

## 第 2 回意見交換会の説明依頼事項への回答

説明依頼事項※	回 答
<p>(1) 「2. インพุット情報の分類」には、インพุット情報として国内情報と海外情報が具体的に記載されています。海外情報は、EPRI レポート (Browns Ferry 1号機)、長期停止期間中の海外 OE 分析情報とされていますが、この2種類で十分と判断した理由を説明して下さい。なお、原子力規制委員会では、海外の運転経験として、U. S. NRC Regulatory Issue Summaries 等 から幅広く情報を収集し、スクリーニングを行っています。</p>	①
<p>(2) 「3. 現場経験等 (1) 国内 OE 情報」には、NUCIA 情報から「長期停止」をキーワード検索し、情報を抽出したとされています。</p> <p>(a) 「長期停止」というキーワードで検索を行えば、長期停止に起因するものはほぼ全てが抽出されると考えてよいですか。</p> <p>(b) 「長期停止」というキーワードで検索を行うと、35件が抽出されました。そのうちから3件を抽出し、残りを抽出しなかった理由を説明して下さい。</p> <p>(c) 現在停止しているプラントは、2011年頃から停止しているものが多い中で、抽出期間を2000～2009年度とした理由を説明して下さい。</p> <p>(d) 抽出された3件で傾向をみたとのことですが、傾向をみるには3件は少なすぎるのではないのでしょうか。</p>	②
<p>(3) 「3. 現場経験等 (2) 海外 OE 情報」として、「Brown Ferry の1号機で現に発生した長期停止期間に保全活動と関係する不具合を EPRI レポートから抽出した」とのことですが、同レポートは非開示です。技術的内容のわかる資料を提示して下さい。</p>	③
<p>(4) 「5. ATENA ガイドラインへの反映 (3) 別添 A の記載方針」には、「プラント運転期間に影響する可能性がある取替困難機器・構造物である「原子炉圧力容器」「原子炉格納容器」及び「コンクリート構造物」を対象に、経年劣化事象及び保全ポイントを整理した。」とされています。「長期停止期間」と「運転期間」との関係を説明して下さい。</p>	④
<p>(5) 「5. ATENA ガイドラインへの反映 (3) 別添 A の記載方針」の「表 9 別添 A において整理した、プラント運転期間への影響の凡例」には、「有」、「無①」及び「無②」の説明がされています。「無②」となった事象については、「プラント運転期間に影響ない」とされていますが、プラント運転期間中の対策は不要という意味ですか。この場合の「プラント運転期間」とは40年と考えてよいですか。</p>	⑤
<p>(6) 「別紙 1 添付資料及び別添 A の前提とした使用環境」の「図 1 ATENA ガイドラインの技術ベースの前提とする使用環境について」には、使用条件が図示されていますが、始期と終期がどのタイミングなのか、環境条件が具体的にわかるように説明して下さい。</p>	⑥

※第 2 回会合 (令和 2 年 4 月 27 日) 参考資料 1 「第 2 回経年劣化管理に係る ATENA との実務者レベルの技術的意見交換会における ATENA への説明依頼事項」

(1) 「2. インプット情報の分類」には、インプット情報として国内情報と海外情報が具体的に記載されています。海外情報は、EPRI レポート (Browns Ferry 1号機)、長期停止期間中の海外 OE 分析情報とされていますが、この2種類で十分と判断した理由を説明して下さい。なお、原子力規制委員会では、海外の運転経験として、U.S. NRC Regulatory Issue Summaries 等 から幅広く情報を収集し、スクリーニングを行っています。

【回答】

- ・海外 OE 情報は、品質マネジメントシステムの予防処置プロセスに従い、事業者が継続的に収集<sup>\*</sup>・分析し、必要な予防処置を検討することで、不具合事例の水平展開等を行っています。また、第1回会合資料2-2「安全な長期運転に向けた経年劣化管理の取組 プラント長期停止期間中における保全について」p25に示すとおり、このプロセスの中で、OE 情報に関し、経年劣化に係る新たな知見が確認された場合は、各事業者の PLM 評価書に反映することとしており、OE 以外の海外知見も含め、経年劣化に関する知見は、PLM 評価書に蓄積されています。

※1：予防処置プロセスのインプット情報としている海外情報は、表1に示すとおり、OE 情報に加え、NRC の各種情報をはじめとした情報で構成されています。

- ・一方、今回の ATENA ガイドラインの作成にあたっては、過去に発生した長期停止期間中の経年劣化に関連する不具合事例を、新たにガイドラインにおいて整理する経年劣化事象に関する技術ベースの具体的事例として反映することを目的としていることから、以下の①②に従い、長期停止期間中の経年劣化に関する OE 情報を整理しています。概要は、参考資料1「海外 OE 情報の調査結果について」を参照ください。

①米国 OE 情報の分析

- ・先述の予防処置プロセスのインプット情報として入手している情報のうち、改めて、海外 OE 情報に着目し、米国 INPO 情報 (非公開)<sup>※2</sup>を元に、長期停止期間中の経年劣化に係る OE 情報を改めて整理しました。

※2：事業者の CAP 情報を米国大で共有しているものであり、米国規制に基づく事象報告 (Licensee Event Report) 対象外の OE 情報も登録されている。

- ・経年劣化事象に関する不具合は、一般的には、長期停止期間中に保管状態としていた機器について通水、通電等を行う、起動前工程で顕在化するものと考え、分析対象とした OE 情報は、プラントの起動時に発生した不具合事例を対象とし、各情報の不具合発生原因を分析した結果、長期停止期間中の経年劣化事象に係るものをインプット情報として抽出しました。

②EPRI レポートからの抽出

- ・ EPRI レポート<sup>1</sup>においては、日本国内の事業者の長期停止期間中の保全活動をレビューする上で参考となる事例として、Browns Ferry1号機の長期停止を挙げるとともに、具体的に発生した事例として、使用しない系統中に、乾燥保管のための排水時に残った原水が滞留すること等で生じた、残留熱除去給水(RHRSW)系統及び原水冷却水(RCW)系統配管の腐食事象を挙げています。本事象は、起動前工程で顕在化した経年劣化ではなく、①のOE情報として抽出できないため、本事象もインプット情報として抽出しました。

(本頁以下余白)

---

<sup>1</sup> *Material Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNO's) Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435)*: EPRI, Palo Alto, CA:2018.300201436.  
<http://www.epri.com/#!/search/mrp-435/?lang=en-US>

表 1 予防処置プロセスで収集している海外情報一覧

種別	海外情報
INPO (非公開)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Operating Experience Report (OE) 事業者が自主的に提供する故障トラブル情報</li> <li>・ IER Level-1 (INPO Event Report Level-1) 1 件以上の重要事象、重要な産業界の課題または悪化傾向に基づく提言を含む報告書</li> <li>・ IER Level-2 (INPO Event Report Level-2) 発生した 1 件以上の事象を特定し、事象の要旨と簡潔な説明を行い、原因、要因、教訓などを示した報告書</li> <li>・ IER Level-3 (INPO Event Report Level-3) 重要または潜在的に重要な事象または傾向、重要な機器の故障、または重大なヒューマンエラーの早期通知の報告書</li> <li>・ IER Level-4 (INPO Event Report Level-4) 機器あるいはヒューマンパフォーマンス問題に着目すべき動向を提供する文書。参考提供。</li> </ul>
WANO (非公開)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Significant Operating Experience Report (SOER) 収集した重要事象を基に WANO が作成する勧告を含んだ報告書</li> <li>・ Significant Event Report (SER) WANO が調査した重要事象の報告書</li> <li>・ WANO Event Report (ENR) 事業者が他のプラントで同じ事象の再発を防止するため WANO が事業者 に提供する報告書</li> </ul>
NRC	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Bulletin (BL) 安全上、環境上、または保障措置上重要な問題に関する情報の提出や対策の実施を求めて発行する通達</li> <li>・ Generic Letter (GL) 規制要件や指針を伝達するため発行する通達で、要求事項が含まれることもある</li> <li>・ Information Notice (IN) 安全上、環境上、または保障措置上重要であるかもしれない問題について発行する通知</li> <li>・ Regulatory Issue Summaries (RIS) NRC から事業者への NRC の技術的・政策的方針等の NRC 提供情報、連絡。公式の備忘録に近い位置づけ。</li> <li>・ 10 CFR Part21 Report (Part21) 安全上懸念となる欠陥または認可ベースへの不適合発見時の（主にメーカーから）NRC への伝達。国内プラントで使用している機器に関連する情報のみを対象とする。</li> <li>・ Preliminary Notification Report (PNR) 発電所のトラブル情報等に関する情報のうち重要と思われる臨時通知。 （NRC 内部連絡用）INPO OE と重複するため、緊急情報（Alert 他）のみ対象とする。</li> <li>・ Event Notification Report (ENR) 事業者が他のプラントで同じ事象の再発を防止するため、迅速に提供する報告書 INPO OE と重複するため、緊急情報（Alert 他）のみ対象とする。</li> </ul>
IAEA	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ Nuclear Events Web-based System (NEWS) (公開) 原子力発電所や核燃料サイクル施設等で発生した重要事象や、放射性物質管理等に関する情報（INES レベル 2 以上等）</li> <li>・ Incident Reporting System (IRS) (非公開) IAEA と OECD/NEA が運営するトラブル情報報告システムの情報</li> </ul>

