記載の適正化
記載の適正化 (フローの流れを文書で解説)

運用の明確化 (詳細評価は、事業者が実施するため削除)

記載の適正化 (添付1の内容と重複)

運用の明確化 (詳細評価は、事業者が実施するため削除)

要度評価（フェーズ2）
・評価フローに基づき評価することを明確化（4 火災防護に関する重要度評価（フェーズ2））
○FDT[®]の理解を促進するため、概要と使用例を添付1として追加
○記載の適正化



(*)1 個別事象が複数の場合、最も影響が大きい事象を評価する。
 (*2) 工事計画認可資料に記載されている図面情報又は現場確認により火災範囲を設定する。
 (*3) 火災が発生していない場合はΔCDFで評価するが、火災が発生した場合は条件付き確率であるCCDPで評価する。

図2 火災に関する事象のフェーズ2評価の流れ

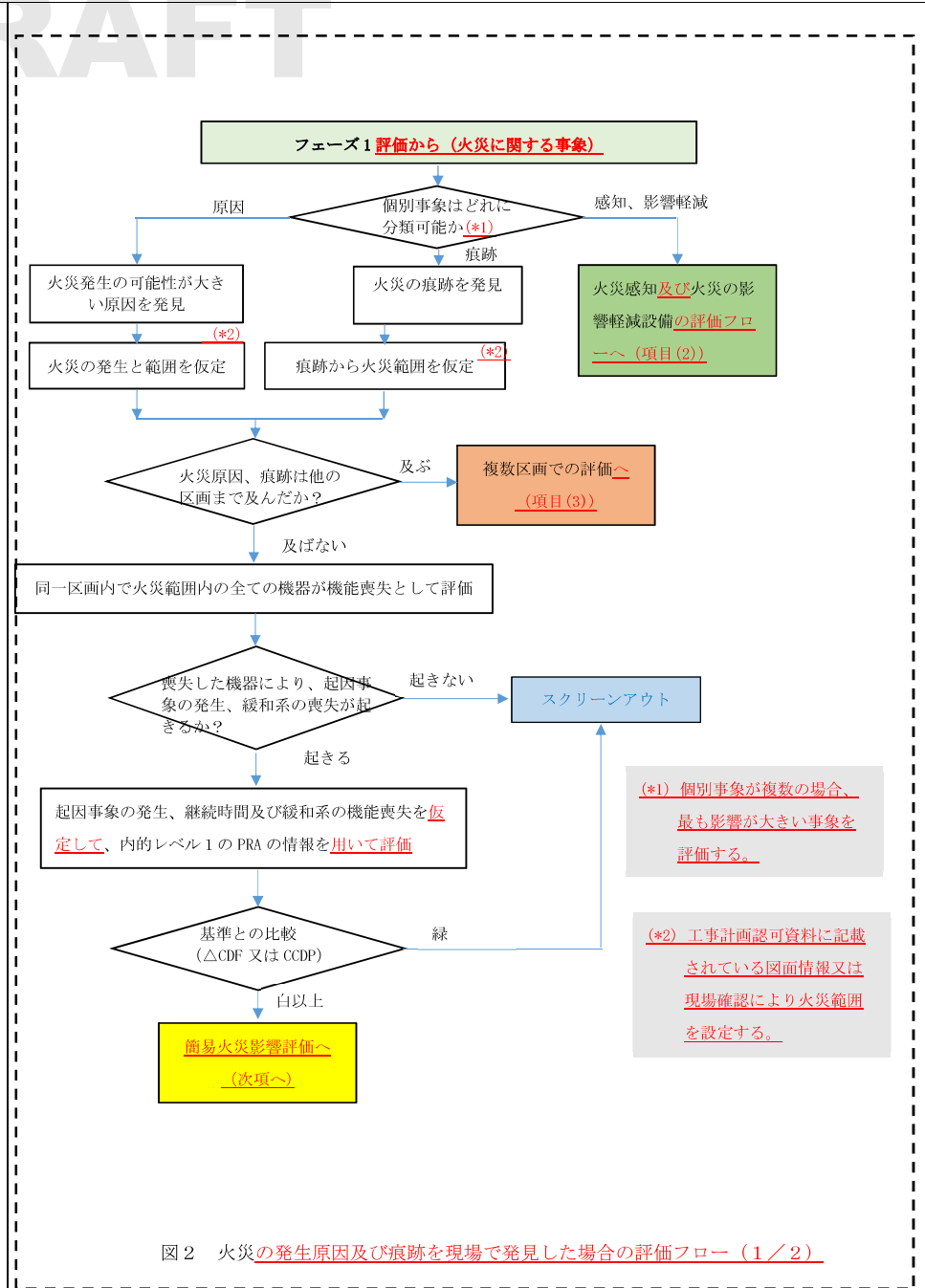


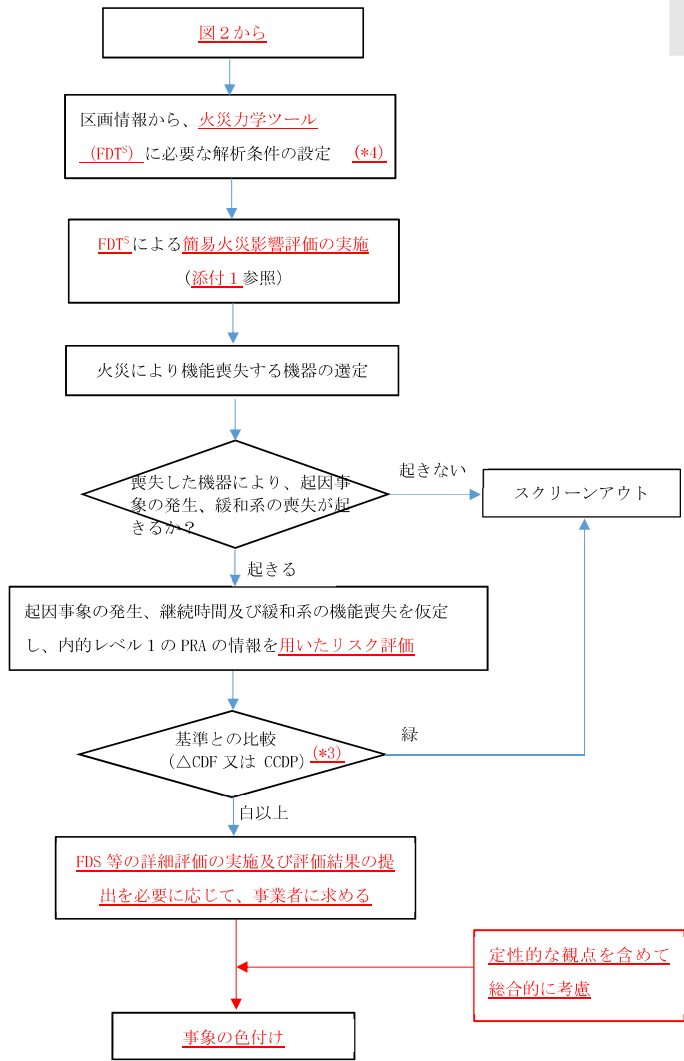
図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (1/2)

(*)1 個別事象が複数の場合、最も影響が大きい事象を評価する。
 (*2) 工事計画認可資料に記載されている図面情報又は現場確認により火災範囲を設定する。

記載の適正化 (火災に関する事象であることは自明なので削除、(*)及び(*)2は赤字を黒字に変更、項目(2)は本文の項目なので、フローである図4に変更、項目(3)は本文の項目なので、フローである図5に変更)

記載の適正化 (「評価」では火災影響評価かリスク評価か不明確なので追記、脚注はフローの下に移動)