(2) 「3. 現場経験等(1) 国内 OE 情報」には、NUCIA 情報から「長期停止」をキーワード検索し、情報を抽出したとされています。

(a) 「長期停止」というキーワードで検索を行えば、長期停止に起因するものはほぼ全てが抽出されると考えてよいですか。

(b) 「長期停止」というキーワードで検索を行うと、35件が抽出されました。そのうちから3件を抽出し、残りを抽出しなかった理由を説明して下さい。

(c) 現在停止しているプラントは、2011年頃から停止しているものが多い中で、抽出期間を2000～2009年度とした理由を説明して下さい。

(d) 抽出された3件で傾向をみたとのことですが、傾向をみるには3件は少なすぎるのではないのでしょうか。

#### 【回答】

(a) 長期停止期間中の経年劣化に係る国内 OE の抽出は、ATENA ガイドラインで作成する経年劣化事象に関する技術ベースとの紐づけを可能な限り網羅的に行えるよう、①の NUCIA 情報のキーワード検索に加え、②③の方法で更なる情報の抽出を試みました。調査結果は、参考資料2「国内 OE 情報の調査結果について」を参照ください。

①：2019年12月登録時点の NUCIA 情報を「長期停止」をキーワード検索することで抽出された OE 情報のうち、長期停止期間中の経年劣化に係る OE 情報をスクリーニングした情報（資料2-2の3(1)①(p1)参照)

#### 【説明】

NUCIA 情報は、トラブル等情報の原因を登録する様式としており、トラブル等情報の原因が、長期停止期間中の経年劣化に係るものであれば、当該記載欄に有意な情報が掲載されているものと考え、抽出方法として本方法を採用。

②：各事業者からのヒアリング（資料2-2の3(1)①(p2)参照)

#### 【説明】

NUCIA 情報について、①の検索ワードでは必要な情報が抽出されない可能性があるため、各事業者に、東日本大震災以降の長期停止期間を対象に、①に加える必要がある OE 情報の有無を確認。

③：東日本大震災以前の期間におけるトラブル等情報の分析結果の確認（資料2-2-1の3(1)①(p2)参照)

#### 【説明】

①②の情報に加え、東日本大震災以前に発生したトラブル等情報で、長期停止期間中の経年劣化に係るトラブル等情報の有無を確認するため、事業者の自主活動として、再稼働するにあたり懸案事項を共有するための活動として実施していた、2000～2009年度までに原子炉起動時に発生<sup>\*</sup>したトラブル等情報（NUCIA 情報）の抽出結果（29件）より、長期停止期間中の経年劣化に係る OE 情報の有無を確認。

※：経年劣化事象に関する不具合は、一般的には、長期停止期間中に保管状態としていた機器について通水、通電等を行う起動前工程で顕在化するものと考え、抽出

対象を原子炉起動時に絞ったもの。

また、①～③の調査に加え、NUCIA 登録に満たないような不具合情報で、長期停止期間中の経年劣化に係る不具合の発生状況を確認することを目的に、①～③に加え、各事業者の CAP 情報をサンプル収集しており、この結果を別表 2 に示しています。(資料 2-2 の 3 (1) ②参照)

(b) (a) に従い NUCIA 情報の「長期停止」キーワード検索で抽出された 34\* 件のトラブル等情報は、経年劣化以外の原因によるものも含まれているため、長期停止期間中の経年劣化による情報のみスクリーニングしました。調査結果は、参考資料 2 「国内 OE 情報の調査結果について」を参照ください。

なお、3 件の OE 情報の内訳は、①NUCIA 情報の「長期停止」キーワードから抽出されたものが 2 件、②各事業者からのヒアリングで抽出されたものが 1 件、③東日本大震災以前の期間におけるトラブル等情報の分析結果の確認により得られたものが 0 件です。

※: なお、ガイドライン作成にあたり ATENA にて行ったスクリーニング作業後、NUCIA 通番 13058 の情報に関し、原因調査結果の情報として新たに「長期停止」の用語を使用した情報が登録されたため、2020 年 4 月時点で「長期停止」のキーワードで検索すると、35 件のトラブル等情報が抽出されます。当該情報については、別途、ATENA-WG でスクリーニングを行い、必要に応じて添付資料への反映を検討します。

(c) 回答 (a) を参照ください。

(d) 長期停止プラントに係る経年劣化で、現に不具合として顕在化した劣化の傾向については、NUCIA 情報をベースにした 3 件のみでは件数が少ないため、CAP 情報や海外 OE 情報で拡充し、3 (3) のように一般化しています。

(本頁以下余白)

(3) 「3. 現場経験等(2) 海外 OE 情報」として、「Brown Ferry の 1 号機で現に発生した長期停止期間に保全活動と関係する不具合を EPRI レポートから抽出した」とのことですが、同レポートは非開示です。技術的内容のわかる資料を提示して下さい。

**【回答】**

・ Browns Ferry 1 号機で発生した長期停止期間中の経年劣化に関する事象として EPRI レポートで言及している事象については、米国事業者のライセンス更新申請に係る審査資料で公開されており、公開資料の ADAMS\*通番及び同公開資料の概要説明について、参考資料「海外 OE 情報の調査結果について」に掲載しました。

※ : The Agencywide Documents Access and Management System の略。

(本頁以下余白)

(4) 「5. ATENA ガイドラインへの反映 (3) 別添 A の記載方針」には、「プラント運転期間に影響する可能性がある取替困難機器・構造物である「原子炉圧力容器」「原子炉格納容器」及び「コンクリート構造物」を対象に、経年劣化事象及び保全ポイントを整理した。」とされています。「長期停止期間」と「運転期間」との関係を説明して下さい。

【回答】

- ・別添 A は、長期停止期間中の経年劣化が、再稼働後のプラント運転期間に影響を及ぼさないように保全活動を行うことを促せるよう、長期停止期間中の経年劣化事象がプラント運転期間に及ぼす影響と保全ポイントを技術ベースとして整理したものです。(参考資料 3 の p 1 参照)
- ・「長期停止期間」及び「プラント運転期間」は、それぞれ以下の定義で記載しています。

長期停止期間：

東日本大震災以降に原子炉を停止し、実用炉規則に基づき停止期間がおおむね 1 年を超えた「特別な状態」にある期間を指す。

プラント運転期間：

原子炉等規制法第四十三条の三の三十二に基づく運転期間を指す。

(本頁以下余白)



(5) 「5. ATENA ガイドラインへの反映 (3) 別添 A の記載方針」の「表 9 別添 A において整理した、プラント運転期間への影響の凡例」には、「有」、「無①」及び「無②」の説明がされています。「無②」となった事象については、「プラント運転期間に影響ない」とされていますが、プラント運転期間中の対策は不要という意味ですか。この場合の「プラント運転期間」とは 40 年と考えてよいですか。

【回答】

(1) 「プラント運転期間に影響ない」について

- ・無②に該当する経年劣化事象は、資料 2-2 の別紙 4 「ATENA ガイドライン (別添 A) と技術ベースとの関係」に示すとおり、経年劣化事象に係る技術ベース及び保管環境を踏まえると、長期停止期間中は発生、進展しない、または当該設備に要求される機能に対する影響が極めて小さい劣化であるものと整理したものです。
- ・一方、プラント運転期間中は、無②に該当する経年劣化事象も、劣化の発生、進展が想定されるため、日常保全による機能確保や、プラント運転期間を通じた経年劣化の評価及び当該評価結果踏まえ必要に応じて追加保全を行う必要があります。

(2) 「プラント運転期間」について

- ・「プラント運転期間」は、国内規制において想定される運転期間の最大年数である 60 年を前提としております。
- ・なお、プラント運転期間について、法令上は最大で 60 年と規定されていますが、経年劣化という技術的な観点からは、原子力発電所が安全性を維持し運転すること可能な期間は、個別の機器の経年劣化事象を評価した結果として、各設備の安全機能が維持できるかどうかという観点から定まるものであり、一律に最大 60 年と定まるものではありません。

(本頁以下余白)

(6) 「別紙 1 添付資料及び別添 A の前提とした使用環境」の「図 1 ATENA ガイドラインの技術ベースの前提とする使用環境について」には、使用条件が図示されていますが、始期と終期がどのタイミングなのか、環境条件が具体的にわかるように説明して下さい。

【回答】

- ・ ATENA ガイドラインの技術ベースの前提とする使用環境は、実用炉規則に基づく、停止期間がおおむね 1 年を超えた「特別な状態」にある期間に想定される使用環境としています。
- ・ 「特別な状態」の始期は、個別事業者のプラント状態により、冷温停止状態の維持時、燃料取出後のように様々な前提が考えられますが、より保守側の技術ベースを整理するため、別紙 1 の図 1 のとおり冷温停止状態の維持時を始期として定義しています。また、終期は、各事業者において使用しない機器の保管対策を終了する時期である燃料装荷前としています。
- ・ 「特別な状態」の期間中の個別機器の使用環境について、全ての機器の使用条件や使用環境を踏まえ一律に定義することが困難である一方で、原子力発電所での保全活動を効果的に行うことを促すためには、使用しない機器に対する一般化した知見を整理することは重要であるため、ガイドラインにおいては、資料 2-2 別紙 1 の添付資料①(1)に従い、使用条件として「使用しない」と分類されたものに対する保管環境を資料 2-2 別紙 1 (2)と想定し、この前提の下、添付資料①を整理しています。
- ・ また、別添 A については、具体的な機器・構造物が特定されているため、資料 2-2 別紙 1 表 1 に、想定される使用環境を記載しています。上記の始期・終期を踏まえ、別添 A 対象機器・構造物において具体的に想定した環境条件について、表 6 に示します。

⑥

別添 A の前提とした使用環境について

	冷温停止状態（停止後おおむね 1 年） （始期）		燃料取出中	燃料装荷前 （終期）
	上蓋閉止	上蓋開放		
原子炉圧力容器	内部流体	原子炉冷却材	原子炉冷却材	原子炉冷却材
	温度	100°C未満	100°C未満	100°C未満
	圧力	常圧	常圧	常圧
	燃料集合体	装荷中	装荷中	なし
	その他（PWR）	余熱除去系及び化学 体積制御系を使用	余熱除去系を使用	余熱除去系を使用（定 期運転）
その他（BWR）	残留熱除去系を使用	残留熱除去系を使用	残留熱除去系を使用	
原子炉格納容器	内部雰囲気	空気（常温・常圧）※ <sup>1</sup>	空気（常温・常圧）	空気（常温・常圧）
	温度	運転中のような熱影 響を受けない	運転中のような熱影 響を受けない	運転中のような熱影 響を受けない
	放射線（燃料集 合体の存在）	原子炉圧力容器にあ り	原子炉圧力容器にあ り（取出中）	なし
	機械振動	当該状態で使用する 機器の影響を受ける	同左	同左

※ 1：停止期間がおおむね 1 年経過するまでの間に、原子炉格納容器の内部雰囲気を大気開放状態にすることを想定。

## 海外 OE 情報の調査結果について

国内及び海外の OE 情報については、品質マネジメントシステムに従い、予防処置プロセスの中で継続的に収集・分析しており、経年劣化事象に関連する OE については、継続的に事業者大の枠組みでスクリーニングするとともに、新たな知見が得られた場合は、適宜各事業者の PLM 評価書に反映することとしている。

ATENA ガイドラインの作成にあたっては、これらの OE 情報に対し、長期停止期間中の経年劣化に着目した不具合事例の収集のため、米国の事例について、以下の方法で事例の抽出を行った。(図 1 参照)

## ①米国 OE 分析情報

事業者は、INPO のライブラリ（非公開）に登録されている米国のトラブル等情報について、予防処置プロセスの中で、JANSI を通じて入手している。

この OE 情報のうち、過去に 1 年以上の長期停止を経験し、2000 年以降に再稼働した米国プラント（表 1 参照）で、再稼働時（出力運転開始 1 か月前～3 か月後）に発生した不具合の OE 情報（総数 164 件）を抽出し、その上で、長期停止期間中の経年劣化事象に関する不具合をスクリーニングした結果、4 件が抽出された。

表 1 長期停止経験プラント（停止（始期）別にソート）

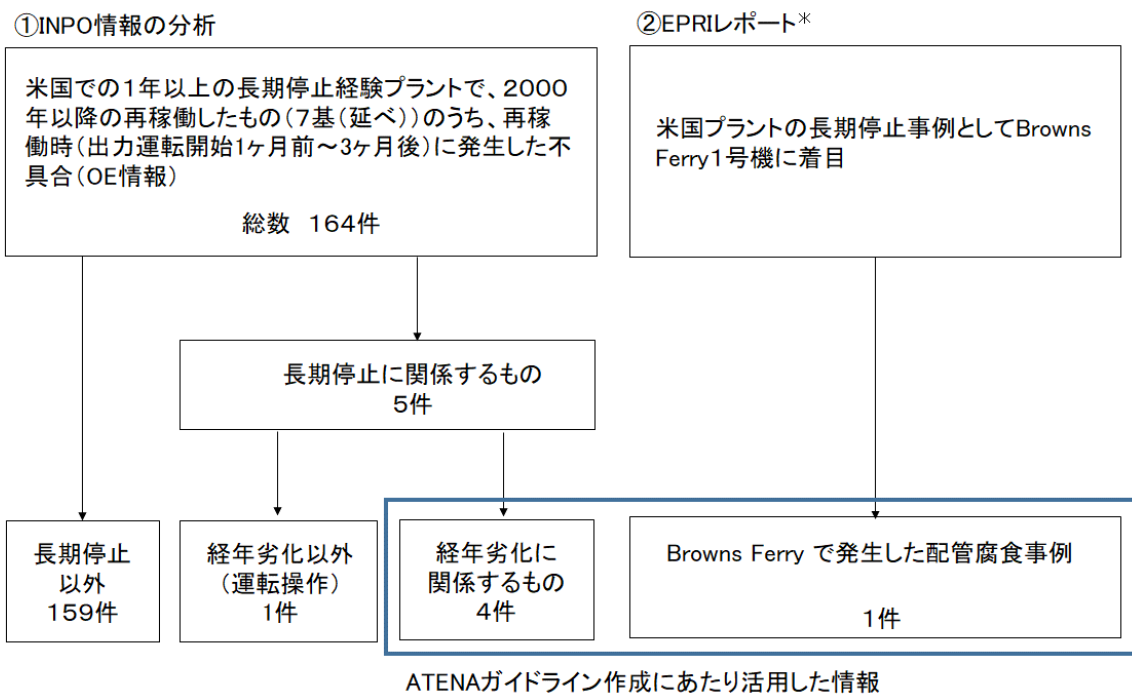
対象プラント	停止（始期）	再起動時期
Browns Ferry 1	1985 年 3 月	2007 年 5 月
D. C. Cook 2	1997 年 9 月	2000 年 6 月
D. C. Cook 1	1997 年 9 月	2000 年 12 月
Davis Besse 1	2002 年 2 月	2004 年 3 月
D. C. Cook 1	2008 年 9 月	2009 年 12 月
Indian Point 2	2000 年 2 月	2001 年 1 月
Fort Calhoun 1	2011 年 4 月	2013 年 12 月

## ②EPRI レポートからの抽出

事業者の経年劣化影響評価技術レポートに対する EPRI レビュー結果では、長期停止期間中の保全活動をレビューする上で参考となる事例として、Browns Ferry 1 号機の長期停止を挙げている。