記載の適正化 (分かり易さのため、CCDPの説明とΔCDFとの使い分けを追記) 記載の適正化



(*3) 火災が発生していない場合はΔCDFで評価するが、火災が発生した場合は条件付き確率であるCCDFで評価する。

(*4) 火災発生の区画に関する情報(区画の大きさ、火災源、機器配置、燃焼物等)を現地確認等により入手する。

図3 火災の発生原因又は痕跡を現場で発見した場合の評価

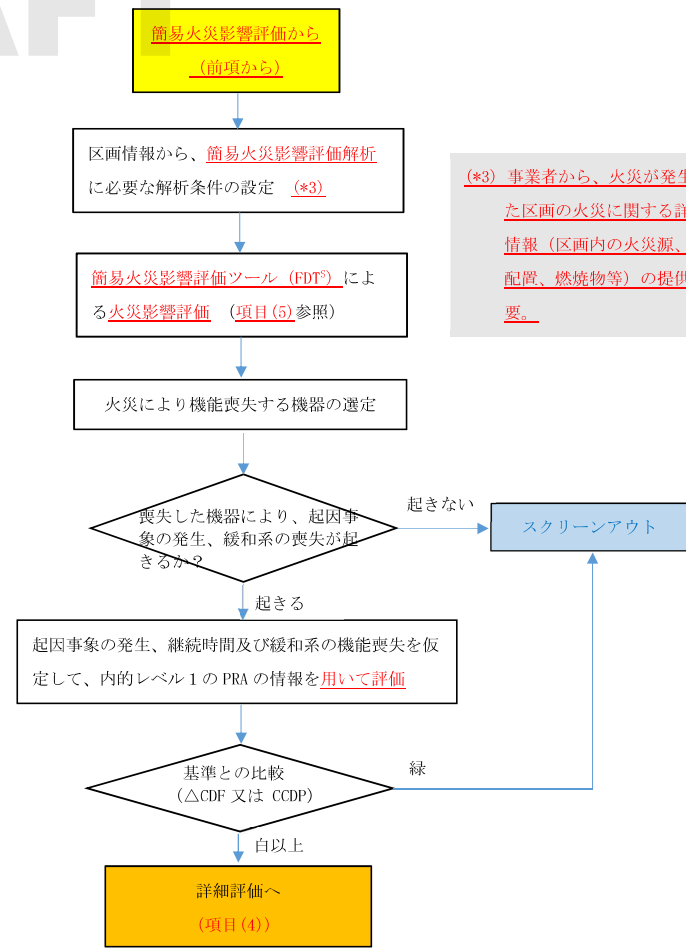


図2 火災の発生原因及び痕跡を現場で発見した場合の評価フロー (2/2)

記載の適正化

記載の適正化
(FDTは火災影響評価ガイドでの名称「火災力学ツール」に変更、項目(5)は添付1に変更
現場データはフリーアクセスで検査官が入手することを明記

運用の明確化(事象の色付けに際し、定性的な観点も考慮するため、フローに追記)
運用の明確化(詳細評価結果の実施と評価結果の提出を事業者を求めることを明記)

記載の適正化

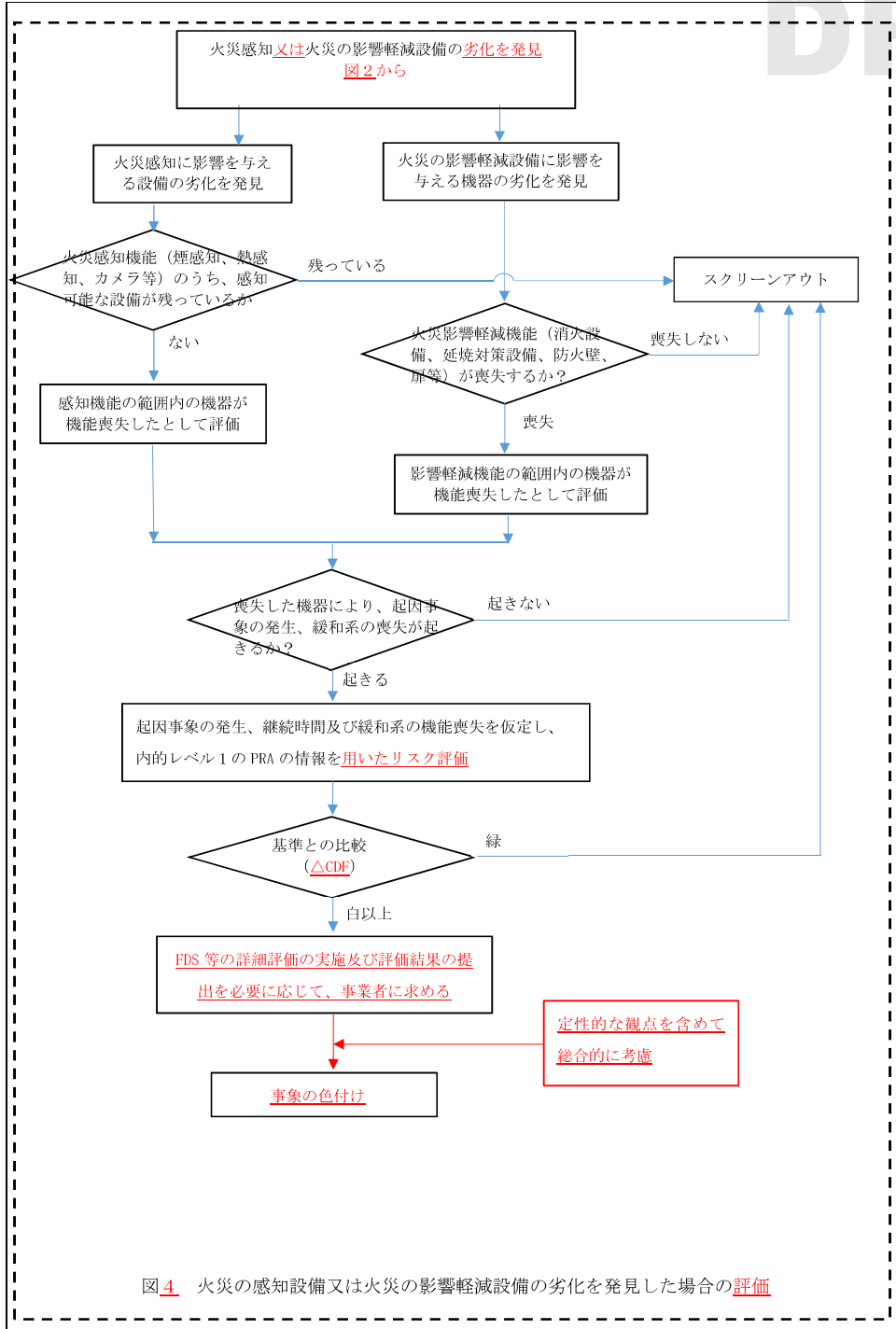


図4 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価

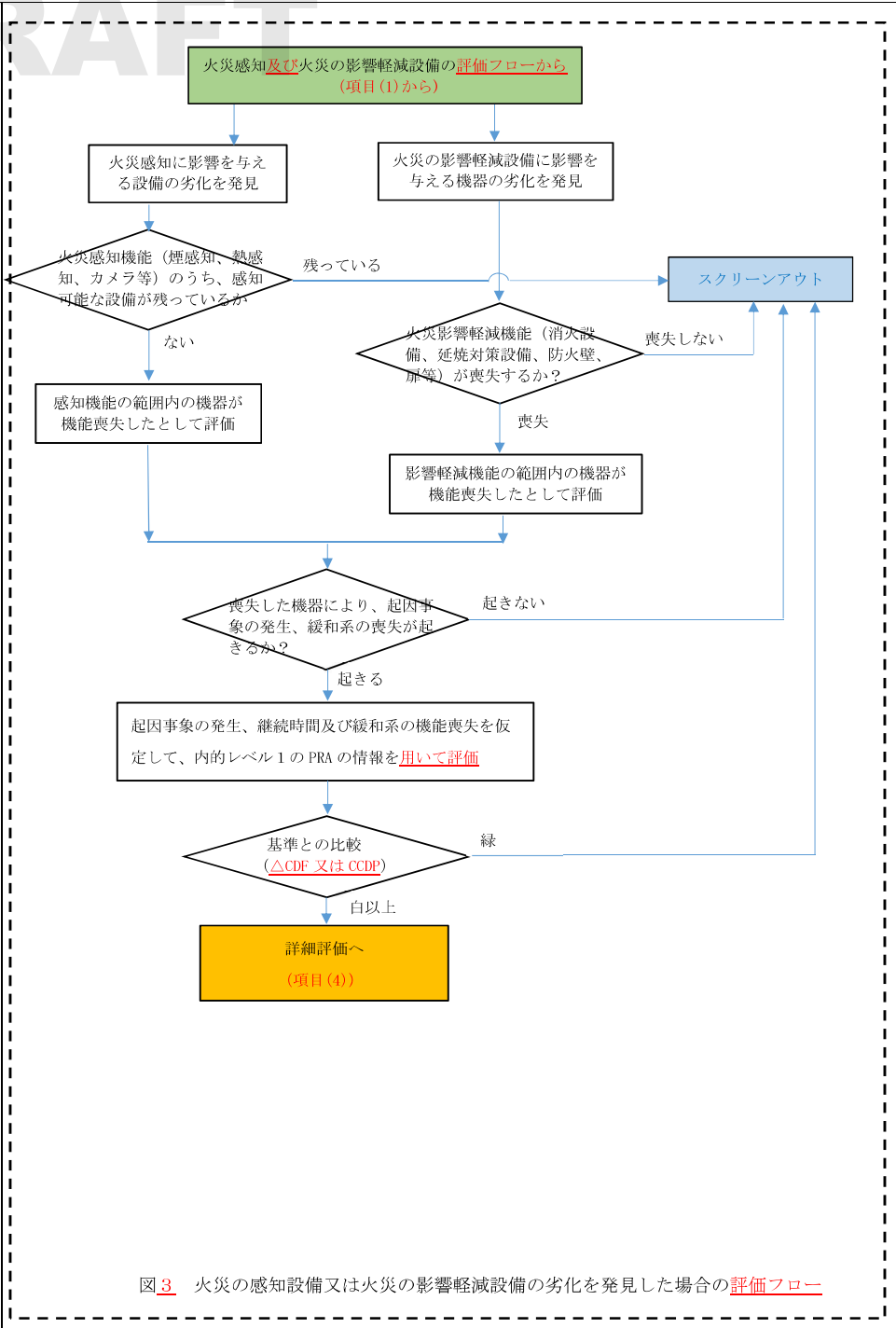


図3 火災の感知設備又は火災の影響軽減設備の劣化を発見した場合の評価フロー

記載の適正化

(「評価」では火災影響評価カリキュラム評価が不明確なので追記)
 運用の明確化(事象の色付けに際し、定性的な観点も考慮するため、フローに追記)
 運用の明確化(詳細評価結果の実施と評価結果の提出を事業者を求めることを明記)

記載の適正化

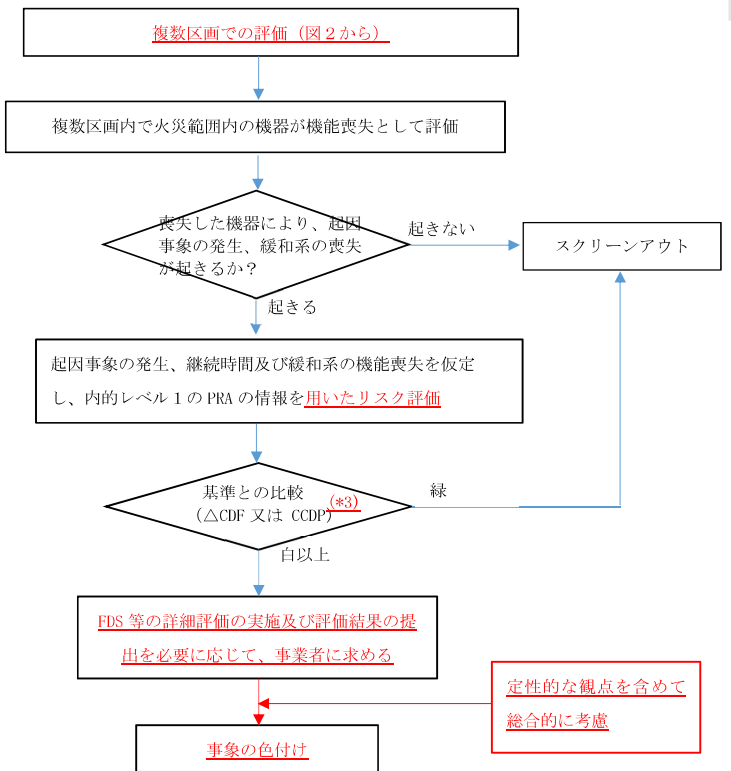


図5 複数の区画まで火災が影響を及ぼす場合の評価

(*3) 火災が発生していない場合はΔCDFで評価するが、火災が発生した場合は条件付き確率であるCCDFで評価する。

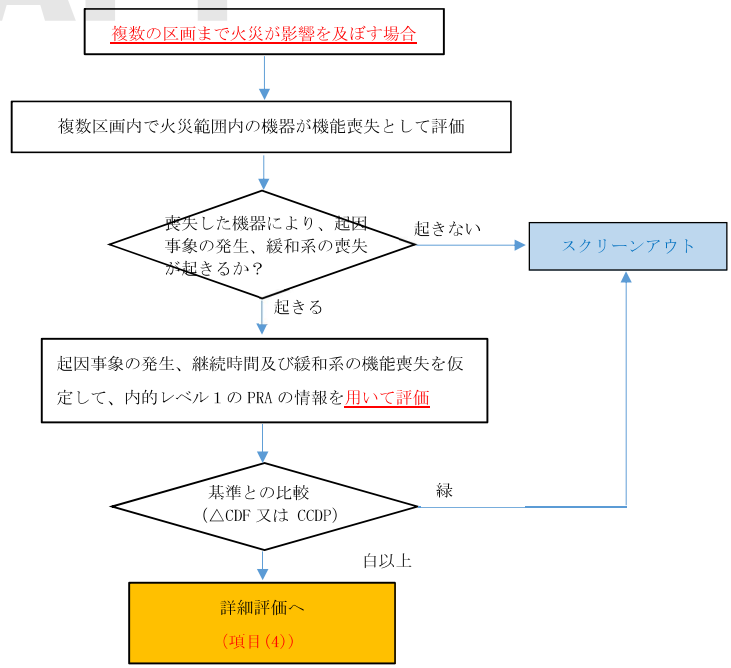


図4 複数の区画まで火災が影響を及ぼした場合の評価フロー

記載の適正化
 (「評価」では火
 災影響評価かリス
 ク評価か不明確な
 ので追記)

運用の明確化 (事
 象の色付けに際
 し、定性的な観点
 も考慮するため、
 フローに追記)
 運用の明確化 (詳
 細評価結果の実施
 と評価結果の提出
 を事業者を求める
 ことを明記)

記載の適正化

(削る)