同レポートにおいては、具体的に発生した事例として、使用しない系統中に、乾燥保管のための排水時に残った原水が滞留すること等で生じた、残留熱除去給水（RHRSW）系統及び原水冷却水（RCW）系統配管の腐食事象を挙げている。

上記①②で抽出された不具合事例を表 2 に示す。



\* : *Materials Reliability Program: Electric Power Research Institute (EPRI) Review of the Japanese Nuclear Operators' (JNOs') Aging Management Plan for Prolonged Shutdown Periods (MRP-435)*: EPRI, Palo Alto, CA: 2018. 3002014336. <https://www.epri.com/#/search/mrp-435/?lang=en-US>

図1 海外OE情報の抽出結果

表2 米国における長期停止期間中に発生した経年劣化事象に関する不具合 抽出結果 一覧

No.	プラント名	停止(始期) 再起動時期	発生時期	件名	事象の原因	関連する 経年劣化事象	経過年数*1
1	Browns Ferry 1	1985年3月 2007年5月	不明*2	残留熱除去給水(RHRSW)システム及び原水冷却水(RCW)系統配管の腐食	RHRSWの腐食は、乾燥保管のために排水を行っていたが、同系統の満水箇所からの湿気が滞留することで生じたものと推定。RCWの腐食は、排水後、弁の漏えいにより水が同系統に再混入したため腐食が発生したものと推定。	滞留水による腐食(全面腐食)	不明*2
2	D.C.Cook 1	1997年9月 2000年12月	2001年2月	タービン動主給水ポンプの復水器真空度低トリップに伴う原子炉手動スクラム	復水器吸い込み側伝熱管において流れを妨げる腐食性スケールが復水器真空度を下げたものの。腐食生成物は、炭素鋼循環水ラインで水位の繰り返しの変動が行われた箇所から発生したものと推定。	腐食生成物による異物付着	3年5ヶ月
3				制御棒バンク選択スイッチ「停止バンク A」位置での制御棒操作で「制御バンク A」が動作	バンク選択スイッチの一時的なオープン回路或いは高抵抗によるものと推定。	導通不良	
4				長期間の運転モード5での高差圧環境下における化学体積制御系弁漏えい	高差圧下での運転が弁シートを損傷させ、弁シート部からの漏えいが発生したものと推定。	腐食(エロージョン)	
5				遠心式充てんポンプの回転部品の異常摩耗の発見	低吸込圧での長期運転の結果によるものと推定。	腐食(エロージョン)	

□:非公開範囲

\*1:停止月(始期)から起算。

\*2:License Renewal Application(ライセンス更新申請)に対するNRC質問に対するTVAの2005年の回答において本件について言及。

関連する公開資料 一覧

No.	NRC 通番* <sup>1</sup>	資料名
1	ML040510241	BROWNS FERRY NUCLEAR PLANT (BFN) - UNITS 1, 2 AND 3 - JANUARY 28, 2004 MEETING FOLLOW-UP - ADDITIONAL INFORMATION
	ML050320208	BROWNS FERRY NUCLEAR PLANT (BFN) - UNITS 1, 2, AND 3 LICENSE RENEWAL APPLICATION (LRA) - RELATING TO SECTION 3.0 UNIT 1 LAY UP QUESTIONS - RESPONSE TO AGING OF MECHANICAL SYSTEMS DURING THE EXTENDED OUTAGE OF BROWNS FERRY NUCLEAR PLANT UNIT 1 - NRC REQUEST FOR ADDITIONAL INFORMATION (RAI) (TAC NOS. MC1704, MC1705, AND MC1706)
	ML053320331	BROWNS FERRY NUCLEAR PLANT (BFN) - UNITS 1, 2, AND 3 -LICENSE RENEWAL APPLICATION (LRA) - SUPPLEMENTAL RESPONSES TO NRC REQUESTS (TAC NOS. MC1704, MC1705, AND MC1706)
2	ML010810230 LER* <sup>2</sup> 番号： 3152001001	Reactor Trip Due to Loss of Main Feedwater Pump
3-5		公開文献なし（法令報告対象外）

\* 1 : 米国 NRC の ADAMS (The Agencywide Documents Access and Management System) の通番を示す。

\* 2 : Licensee Event Report の略（米国規制 10CFR50.73 に基づく事象報告）

(参考)

Browns Ferry1 号機で発生した配管腐食に関する情報  
(公開資料より概要を整理)

OML040510241 (2004 年 2 月) の内容

事業者 (Tennessee Valley Authority : TVA) が行った Browns Ferry の License Renewal Application (LRA) の申請に対し、NRC より経年劣化管理プログラム (AMP) 等に関する追加情報の提示の要求があり、TVA より以下のとおり回答。

<レイアップ状態>

Browns Ferry1 号機では、乾燥保管・湿式保管の「レイアッププログラム」を作成。長期停止期間中、1 号機及び 1~3 号機共用部分のうち保管対象設備等は、以下の 4 つのいずれかの状態で保管されていた。

- 1) Lay-up Program-Dry 湿度 60%以下の目標環境下で乾燥保管を実施
- 2) Lay-up Program-Wet 内部環境：流動体、飽和空気、脱塩水の下で湿式保管を実施
- 3) Dry Lay-up-Not in Lay-up Program レイアッププログラム対象外（湿度を含む空気の下で保管。保管中の湿度管理は実施していない）
- 4) Wet Lay-up-Not in Lay-up Program レイアッププログラム外（処理済水又は原水の下で保管）

<影響評価>

運転延長にあたり織り込むような新たな経年劣化管理プログラムはなし。また、以下の環境のものは、再起動前に潜在的な経年劣化影響の確認のために検査を行う。

- 1) 外部環境（表面：215F° 未満）で空気を内包するもの：
  - ・影響する系統：主蒸気系、給水系及び加熱器のドレン・ベント系
  - ・経年劣化影響：レイアップ中の炭素鋼表面の全面腐食による金属の損耗（炭素鋼の全面腐食は、運転中の温度 215F° 以上の場合は想定不要）。
  - ・1 号機の再起動前には、配管及び機器を点検し、必要に応じ是正処置を実施。
- 2) 内部環境で空気/ガスを内包するもの：
  - ・影響する系統：格納容器不活性ガス系、格納容器空気逃がし系、給水系
  - ・経年劣化影響：炭素鋼や低合金鋼等におけるすき間腐食やピitting、異種金属接触腐食による金属の損耗。鋳鉄や合金における選択腐食による金属の損耗、アルミニウム合金の応力腐食割れによる割れの成長。  
更なる経年劣化影響は、湿気の影響次第。通常運転時は有意な湿気のない空気・ガスの環境にあるが、レイアップ中は湿気の制御は行っていない。
  - ・1 号機の再起動前には、配管を点検し、必要に応じ是正処置を実施。



OML050320208（2005年1月）の内容

TVAのAMPの確認にあたりNRCが提示した追加情報の提示要求に対し、TVAが回答したもの。このうち、原水系の配管腐食に関しては、運転経験に関する説明で以下のとおり述べられている。

残留熱除去給水（RHRSW）のループIは、腐食が発生したので取り替える。当該ループは、当該配管は満水状態の地下配管と繋がっており、地下部の暖気環境下の配管から水蒸気が流れる環境となっていた。

配管等は、水が溜まる可能性のある箇所を検査対象と選定し肉厚測定を実施<sup>\*</sup>。検査結果に応じて取替対象を判断。弁や熱交換器は、目視点検及び必要に応じUTを実施。

<sup>\*</sup>；原水を扱う系統では、検査の結果多くの部位で劣化が見られたため、取替を実施。

OML053320331（2005年11月）の内容

NRCからの以下の追加情報提供の要求に対しTVAが回答を行ったもの。このうち、原水系の配管腐食に関するTVAからの追加情報は以下のとおり。

湿式保管対象設備は劣化の観点から問題となるものは見当たらなかった。乾燥保管対象設備は、一部は、排水をしたが保管環境がコントロールされていない箇所があり、劣化が進展したものがある。具体的には、原子炉建屋内のRHRSWの配管及び原水冷却水（RCW）の小口径配管が挙げられる。