運用の明確化（詳細な火災伝播解析に関する内容は、事業者が実施するものであるため削除）

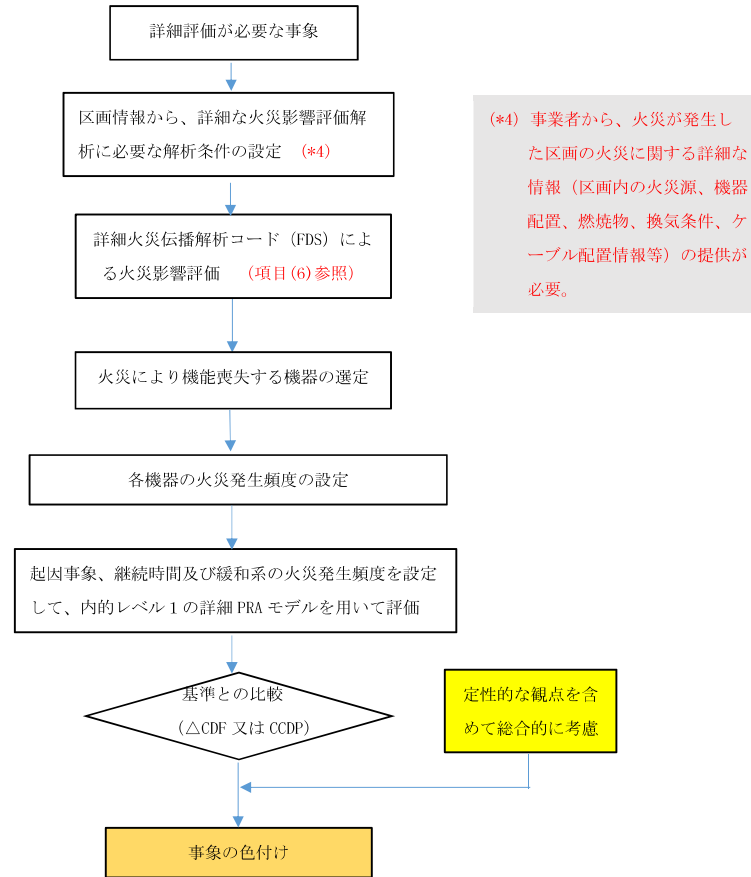


図5 詳細評価の評価フロー

DRAFT

1. 概要

FDT[®]“Fire Dynamics Tools”は、原子力発電所における火災および防火システムの影響を分析するために NRC によって開発された定量的手法であり、火災に関する計算式等が事前にプログラムされた複数の Microsoft Excel[®] スプレッドシートで整備されている。

原子力検査官は検査指摘事項に応じ、最適なスプレッドシートを選択し、そこに火災区画の大きさ等の幾つかのパラメータを入力することで、高温ガス温度や火災の影響範囲等を簡易に評価することができる。各スプレッドシートには、原子力発電所で一般的に使用される材料の物理的および熱的特性のリストも含まれている。

スプレッドシート内の計算式や、その具体的な使用方法を記載した NUREG1805*は 2004 年に公開され、2013 年には SI 単位系も含めた改訂版が公開された。NRC のホームページには NUREG1805 報告書とともにスプレッドシートが公開されているので、用途に応じたエクセルファイルをダウンロードし、計算することができる。

* : Fire Dynamics Tools (FDTs) Quantitative Fire Hazard Analysis Methods for the U.S. Nuclear Regulatory Commission Fire Protection Inspection Program

<https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1805/s1/index.html>

2. 使用例

NUREG-1805 Supplement 1, Vol. 2 に記載の強制換気における計算例(2.16.2-1)を以下に示す。

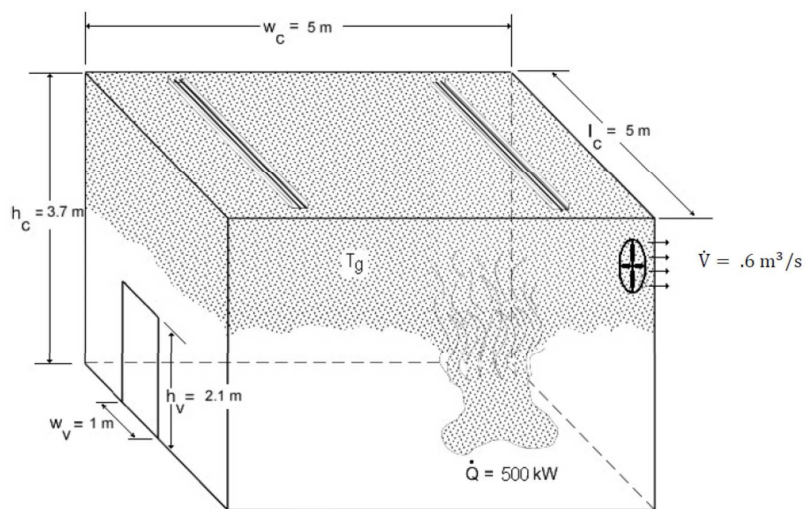


図1 火災区画

FDT[®]の理解を促進するため、概要と使用例を添付1として追加

(1)幅(w)1 m、高さ(h)2.1m の通気口があり、風速(V)0.6m/s で強制換気されている幅(w)5m、長さ(l)5m、高さ(h)3.7mで、厚さ 30.48 cm のコンクリート製火災区画に発熱速度(HRR) (Q) 500 kW の可燃物がある。点火後 2 分の高温ガス層温度を計算する。

(2)解析における想定

- (a) 周囲の空気の温度を 25℃とする。
- (b) 火災区画は単純な長方形形状とする。
- (c) 火災区画境界を流れる熱流は一次元とする。
- (d) 発熱速度 (HRR)は一定とする。
- (e) 火災源は火災区画の中央または壁から離れた位置とする。
- (f) 通気口の下端は床面の位置にあるとする。
- (g) 火災区画は通気口で外部(圧力 = 1 atm) に開放されている。

(3) スプレッドシートの使用法

NRC のホームページからスプレッドシート 02.2-temperature-fv-sup1-si.xls をダウンロードする。図 2 のとおり、シートの黄色の入力セルに以下の数値を入力し、高温ガス層温度を計算する。入力値は以下のとおり。

(a) COMPARTMENT INFORMATION

条件にある火災区画の幅、長さ、高さ、コンクリート厚さを入力する。

(b) AMBIENT CONDITIONS

想定にある周囲の気温を入力する。

(c) THERMAL PROPERTIES FOR COMMON INTERIOR LINING MATERIALS

表の右隣のプルダウンメニューからコンクリートを選択する (この選択により、物性値(緑色のセル)は自動的に表示される)。

(d) COMPARTMENT MASS VENTILATION FLOW RATE

換気設備の風量を入力する。

(e) FIRE SPECIFICATIONS

発熱速度を入力する。

(f) “Calculate”を押す。

(4)結果

計算結果が図 3 のとおり、表で表示される。Foote,Pagni&Alvares (FPA)、Deal&Bevler による点火後 2 分における高温ガス層の温度はそれぞれ 131℃、84℃である。



CHAPTER 2. PREDICTING HOT GAS LAYER TEMPERATURE
IN A ROOM FIRE
WITH FORCED VENTILATION
COMPARTMENT WITH THERMALLY THICK/THIN BOUNDARIES

Version 1805.1
(SI Units)

The following calculations estimate the hot gas layer temperature and smoke layer height in enclosure fire.
Parameters in YELLOW CELLS are Entered by the User.
Parameters in GREEN CELLS are Automatically Selected from the DROP DOWN MENU for the Material Selected.
All subsequent output values are calculated by the spreadsheet and based on values specified in the input parameters. This spreadsheet is protected and secure to avoid errors due to a wrong entry in a cell(s). The chapter in the NUREG should be read before an analysis is made.