RHRSWの配管は、通常時は川から採取した水を扱っている。原子炉建屋内のRHRSW配管は1985年に排水を行っているが、湿気を多量に含んだ水が残っていた。当該配管は、RHRSWトンネルを通過しており、排水できなかった埋設配管と繋がっていた。埋設部の配管内の水が蒸散し、トンネル内及び原子炉建屋内の配管に混入した。トンネル内の温度は冷たく、RHRSW配管内での劣化進展は発生しなかったが、原子炉建屋内の配管の環境は、65F°～90F°のような環境であった。この環境下で深刻な配管腐食が発生した。UTや目視点検の結果、経年劣化影響は、満水部では見られず、排水後、湿気を含む環境の配管でのみ確認された。この劣化は、3号機でも確認され、必要な配管取替を行った。この経験を踏まえ、1号機についても配管取替を行った。

RCWの小口径配管も排水されていたが、弁の漏えいにより、水が同系統に再混入したため腐食が発生した。

以上

## 国内 OE 情報の調査結果について

ATENA ガイドラインの作成にあたっては、長期停止期間中の経年劣化に着目した不具合事例の収集のため、NUCIA 情報を元に、以下の方法で事例の抽出を行った。

- ① : 2019 年 12 月登録時点の NUCIA 情報を「長期停止」をキーワード検索することで抽出された OE 情報のうち、長期停止期間中の経年劣化に係る OE 情報をスクリーニングした情報

## 【説明】

NUCIA 情報は、トラブル等情報の原因を登録する様式としており、トラブル等情報の原因が、長期停止期間中の経年劣化に係るものであれば、当該記載欄に有意な情報が掲載されているものと考え、抽出方法として本方法を採用。

- ② : 各事業者からのヒアリング

## 【説明】

NUCIA 情報について、①の検索ワードでは必要な情報が抽出されない可能性があるため、各事業者に、東日本大震災以降の長期停止期間を対象に、①に加える必要がある OE 情報の有無を確認。

- ③ : 東日本大震災以前の期間におけるトラブル等情報の分析結果の確認

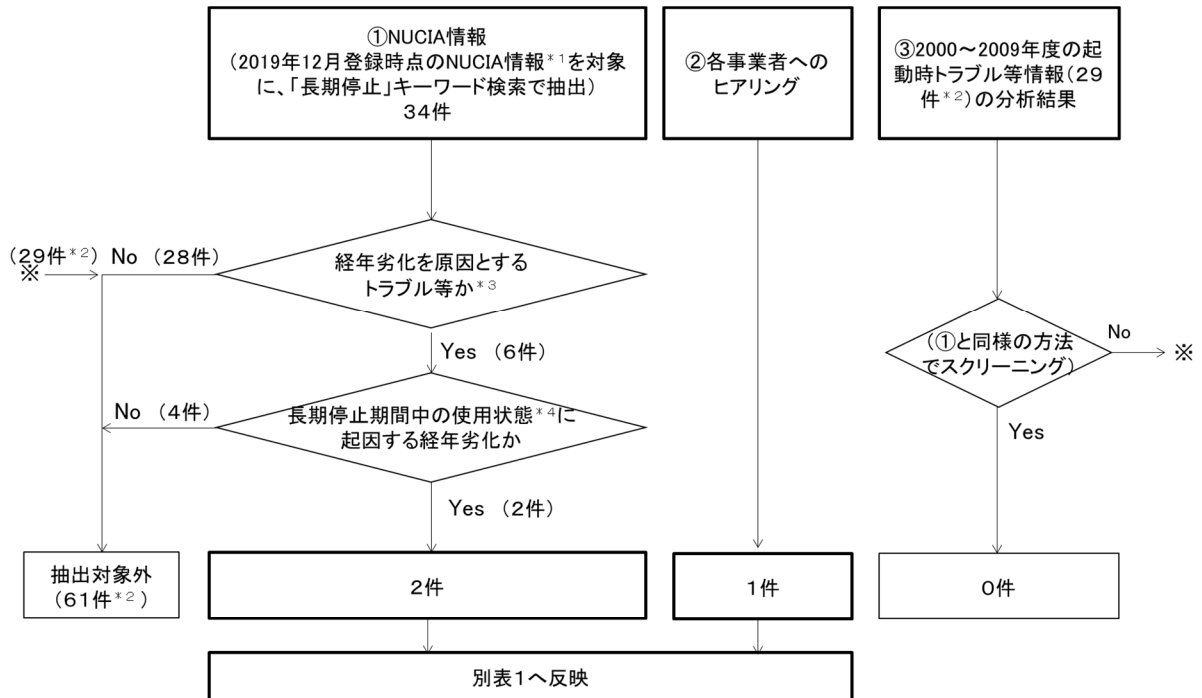
## 【説明】

①②の情報に加え、東日本大震災以前に発生したトラブル等情報で、長期停止期間中の経年劣化に係るトラブル等情報の有無を確認するため、事業者の自主活動として、再稼働するにあたり懸案事項を共有するための活動として実施していた、2000～2009 年度までに原子炉起動時に発生<sup>\*</sup>したトラブル等情報（NUCIA 情報）の抽出結果（29 件）より、長期停止期間中の経年劣化に係る OE 情報の有無を確認。

※：経年劣化事象に関する不具合は、一般的には、長期停止期間中に保管状態としていた機器について通水、通電等を行う起動前工程で顕在化することから、抽出対象を原子炉起動時に絞ったもの。

①～③による抽出結果は、図 1 のとおり。また、それぞれのスクリーニング情報は、表 1～3 参照。

以 上



- \* 1: 2019年12月～2020年4月(第2回会合)の間の情報で、原因調査が行われた結果、「長期停止」の情報を登録したNUCIA情報が1件あるが、上記のフローには当該情報は含めていない。当該情報は、今後ATENA-WGにてスクリーニングを行う。
- \* 2: ③で抽出した情報は、一部①で抽出された情報を含んでいるが、重複している件名も件数としてカウントしている。
- \* 3: NUCIA情報で「時間依存性のある劣化」として各事業者が登録した情報に加え、これ以外の情報でも、NUCIA情報を元に経年劣化に係るものとして取り上げる必要があるものについてATENA-WGにてレビューし抽出。
- \* 4: NUCIA情報を元に、長期停止に伴い、使用しない状態(長期待機状態含む)に変更した、又は通常時と異なる使用状態(連続運転、絞り運用等)に変更したことで劣化が進展した事象に該当するかレビューし、該当するものを抽出。

図1 国内OE情報の抽出結果

表1 NUCIA情報のスクリーニング結果(全文検索「長期停止」で抽出されたトラブル等情報)

No. NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	「長期停止」記載箇所	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
1	12903	2018-中部-M006 浜岡3.5号	換気空調設備フィルタの損傷	【事象の原因】 プラント運転中は定期的なフィルタの点検を実施していたものの、プラント長期停止中については、フィルタの差圧管理のみ実施していたため、フィルタの経年劣化に気が付かず、損傷に至ったものと推定した。	時間依存性のある劣化>劣化 ○		抽出対象外とする 説明:使用する機器の保全方式(時間基準保全)の問題であるため
2	12494	2016-四国-M002 伊方2号	伊方発電所2号機 余熱除去システム配管のひび割れについて	【事象の原因】 調査の結果、配管溶接部のひび割れは、プラント長期停止期間のため、余熱除去冷却器をバイパスする系統での運転を長期実施したことにより、当該配管に大きな振動が発生したことによるものと推定した。	時間依存性のある劣化>疲労割れ ○		抽出対象とする 説明:使用条件の変更により進行した経年劣化に該当
3	12412	2016-中部-M003 浜岡3号	圧力抑制室での異物の確認(原子炉格納容器内塩分除去フィルタの一部破損)	【再発防止対策】 a. 更なるリスク低減 a. の設備対策によって、塩分除去フィルタ損傷の発生リスクは低減できていると考えられるものの、それらに加えてできる限りのリスク低減を実施するため、管理面においても対策を実施する。具体的には以下①～③の管理方法を追加する。 ①塩分除去フィルタ定期取替の実施 取替頻度は、プラント長期停止前の実績(5サイクル毎の本格点検に合わせて取替実施)を踏まえて1回/15ヶ月(3ヶ月/定検×5サイクル)の頻度で取替えることとし、点検計画に反映することで管理していく。 ②塩分除去フィルタ外観点検の実施 実施頻度は、プラント長期停止前の実績(定期点検毎の塩分除去装置運用に合わせて実施)を踏まえて1回/3ヶ月程度の頻度で外観点検を実施する。また、再発防止対策で設置するバツプルプレート及びワッシャヤブルフィルタについても合わせて外観点検を実施することとし、点検計画に反映することで管理していく。	設計・製作不良>設計不良		抽出対象外
4	12441	2016-東北-S002 東通1号	RCCTタービンポンプ室における漏れ	【事象の概要】 高圧炉心スプレイスポンプ点検後の水張り作業を実施していたところ、本来、全閉状態であるべき弁が全閉となっていなかったことから、長期停止中の原子炉隔離時冷却系設備へ水が流入し、空気抜き配管から流出した水がドレン受皿からあふれて床面に漏れ出した。 このため、水張り作業を中断し、漏えいを停止させてふき取りを実施した。また、漏えい水から放射性物質は検出されなかった。 原因調査の結果、水張り作業手順書が確認すべき対象を誤認する可能性のある記載となったため、本来、全閉状態であるべき弁を全閉としなかったことによるものと判断した。 このため、水張り作業手順書、および水張り作業手順書の作成や運用に関わる手順書の見直しを行った。			抽出対象外
5	12319	2015-東北-M001 女川1号	275kV母線保護装置更新工事における女川原子力発電所1号機所内電源の停電の発生について	【事象発生時の状況】 発電所は地震後(3. 11)に長期停止中で275kV母線保護装置の更新作業中であった。 CTキック試験のためのライン構成のために発電機しや断器操作実施していたところ本事象が発生した。	保守・施工不良>施工不良		抽出対象外