Project / Inspection Title: 2.16.2 Forced Ventilation Example Problem 2.16.2-1

INPUT PARAMETERS

COMPARTMENT INFORMATION

Compartment Width (w_c) 5.00 m
 Compartment Length (l_c) 5.00 m
 Compartment Height (h_c) 3.70 m
 Interior Lining Thickness (δ) 30.48 cm

AMBIENT CONDITIONS

Ambient Air Temperature (T_a) 25.00 °C
 Specific Heat of Air (c_p) 1.00 kJ/kg-K
 Ambient Air Density (ρ_a) 1.19 kg/m³

THERMAL PROPERTIES OF COMPARTMENT ENCLOSING SURFACES

Interior Lining Thermal Inertia (kpc) 2.3 (kWm²/K²-sec)
 Interior Lining Thermal Conductivity (k) 0.0016 kW/m-K
 Interior Lining Specific Heat (c) 0.75 kJ/kg-K
 Interior Lining Density (ρ) 2400 kg/m³

Note: Air density will automatically correct with Ambient Air Temperature (T_a) input.

THERMAL PROPERTIES FOR COMMON INTERIOR LINING MATERIALS

Material	kpc (kWm ² /K ² -sec)	k (kW/m-K)	c (kJ/kg-K)	ρ (kg/m ³)	Select Material Colorize Scroll to desired material then Click on selection
Aluminum (pure)	500	0.206	0.895	2710	
Steel (0.5% Carbon)	197	0.054	0.465	7850	
Concrete	2.9	0.0018	0.75	2400	
Brick	1.7	0.0008	0.8	2600	
Glass, Plain	1.6	0.00078	0.8	2710	
Brick/Concrete Block	1.2	0.00073	0.84	1900	
System Board	0.18	0.00017	1.1	960	
Plywood	0.16	0.00012	2.5	560	
Fiber Insulation Board	0.16	0.00053	1.25	240	
Chipboard	0.15	0.00015	1.28	600	
Agsted Concrete	0.12	0.00026	0.98	500	
Plasterboard	0.12	0.00016	0.84	950	
Calcium Silicate Board	0.098	0.00013	1.12	700	
Alumina Silicate Block	0.036	0.00014	1	280	
Glass Fiber Insulation	0.0018	0.000027	0.8	60	
Expanded Polystyrene	0.001	0.000034	1.5	20	
User Specified Value	Enter Value	Enter Value	Enter Value	Enter Value	

Reference: NFPA 92, 3. Min. Volume of Smoke Mass per Unit Area Page 20

COMPARTMENT MASS VENTILATION FLOW RATE

Forced Ventilation Flow Rate (m³/sec) 0.60

FIRE SPECIFICATIONS

Fire Heat Release Rate (Q) 500.00 kW

Calculate

図2 火災化学ツール (FDT[®]) の入力データ例



CHAPTER 2. PREDICTING HOT GAS LAYER TEMPERATURE
AND SMOKE LAYER HEIGHT IN A ROOM FIRE
WITH NATURAL VENTILATION

Version 1805.1
(English Units)

COMPARTMENT WITH THERMALLY THICK/THIN BOUNDARIES

The following calculations estimate the hot gas layer temperature and smoke layer height in enclosure fire.
Parameters in YELLOW CELLS are Entered by the User.
Parameters in GREEN CELLS are Automatically Selected from the DROP DOWN MENU for the Material Selected.
All subsequent output values are calculated by the spreadsheet and based on values specified in the input parameters. This spreadsheet is protected and secure to avoid errors due to a wrong entry in a cell(s). The chapter in the NUREG should be read before an analysis is made.

Project / Inspection Title: NUREG-1805 Supplement 1 Example 19.11-2a

INPUT PARAMETERS

COMPARTMENT INFORMATION

Compartment Width (w_c) 16.40 ft
 Compartment Length (l_c) 16.40 ft
 Compartment Height (h_c) 11.48 ft
 Vent Width (w_v) 3.28 ft
 Vent Height (h_v) 6.90 ft
 Top of Vent from Floor (V_f) 6.90 ft
 Interior Lining Thickness (δ) 12.00 in

AMBIENT CONDITIONS

Ambient Air Temperature (T_a) 70.00 °F
 Specific Heat of Air (c_p) 1.00 kJ/kg-K
 Ambient Air Density (ρ_a) 1.20 kg/m³

Note: Ambient Air Density (ρ_a) will automatically correct with Ambient Air Temperature (T_a) input.

THERMAL PROPERTIES OF COMPARTMENT ENCLOSING SURFACES FOR

Interior Lining Thermal inertia (kpc) 2.3 (kWm²/K²-sec)
 Interior Lining Thermal Conductivity (k) 0.0016 kW/m-K
 Interior Lining Specific Heat (c) 0.75 kJ/kg-K
 Interior Lining Density (ρ) 2400 kg/m³

図6 簡易火災影響評価ツール (FDT[®]) の入力データ例

Foote, Pagni & Alvares (FPA)

Time After Ignition (t)		h_k (kW/m ² -K)	$\Delta T_g/T_s$	ΔT_g (K)	T_g (K)	T_g (°C)	T_g (°F)
(min)	(sec)						
0	0	-	-	-	298.00	25.00	77.00
1	60	0.22	0.31	93.75	391.75	118.75	245.75
2	120	0.16	0.36	106.21	404.21	131.21	268.17
3	180	0.13	0.38	114.25	412.25	139.25	282.65
4	240	0.11	0.40	120.32	418.32	145.32	293.58
5	300	0.10	0.42	125.25	423.25	150.25	302.45
10	600	0.07	0.48	141.90	439.90	166.90	332.41
15	900	0.06	0.51	152.64	450.64	177.64	351.75
20	1200	0.05	0.54	160.75	458.75	185.75	366.35
25	1500	0.04	0.56	167.34	465.34	192.34	378.21
30	1800	0.04	0.58	172.92	470.92	197.92	388.26
35	2100	0.04	0.60	177.79	475.79	202.79	397.02
40	2400	0.03	0.61	182.11	480.11	207.11	404.80
45	2700	0.03	0.62	186.01	484.01	211.01	411.83
50	3000	0.03	0.64	189.58	487.58	214.58	418.24
55	3300	0.03	0.65	192.86	490.86	217.86	424.14
60	3600	0.03	0.66	195.90	493.90	220.90	429.62

(新設)

Deal & Beyler

Time After Ignition (t)		h_k (kW/m ² -K)	ΔT_g (K)	T_g (K)	T_g (°C)	T_g (°F)
(min)	(sec)					
0	0	-	-	298.00	25.00	77.00
1	60	0.09	43.05	341.05	68.05	154.48
2	120	0.06	58.37	357.37	84.37	183.87
3	180	0.05	71.36	369.36	96.36	205.45
4	240	0.04	81.13	379.13	106.13	223.03
5	300	0.04	89.49	387.49	114.49	238.08
10	600	0.03	120.22	418.22	145.22	293.40
15	900	0.02	141.79	439.79	166.79	332.23
20	1200	0.02	158.78	456.78	183.78	362.80
25	1500	0.02	172.91	470.91	197.91	388.24
30	1800	0.02	185.07	483.07	210.07	410.13
35	2100	0.01	195.78	493.78	220.78	429.40
40	2400	0.01	205.35	503.35	230.35	446.63
45	2700	0.01	214.02	512.02	239.02	462.23
50	3000	0.01	221.94	519.94	246.94	476.49
55	3300	0.01	229.24	527.24	254.24	489.64
60	3600	0.01	236.02	534.02	261.02	501.83

(新設)

図3 FDT^sの計算結果

(削る)

DRAFT



CHAPTER 2. PREDICTING HOT GAS LAYER TEMPERATURE AND SMOKE LAYER HEIGHT IN A ROOM FIRE WITH NATURAL VENTILATION

Version 1805.1
(English Units)

Assault	Time After Ignition (t)		h_u	ΔT_u	T_u	T_u	T_u
	(min)	(sec)	(kW/m ² -K)	(°K)	(°K)	(°C)	(°F)
0	0	0.00	-	-	254.11	21.11	70.00
1	60	0.22	100.57	100.57	354.68	121.58	251.03
2	120	0.16	112.89	112.89	407.00	134.00	273.20
3	180	0.13	120.78	120.78	414.89	141.89	287.40
4	240	0.11	126.71	126.71	420.82	147.82	296.08
5	300	0.10	131.51	131.51	425.52	152.52	306.72
10	600	0.07	147.62	147.62	441.73	168.73	335.71
15	900	0.06	157.04	157.04	452.05	179.05	354.29
20	1200	0.05	165.70	165.70	459.81	186.81	368.25
25	1500	0.04	171.97	171.97	466.09	193.09	379.55
30	1800	0.04	177.28	177.28	471.39	198.39	389.11
35	2100	0.04	181.89	181.89	476.01	203.01	397.41
40	2400	0.03	185.99	185.99	480.10	207.10	404.78
45	2700	0.03	189.68	189.68	483.79	210.79	411.42
50	3000	0.03	193.04	193.04	487.15	214.15	417.46
55	3300	0.03	196.13	196.13	490.24	217.24	423.03
60	3600	0.03	198.99	198.99	493.10	220.10	428.18

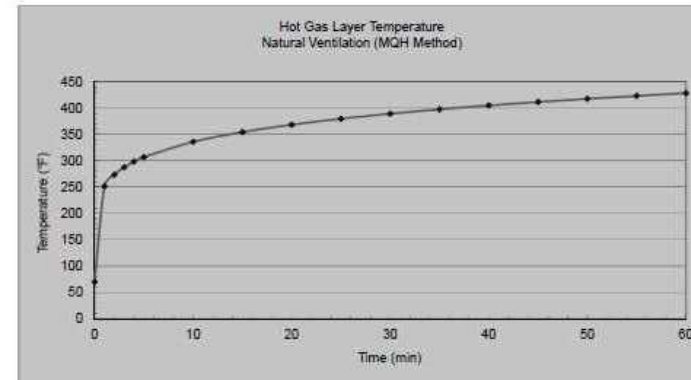


図7 簡易火災影響評価ツール (FDT[®]) の解析例

運用の明確化（詳細な火災伝播解析に関する内容は、事業者が実施するものであるため削除）

(削る)

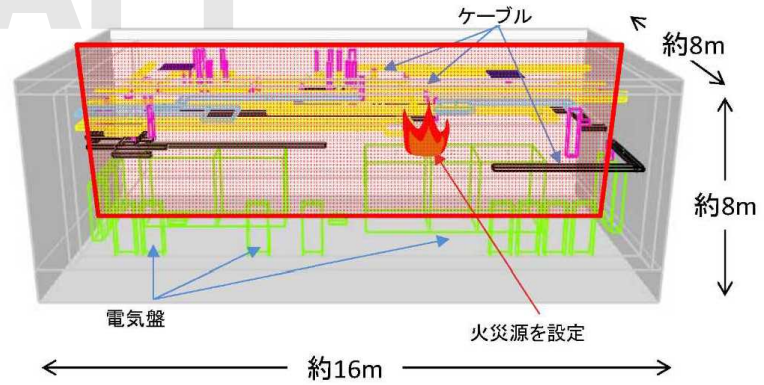


図8 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析モデル例

(削る)

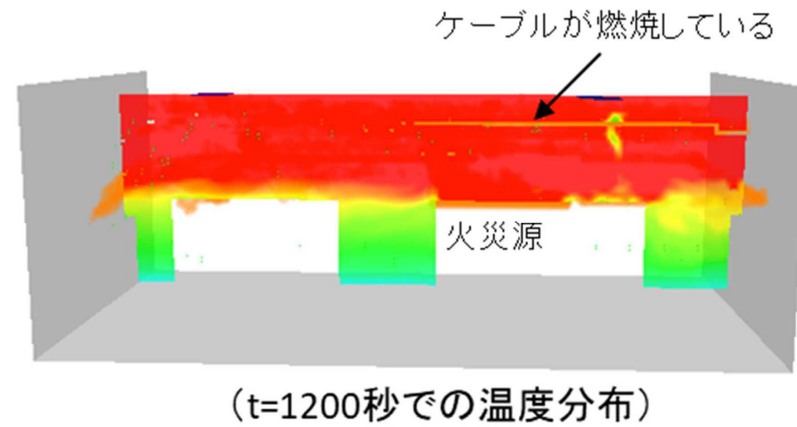


図9 詳細火災伝播解析コード (FDS) の解析結果例

添付2 火災防護の重要度評価プロセスワークシート

ステップ1：火災防護重要度評価フェーズ1ワークシート

ステップ1.1-検査指摘事項の文書化

ステップ1.2-検査指摘事項区分の分類 ※最も適した一つの区分に分類

本文の表1を参考に、火災検査の検査指摘事項の区分を特定する。

ステップ1.3：低劣化であるか否かの判定

添付3の指針を用い、検査指摘事項が低劣化であるか否かを判定する。添付2にその判断に至った根拠を説明する。

1.3.1-A 質問：添付3の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？

- Yes-緑に選別し、これ以上解析は必要ない。
- No-本文のステップ1.4へ続く。

劣化評価の根拠

添付3 劣化評価指針

(略)

添付1 火災防護の重要度評価プロセスワークシート

ステップ1：火災防護SDPフェーズ1ワークシート

ステップ1.1-検査指摘事項の概要を記載

ステップ1.2-検査指摘事項区分の指定 ※最も適した一つの区分に分類

本文の表1を参考に、火災検査の指摘事項区分を特定する。

ステップ1.3：低劣化

添付2の指針を用い、検査指摘事項が低劣化と判断できるかを判定する。添付1にその判断に至った根拠を説明する。

1.3.1-A 質問：添付2の指針に基づき、検査指摘事項が低劣化と判断できるか？

- Yes-緑に選別し、これ以上解析は必要ない。
- No-本文のステップ1.4へ続く。

劣化評価の根拠

添付2 劣化評価指針

(略)

記載の適正化

記載の適正化

記載の適正化
(図1のフローに合わせる)

記載の適正化 (図1のフローに合わせる)

記載の適正化 (図1のフローに合わせる)

記載の適正化

記載の適正化

試験研究用等原子炉における 重要度評価検討の進め方 (案)

核燃料施設等監視部門
令和5年8月21日

経緯

核燃料施設等に関する重要度評価ガイドについては、これまでウラン加工施設及び使用施設(政令41非該当を除く。)を対象とした初期境界評価の考え方について、事業者等と事例検討会を経て、附属書10として整備を行っている。

監視領域「原子力安全」関連についての現在の整備状況は以下のとおり。

今年度は、これまでの規制検査の結果や、汎用性などを鑑み、「試験研究用等原子炉」の重要度評価ガイドを整備する。

	初期境界評価	定量的評価
実用炉	重要度評価ガイド附属書1～8 (附属書3、4を除く。)	
ウラン加工 使用施設	重要度評価ガイド (附属書10)	なし
試験研究用等原子炉 再処理施設など	なし	なし