表1 NUCIA情報のスクリーニング結果(全文検索「長期停止」で抽出されたトラブル等情報)

No.	NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	「長期停止」記載箇所	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
6	12198	2015-関西-M001	高浜2号	A非常用ディーゼル発電機室内における蒸気漏れについて	<p>【原因調査の概要】 現場調査の結果、配管フランジ部のパッキンの破損を確認した。 (1)施工状況の調査 ・配管フランジのボルト締付力やパッキン面圧は正常であることを確認した。 ・A非常用ディーゼル発電機清水加熱器補助蒸気供給弁を取り外した際、下流側配管にドレン水が滞留していることを確認した。 (2)運転状況の調査 ・運転状況の聞き取りを行ったところ、B非常用ディーゼル発電機の起動準備のため、暖機に用いる蒸気を清水加熱器に通気した際、異音が発生していたことを確認した。 ・プラントの「長期停止」に伴い、補助蒸気の使用を抑制する観点から平成25年8月に非常用ディーゼル発電機の暖機運転を「常時実施」から、「起動前実施」へと変更していることを確認した。</p>	運転・操作不良 運転・操作不良		抽出対象外
7	12041	2014-東京-M016	柏崎刈羽7号	非常用ディーゼル発電機(A)の停止装置に関する軽度な不具合について	<p>【事象発生時の状況】 平成26年5月15日(木)16時頃、7号機において非常用ディーゼル発電機(A)(以下D/G(A))の「長期停止」に伴う点検手入れ後に、機械式過速度トリップ試験(以下試験)を実施したところ、機械式過速度トリップ装置(以下SGガバナ※)のトリップ値が設定範囲から外れてしまったため設定を調整し試験を実施した結果、トリップ値が設定値内(1,130~1,150rpm)にてトリップすることを確認した。その後、再確認の為、試験を実施したところ、調整していないにも関わらずトリップ値が約20rpm低下する事象が確認されたことから試験を中止した。なお、本事象が発生した以前の平成26年2月20日(木)15時30分頃、6号機においても、設定範囲内に収めることが出来ない事象が発生し、トリップ値の設定を調整したが設定範囲内に収めることが出来ず、試験を中止した事象が、確認されている。</p>	運転・操作不良 運転・操作不良		抽出対象外
8	11963	2013-中部-M012	浜岡5号	浜岡原子力発電所5号機	<p>【事象発生時の状況】 当初、塩除去装置の使用期間を約4ヶ月と想定していたため、設備所管課は、定期的な点検は不要と判断し、社内規程に基づき、『補修・取替および改造計画』を策定した。 ところが、運用開始後、設備の不具合による使用中断により、使用期間が当初の想定を超えることとなった。このため、定期的な点検の計画を策定したが、当該計画を『保全計画(※1)』のうち『点検計画』として定めるべきところ、『補修・取替および改造計画』の一環であると認識し、保安規定に基づき『保全重要度』の設定および保安規定に基づく『点検計画』の策定の手続きを実施しなかった。 ※1 『保全計画』とは構造物、系統および機器の適切な単位ごとに点検・補修等の方法、実施頻度および時期を具体的に定めたものであり、『点検計画』、『補修・取替および改造計画』および『特別な保全計画』がある。 『点検計画』とは、点検の方法ならびにそれらの実施頻度および時期を定めたものをいう。『補修・取替および改造計画』とは、補修、取替および改造の方法ならびにそれらの実施時期を定めたものをいう。 『特別な保全計画』とは、地震や事故により、「長期停止」を伴った点検等を実施する場合等の方法および実施時期を定めたものをいう。</p>	保守・施工不良 保守不良		抽出対象外

表1 NUCIA情報のスクリーニング結果(全文検索「長期停止」で抽出されたトラブル等情報)

No.	NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	「長期停止」記載箇所	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
9	11921	2013-東京-M051	柏崎刈羽6号	非常用ディーゼル発電機(C)の停止装置に関わる軽度な不具合について	【事象発生時の状況】平成26年2月20日(木)15時30分頃、6号機(以下K6)において非常用ディーゼル発電機(C)(以下D/G(C))試運転後に機械式過速度トリップ試験(以下試験)を実施したところ、トリップ値にバラツキが生じた。機械式過速度トリップ装置(以下SGガバナ※)にて調整したが設定範囲内に取れなかった。原因調査を進めたところ、平成26年5月15日(木)16時頃、7号機(以下K7)において非常用ディーゼル発電機(A)(以下D/G(A))の <b>長期停止</b> に伴う点検手入れ後に同様の試験を実施したところ、トリップ値が設定範囲から外れていたため設定を調整し試験の結果、トリップ値が設定値内(1,130~1,150rpm)にてトリップすることを確認した。その後、再確認の為、試験を実施したところ、調整していないにも関わらずトリップ値が約20rpm低下する事象が確認されたことから試験を中止した。 ※SGガバナ:SGオーバーハートトリップ装置	運転・操作不良 運転・操作不良		抽出対象外
10	11906	2013-東京-M049	柏崎刈羽4号	原子炉補機冷却海水系ポンプB号機用しや断器の不具合について	【再発防止対策】 (1)当該しや断器について、リンク機構部の分解清掃によるグリースの塗り替えを行う。 (2)リンク機構部の分解点検、グリースの塗り替えを行っていない同型しや断器については、早急にベアスオスオイルを注油するとともに、H26年度中に分解点検、グリースの塗り替えを行う。 (3)アラウンド <b>長期停止</b> 中におけるしや断器の点検計画を、運転サイクルに合わせた管理から暦年管理に見直しする。 (4)リンク機構については、20年程度を超えない時期に工場等において分解点検、グリースの塗り替えを実施する。	保守・施工不良 保守不良 時間依存性のある劣化 劣化	○	抽出対象外とする 説明:使用する機器の保全方式(時間基準保全)の問題であるため なお、ガイドラインの添付資料①には、長期停止期間中の固着の要因として、潤滑油劣化等の可能性がある旨記載した
11	11813	2013-中国-M002	島根1号	1号機長期停止追加工事のうち残留熱除去系計器点検工事	【事象発生時の状況】 <b>長期停止</b> に伴う追加点検工事においてB-PHR出口最小流量(FIS222-2B)の計器点検中、スイッチ動作データが採取できなかった。 マイクロスイッチの固着とみられ、接点となるマイクロスイッチを何度か手で動作させたが、事象は改善されなかった。	偶発的要因 製品の静的要素の故障		
12	11670	2012-東京-M029	福島第一6号	福島第一原子力発電所6号機R/B大物搬入口内側扉の落下について	【再発防止対策】 以上の調査結果(原因)を受けて、以下の対策を実施。 ・制御盤の新規取替 ・ <b>長期停止</b> 後の使用再開時には詳細点検を実施 また、制御盤の新規取替にあわせて、以下の機能を追加。 ・巻き上げ装置に過巻き停止機能を追加 ・過負荷停止機能の追加 ・緊急停止ボタンの設置	時間依存性のある劣化 劣化	○	抽出対象外とする 説明:長期停止期間中の保管環境が原因となり発生した事象ではない