試験研究用等原子炉の一覧

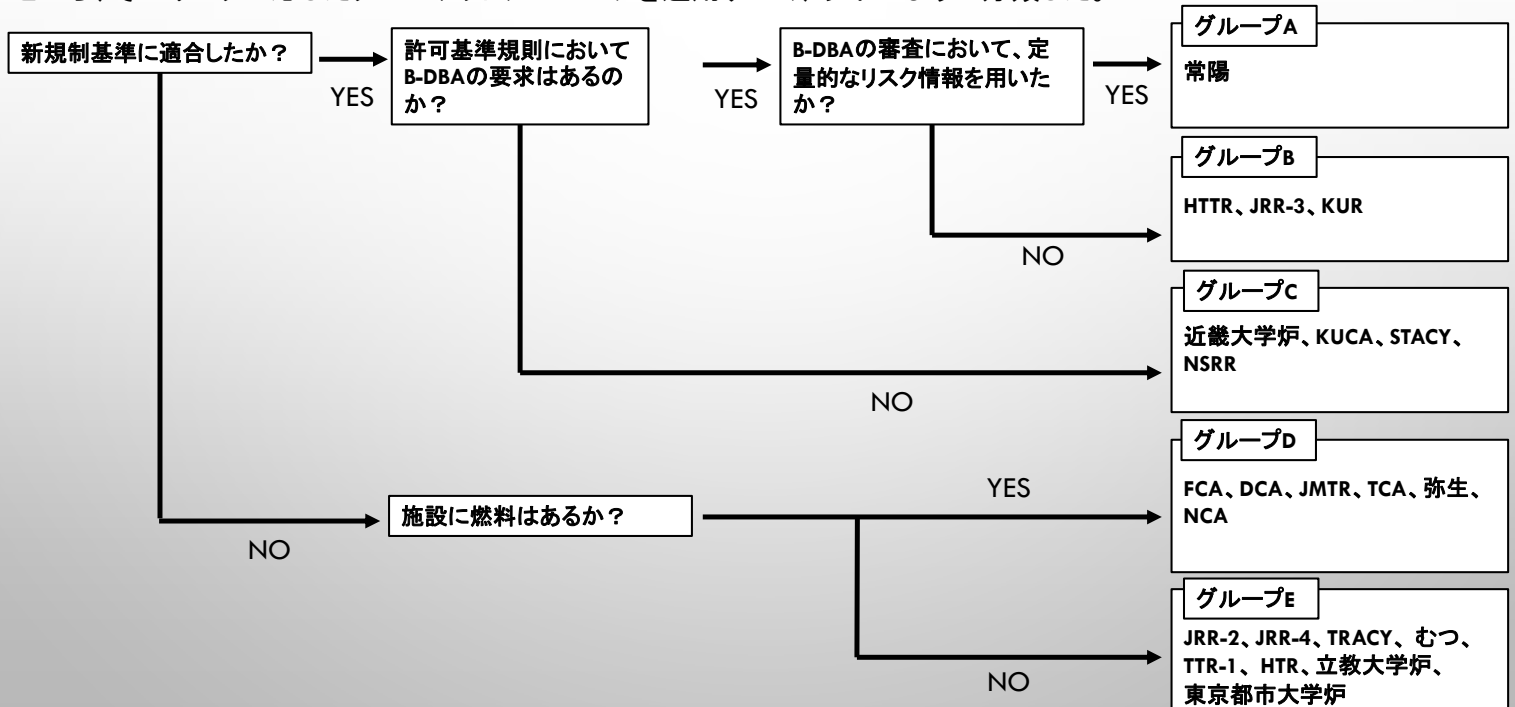
施設の状態	施設の特徴	B-DBA*対策の要求有無	施設名	備考
新規制基準適合炉	高出力炉・中出力炉 (熱出力500kw以上50MW以下)	○	高速実験炉「常陽」、 高温工学試験研究炉 (HTTR)、 JRR-3、KUR	高速実験炉「常陽」は熱出力100MW
	低出力炉・臨界実験装置 (熱出力500kw未満)	×	近畿大学研究用原子炉、 KUCA、 STACY、NSRR	
廃止措置中	施設内に燃料あり	×	FCA、DCA、JMTR、TCA、 弥生、NCA	
	施設内に燃料なし	×	JRR-2、JRR-4、TRACY、 むつ、HTR、TTR-1、 立教大学炉、東京都市大学炉	

※: Beyond-Design basis Accidentの略。発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれのあるもの。

2

試験研究用等原子炉の分類の考え方

試験研究用等原子炉の指摘事項に対する重要度評価を整備するにあたり、試験研究用等原子炉が多様であることから、そのリスクに応じたグレーテッドアプローチを適用すべく、以下のように分類した。



3

試験研究用等原子炉に対する重要度評価ガイドにおける附属書適用のイメージ(案)

		運転時	停止時	グループとの対応				
				グループA (常陽)	グループB (HTR、 JRR-3、 KUR)	グループC (近大炉、 STACY、 NSRRなど)	グループD (FCA、DCA、 JMTRなど)	グループE (TRACY、 むつ、TTR- 1など)
原子力安全	発生防止	附属書10(初期境界評価)						
	拡大防止・影響緩和	附属書1 (試験研究用等原子炉版)(常陽)		○	×	×	×	×
	閉じ込め	OR 評価フロー		○	○	○	○	×
	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止(高出力炉、中出力炉)	SERP		○	○	×	×	×
放射線安全	従業員に対する放射線安全	附属書3		○	○	○	○	○
	公衆に対する放射線安全	附属書4		○	○	○	○	○

重要度評価の整備の考え方

○ 原子力安全に関するもの

試験研究用等原子炉の原子力安全に係る指摘事項の重要度評価方法について、以下のとおりに整理した。

- ・グループA 【附属書1(試験研究用等原子炉版) / 初期境界評価(簡易評価フロー)^{※1} / SERP】
B-DBAの起因事象について定量的なリスク評価を行っている。
- ・グループB 【初期境界評価(簡易評価フロー)^{※1} / SERP】
B-DBAの起因事象について定量的なリスク評価を行っていない。
- ・グループC 【初期境界評価(簡易評価フロー)^{※1}】
B-DBAを想定する要求がない。
- ・グループD 【初期境界評価(簡易評価フロー)^{※1}】
廃止措置中の施設内に燃料があるため、原子力安全に関する指摘事項が発生するおそれがある。
- ・グループE 【評価しない】
廃止措置中の施設内に燃料がないため、放射線安全以外の指摘事項が発生するおそれがない。

※1 グループAからグループCまでの初期境界評価(試験研究炉等の簡易評価フロー)はそれぞれ検討するが、最終的に1つになる可能性もある。

○ 放射線安全に関するもの

各グループとも附属書3又は附属書4で評価する。

今後の予定

- 試験研究用等原子炉を有する事業者等に対して、既存の附属書の適用範囲の考え方について説明し、意見聴取を行った。(7月20日)
- 高速実験炉「常陽」を対象に事業者等から情報提供を依頼(7月20日)
- 上記の意見や事業者からの情報を踏まえ、初期境界の評価フロー案等を作成し、それを用いて、事例検討会(面談)を実施(10月中～)
- 来年2月以降より、本試運用で得られた情報を集中的に整理し、見直し案について意見交換会合にて議論
- 現場検査官に改正ガイド案及び事例を説明し、意見を聴取
- SDPガイドの見直しを委員会に報告

(参考1)

各原子力施設に対する重要度評価ガイドにおける附属書適用のイメージ

— 現行版 —

- 表1 加工施設及び使用施設
- 表2 試験研究用等原子炉再処理施設など

表1 加工施設及び使用施設

		稼働時	停止時
原子力 安全	発生防止 拡大防止・影響緩和 閉じ込め	附属書10(初期境界評価) (評価フロー)	
	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止 (使用施設のみ)	SERP	
放射線 安全	従業員に対する放射線安全	附属書3	
	公衆に対する放射線安全	附属書4	