\*: NUCIA情報の「原因分類」欄を抜粋。記載がない情報はブランクとする。

表1 NUCIA情報のスクリーニング結果(全文検索「長期停止」で抽出されたトラブル等情報)

No.	NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	「長期停止」記載箇所	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
13	11638	2012-四国-M001	伊方2号	格納容器じんあい・ガスモニタの不調について	【原因調査の概要】(以下抜粋) b. プラント長期停止中(2号機第23回定期点検中)格納容器内温度の挙動は、ほぼ一定温度(約40℃)で推移している。これは、 <b>長期停止</b> により格納容器内の1次冷却材系統などからの大きな発熱がなく、格納容器内温度制御の範囲内で推移しているからである。一方、格納容器内露点温度は平成24年4月下旬頃から上昇し、その後は、6月下旬～10月下旬にかけてほぼ一定の増加率で上昇し、最大で10月23日に約32℃に至っていることが確認された。 <b>長期停止</b> 中において、1次冷却材系統などからの熱源がない期間が長いことから、格納容器再循環ユニットにおける冷却・凝縮がほとんど期待できず、格納容器内空気はより温度が高い状態となり、格納容器内露点温度の上昇に至ったと考えられる。 また、9月下旬以降において、原子炉補助建家内温度に対して、格納容器内露点温度が上回る状況が確認された。	外部要因>その他外部要因(結露)		抽出対象外
14	11578	2012-東北-M004	女川1号	ほう酸水注入系アキウムレータ給排弁の一部固着について	【事象の原因】 通常運転中は、ほう酸水は温度管理がなされており、析出の可能性は低い。事象発生時は、東日本大震災後の <b>長期停止</b> 中であり、機能要求がないことからほう酸水注入タンク設置の加温ヒータは停止しており、室内温度次第では、ほう酸析出の可能性が否定できない状況であった。	不明>不明	○	抽出対象とする 説明:原因分類は時間依存性の劣化とされていないが、長期停止期間中の保管環境の変化により固着したものであり、抽出対象とする
15	11564	2012-原電-M002	敦賀1号	補機冷却海水ポンプ出口弁からの僅かなじみ	【事象の原因】 原因調査結果より、(A)出口弁及び(B)出口弁が漏えいに至った原因は、孔食に対し、感受性が比較的高いステンレス鋼(SUS13A)をライニング加工せず使用した為、弁箱に孔食による腐食孔が生じ、漏えいに至った可能性が高い。 また、プラントが <b>長期停止</b> 中であつたため、補機冷却海水ポンプの停止期間が、プラント運転中に比べて長かつたことも腐食進展に影響した可能性がある。(当該部の海水が滞留し、弁箱への塩化物イオンの付着、滞留水の溶存酸素濃度の低下により、ステンレスの不動態皮膜が再生されない状態となり、孔食の発生、進展のリスクが高い状態であつたと考えられる。)	保守・施工不良>保守不良		抽出対象外とする 説明:NUCIA情報では、プラントの長期停止期間中の使用環境が腐食速度に影響した可能性が言及されているが、主原因は保守環境(ライニング加工せず使用)のため、抽出対象とはしない
16	11495	2011-東京-M009	柏崎刈羽2,3,4号	長期停止中プラントの計器の点検・校正に関する不適台について	【事象発生時の状況】(以下抜粋) 具体的な点検計画が作成されることはなく、機器の点検が適切に実施されなかつた。その結果、プラント <b>長期停止</b> 中に行うべき「特別な保全計画」に基づいて自ら定めた点検間隔を超過している機器が多数存在することとなった。	保守・施工不良>保守不良		抽出対象外
17	11217	2010-東京-M030	柏崎刈羽1,2,3,4,5,6,7号	点検周期超過機器における保安規定違反に関する根本原因と再発防止対策について	【事象発生時の状況】(以下抜粋) 平成23年度第4回保安検査(平成24年2月27日～平成24年3月9日)において、柏崎刈羽原子力発電所第2号機、第3号機及び第4号機の計測制御設備に関し <b>長期停止</b> に伴う特別な保全計画に基づく保守管理活動の実施状況について確認を受けた際、点検間隔を超過して点検が行われていない「保守管理不備の事象」が多数存在していること(以下、「保守管理不備の事象」)が確認された。	保守・施工不良>保守不良		抽出対象外

\*: NUCIA情報の「原因分類」欄を抜粋。記載がない情報はブランクとする。

表1 NUCIA情報のスクリーニング結果(全文検索「長期停止」で抽出されたトラブル等情報)

No.	NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	「長期停止」記載箇所	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
18	11188	2010-東京-M024	福島第二号	福島第二原子力発電所2号機における主復水器真空度検出器の不具合について	【再発防止対策】 (1)当該伝送器を予備品と交換し、指示計(B22-PIS-656B)の値が他の3つの指示値とほぼ同じであることを確認した。 (2)現在、プラント <b>長期停止</b> に伴い、同型の伝送器は長期保管を実施していることから、長期保管からの復旧時に同型の伝送器を計画的に交換する。 なお、交換時においては、水素透過しにくい改良品の採用を検討する。	設計・製作不良 設計不良		抽出対象外
19	10344	2009-東京-M006	柏崎刈羽7号	運転上の制限逸脱について(RCIC, S/C)	【事象の原因】 (2)その他の調査 その他の調査項目についてポンプ停止を阻害する要因は、確認されなかった。主蒸気止め弁の各部寸法に異常は無く、グリース切れや固着は認められなかったことから、中越沖地震およびその後の <b>長期停止</b> の影響は確認されなかった。	保守不備 保守不全		抽出対象外
20	11993	2008-東京-M040	柏崎刈羽5号	不活性ガス系バタフライ弁の弁動作遅れについて	【原因調査の概要】(以下抜粋) b. 油脂類の酸化劣化 油脂類については、酸化劣化により粘着性(ゲル化)を持つことが一般的に知られており、熱的影響により更に劣化は加速される。また、電磁弁コア部については、プラント <b>長期停止</b> 中は常時励磁されるため熱的影響を受け易いと言える。また、実機で使用された製品のうち弁駆動部で使用されるHVAC-Gは使用温度が200℃まで、電磁弁内部で使用されるDC550・ナイオゲルは使用温度が約250℃までと耐熱性に優れた製品である。一方で弁駆動部で使用されるペーパーストブレーは使用温度が130℃までであった。	時間依存性のある劣化 劣化	○	抽出対象外とする 説明:劣化グリスによる電磁弁コア固着等を原因としているが、グリスの劣化メカニズムまでは特定されていないため、抽出対象外とした。 なお、ガイドラインの添付資料①には、長期停止期間中の固着の要因として、潤滑油劣化等の可能性がある旨記載した
21	9671	2008-北陸-M001	志賀2号	原子炉起動気体廃棄物処理系における水素濃度上昇に伴う原子炉停止について	【事象の原因】 運転時および停止中の通気試験により大気中の硫酸化物が金属触媒表面に付着していたことに加え、原子炉の <b>長期停止</b> 期間中、排ガス再結合器電気ヒータを停止していたことから、排ガス再結合器内部が排ガス復水器内のドレン水により高い湿度の雰囲気中で保管され、金属触媒表面に硫酸塩水和物が生成した。 原子炉起動後、水素と酸素の結合により生成した水を結晶水等として取り込み、白金表面に付着することで徐々に触媒性能を阻害したことにより発生したと推定される。	偶発的要因 その他の偶発的要因(金属触媒の性能劣化)		抽出対象外とする。 説明:性能劣化によるものであり、機械的・電氣的な経年劣化と異なるため



表1 NUCIA情報のスクリーニング結果(全文検索「長期停止」で抽出されたトラブル等情報)