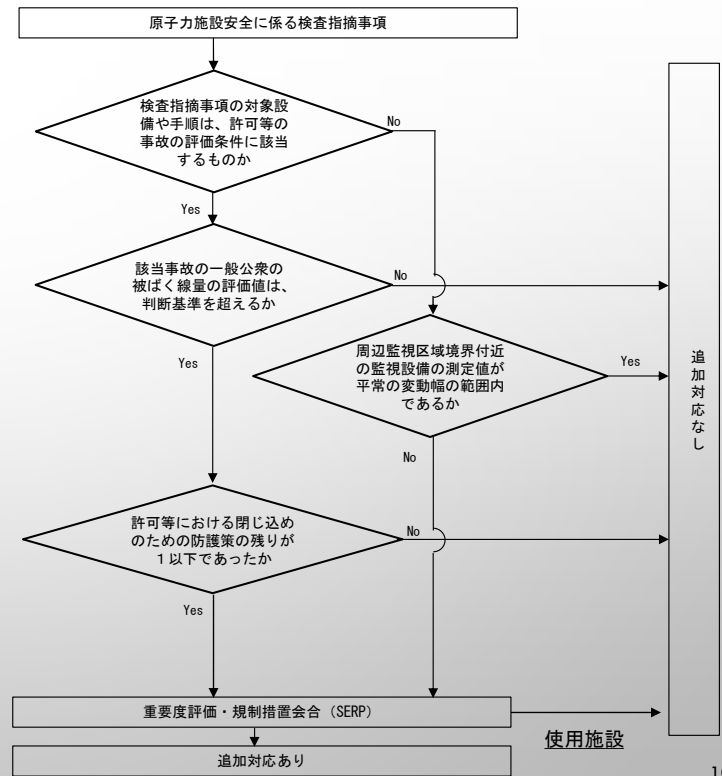
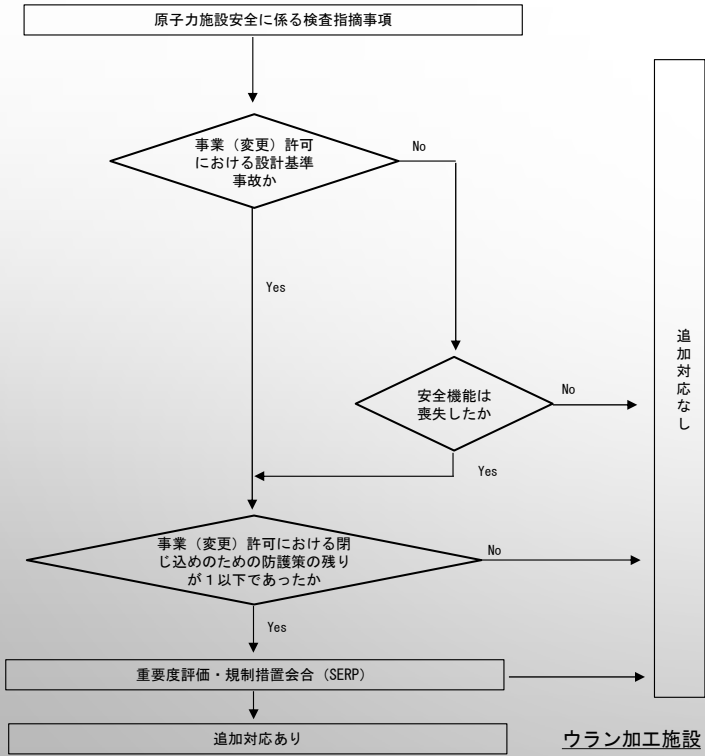
8

表2 試験研究用等原子炉、再処理施設など

		稼働時	停止時
原子力 安全	発生防止	重要度評価・規制措置会合 (SERP)	
	拡大防止・影響緩和		
	閉じ込め		
	多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止		
放射線 安全	従業員に対する放射線安全	附属書3	
	公衆に対する放射線安全	附属書4	

9

【参考2】簡易評価フロー（ウラン加工施設と使用施設の比較）



原子力規制検査における課題への対応スケジュール

令和 年 月 日
原子力規制庁検査監督総括課

赤字：進捗情報

令和4年度

令和5・6年度

令和7年度以降

横断領域に係る検査	<ul style="list-style-type: none"> NRCの状況をフォロー 	<ul style="list-style-type: none"> 柏崎刈羽追加検査の実績等から反映すべき点の抽出 	<ul style="list-style-type: none"> 検査手法を検討
核燃料施設SDP	<ul style="list-style-type: none"> 使用施設SDPの検討・ガイド改正 → 使用施設のSDP手法（初期境界評価評価）を整備済 	<ul style="list-style-type: none"> 再処理施設等の他の核燃料施設等のSDP手法検討に着手 → 今回、試験研究用等原子炉のSDP手法検討の方向性を提示 	
PRAモデルの改善・範囲拡大	<ul style="list-style-type: none"> 高浜1・2号機、美浜3号機のレベル1 PRAモデルの適切性確認 ATENAの問題意識を把握し、対応 → 面談を実施して問題意識を把握し、対応済 → 日米間の機器故障率に関する際の要因に関する検討 	<ul style="list-style-type: none"> 柏崎刈羽7号機（レベル1）、大飯3・4号機、玄海3・4号機、高浜3・4号機、川内1・2号機（レベル1、5）等の適切性確認 → 今回、PRAモデル適切性確認の状況について報告 適切性確認で事業者に指摘した事項の対応状況確認 	<ul style="list-style-type: none"> 事業者の研究開発状況を踏まえ、モデルの範囲拡大に対応
事業者の機微情報へのアクセス	<ul style="list-style-type: none"> 会合等で検査における機微情報等の取扱いについて事業者と議論し、手順の明確化を実施 JANSI及びWANOとの議論も継続し、JANSI情報の取扱いについて合意を目指す → 令和4年12月にWANOと打合せを実施 		
設計管理及び火災防護の検査の改善	<ul style="list-style-type: none"> 事業者からDBDの状況についての説明を受ける 火災防護のNRCチーム検査に職員を派遣 → 令和4年11月末から12月にかけて、規制庁職員3名を米国NRCに派遣し、火災防護のチーム検査を視察 	<ul style="list-style-type: none"> 設計管理のNRCチーム検査に職員を派遣 → 令和5年9月に規制庁職員3名を米国NRCに派遣し、設計管理チーム検査を視察予定 派遣によって得られた調査結果をもとに改善を検討 	
リスク情報を踏まえた設工認	<ul style="list-style-type: none"> 事業者からの提案に応じて検討 		
使用前事業者検査の対象範囲	<ul style="list-style-type: none"> 事業者から見直し検討の方向性の提示 	<ul style="list-style-type: none"> 事業者からの具体的な提案を踏まえて、提案の妥当性等について議論 → 今回、ATENAより検討状況の説明 	

原子力規制検査における課題への対応スケジュール

赤字：進捗情報

令和4年度

令和5・6年度

令和7年度以降

非該当使用者における放射線測定機器の校正	<ul style="list-style-type: none"> 非該当使用者の実態調査を踏まえ、ガイド改正 → 放射線測定信頼性確保のあり方について、その運用方針とガイドの改正案作成 	<ul style="list-style-type: none"> → 改正案についてパブリックコメントを実施し、保安措置ガイドを2023/8/2に改正 	
検査官交流	<ul style="list-style-type: none"> 令和4年度から実施した検査官交流を継続 → 令和4年度は停止中プラント担当の検査官2名を稼働中プラントへ派遣する交流を実施 → 令和5年度は停止中プラント担当の検査官2名を稼働中プラントへ派遣（1名は既に派遣済み） 		
検査指摘事項集の整備	<ul style="list-style-type: none"> 検査指摘事項集の作成 → 指摘事項集はHPIに掲載済 軽微事例集の削除を行うガイド改正 → 軽微事例集を制定、継続的な改善を検討 	<ul style="list-style-type: none"> → 2023/6/9に軽微事例集を制定済み 	
核物質防護分野に関する検査官の力量向上	<ul style="list-style-type: none"> 原子力安全を担当している検査官に対して、核物質防護に関する研修を順次実施 		
立地地域自治体等とのコミュニケーション	<ul style="list-style-type: none"> 立地地域自治体や地域の実情に応じた説明を実施 原子力政策推進と受け取られないことがないように留意しつつ、引き続きコミュニケーションを実施 		
総合的な評価の在り方	<ul style="list-style-type: none"> 現地検査官等との議論を試行 → 指摘事項が多く出ている実用炉に関して、規制庁内関係者での打合せを評価前に実施 	<ul style="list-style-type: none"> → 令和4年度の総合的な評価を実施 	