No.	NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	「長期停止」記載箇所	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
22	9651	2007-中部-T020	浜岡1号	復水タンクの腐食について	<p>【事象の原因】 原因調査の結果、復水タンク胴板部に技術基準上の必要厚さを下回る減肉が発生した原因は以下のとおりと推定した。 (1)復水タンクは屋外に設置されており、雨仕舞の高さ以上については直接屋外環境に曝露されているため腐食の発生しやすい環境であったにもかかわらず、復水タンクの点検は現在実施中の第19回定期点検において、平成14年7月に外観点検を実施後、<b>長期停止</b>に伴い今回の点検までの約5年間点検を実施していなかった。 (2)平成19年5月の見直し以前の点検計画には、外表面に腐食を確認した際の肉厚測定の実施や、その判定基準が明確に規定されていなかった。また、腐食状況の記録を行っていなかった。</p> <p>以上より、復水タンク胴板部に技術基準上の必要厚さを下回る減肉が確認された原因は、平成18年度に発生した「浜岡原子力発電所3、4号機窒素補給用配管における技術基準上の必要厚さを下回る腐食事象」と同様、屋外機器に対する点検時期、点検内容の不備により、腐食の進展を適切に把握できなかったためと推定した。</p>	保守不備>保守不全		抽出対象外
23	9503	2007-中部-T015	浜岡1,2号	排気筒(1,2号炉共用)配管貫通部の腐食について	<p>【原因調査の概要】(以下抜粋) b.過去の不具合反映状況 平成19年度に、3、4号機不活性ガス系窒素補給用配管取替工事に係る工事計画無用の原因究明の一環で行った調査の過程で、取替前の配管が外表面の腐食により、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(以下、「技術基準」という。)に定める配管厚さを満足していなかったことを確認した。 この事象の原因は、保全活動の不備によるものと推定され、再発防止は、目視点検において、外表面からの腐食が確認された場合の肉厚測定及びその判定基準を点検計画に規定するとともに、点検計画に基づく目視点検を、毎定期点検時(1,2号機は、<b>長期停止</b>のため維持点検時)に行うこととした。</p>	保守不備>保守不全		抽出対象外
24	9314	2007-東京-M039	福島第一4号	制御棒18-19引抜操作不具合について	<p>【再発防止対策】 PCVL/TのようにCRD点検以外でCRDポンプを<b>長期停止</b>した場合、CRDポンプ起動後に駆動水、冷却水、充填水のヘッド一部や各配管の曲がり部に溜まっている空気を各ヘッドアーベントから空気抜きを行う。</p>	その他>その他		抽出対象外
25	9316	2007-東京-M024	福島第一4号	制御棒30-51挿入操作不具合について	<p>【再発防止対策】 PCVL/TのようにCRD点検以外でCRDポンプを<b>長期停止</b>した場合、CRDポンプ起動後に駆動水、冷却水、充填水のヘッド一部や各配管の曲がり部に溜まっている空気を各ヘッドアーベントから空気抜きを行う。</p>	その他>その他		抽出対象外
26	9328	2007-東京-M016	福島第一4号	制御棒10-43及び42-43挿入操作不具合について	<p>【再発防止対策】 PCVL/TのようにCRD点検以外でCRDポンプを<b>長期停止</b>した場合、CRDポンプ起動後に駆動水、冷却水、充填水のヘッド一部や各配管の曲がり部に溜まっている空気を各ヘッドアーベントから空気抜きを行う。</p>	その他>その他		抽出対象外

表1 NUCIA情報のスクリーニング結果(全文検索「長期停止」で抽出されたトラブル等情報)

No.	NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	「長期停止」記載箇所	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
27	9317	2007-東京-M010	福島第一4号	制御棒18-27引抜操作不具合について	【再発防止対策】 PCVL/TのようにCRD点検以外でCRDポンプを長期停止した場合、C RDポンプ起動後に駆動水、冷却水、充填水のヘッド一部や各配管の曲がり部に溜まっている空気を各ヘッドベントから空気抜きを行う。	その他>その他		抽出対象外
28	9318	2007-東京-M011	福島第一4号	制御棒34-35挿入操作不具合について	【再発防止対策】 PCVL/TのようにCRD点検以外でCRDポンプを長期停止した場合、C RDポンプ起動後に駆動水、冷却水、充填水のヘッド一部や各配管の曲がり部に溜まっている空気を各ヘッドベントから空気抜きを行う。	その他>その他		抽出対象外
29	8662	2006-中部-M018	浜岡5号	5号機 第1抽気逆止め弁(A)の部品交換について	【事象調査の概要】 平成18年6月15日の浜岡5号機タービン自動停止によりプラントが長期停止したことを受け、第2回定期点検で交換する予定のガスケットについて前倒しして交換を実施することとした。その際、弁メーカーから推奨された1.7mm厚シート黒鉛製ガスケットを採用した。			抽出対象外
30	8589	2006-中部-S017	浜岡1号	1号機 タービン建屋地下1階における海水の漏えいについて	【再発防止対策】 ・当該弁を新品に取り替えた。 ・弁の排水配管を、海水が滞留しないよう、排水弁に向かって下り勾配となるよう変更する。 ・排水弁および排水弁から排水収集槽につながる配管内部の清掃を実施した。 ・排水を行う場合は、排水弁に砂等の異物が無いことを確認し、必要に応じて清掃する。なお、長期停止中である1号機及び2号機について、海水を抜く、当該系統と同様に水抜き保管している他の排水配管について調査し、排水弁に向かって下り勾配となっている配管がないことを確認した。 ・原子炉炉心が長期停止していたことに伴い、起動中のドライウェル内点検時に原子炉圧力が早めに低下することは想定していたものの、原子炉圧力の低下に伴う給水系吐出弁バランス管からの給水の増加量を予測できなかったこと、及び原子炉水位上昇時の対応操作として、CUW系排出ライン流量制限器バイパス弁(G33-F025)の開操作について運転手順書に記載がなかったため、CUW系排出ライン流量制限器バイパス弁(G33-F025)の開操作が遅れ、「原子炉水位高(L-8)」の警報に至った	その他>その他		抽出対象外
31	2495	2004-東京-M024	福島第二2号	原子炉起動時における原子炉水位高事象の発生について	【再発防止対策】 (1) シリンダーの接続棒を新品と取替えた。 (2) 潤滑油がシリンダー内に侵入しない様、潤滑油バイパスラインの弁(常時閉)の上流側に閉止栓を取り付けた。 尚、潤滑油バイパスラインは長期停止期間主軸受に潤滑油を供給するため54年度定検時に設置されたものであるがヒストン冷却用の潤滑油が主軸受に供給されることが判明したため、潤滑油バイパスラインの弁は閉止して運用してきた。 従って、今回の潤滑油バイパスラインの弁の上流側に閉止栓を取り付けることは高圧注水系ディーゼル機関の機能に対して影響を与えない。	保守不備>保守不全		抽出対象外
32	1059	1983-原電-T021	敦賀1号	高圧注水系ディーゼル機関の接続棒の曲りについて	【再発防止対策】 (1) シリンダーの接続棒を新品と取替えた。 (2) 潤滑油がシリンダー内に侵入しない様、潤滑油バイパスラインの弁(常時閉)の上流側に閉止栓を取り付けた。 尚、潤滑油バイパスラインは長期停止期間主軸受に潤滑油を供給するため54年度定検時に設置されたものであるがヒストン冷却用の潤滑油が主軸受に供給されることが判明したため、潤滑油バイパスラインの弁は閉止して運用してきた。 従って、今回の潤滑油バイパスラインの弁の上流側に閉止栓を取り付けることは高圧注水系ディーゼル機関の機能に対して影響を与えない。	保守不備>保守不全		抽出対象外

表1 NUCIA情報のスクリーニング結果(全文検索「長期停止」で抽出されたトラブル等情報)

No. NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	「長期停止」記載箇所	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
33	1981-東京-T045	福島第二1号	タービン湿分分離器水位高による原子炉自動停止について	<p>【再発防止対策】 上記の原因に鑑み以下の対策を実施することとした。 (1) 湿分分離器水位高のトリップタイマー設定値の見直しを行った。 (2) CIV開閉試験にあたっては湿分分離器内ドレン水位が試験開始前の状態に戻らないうちに、次の弁の開閉試験を実施しないようにした。 なお、今回の不具合の直接原因はCIV開閉試験時のドレン排出に関する設計余裕が十分でないことに起因したものであることより、次回<b>長期停止</b>を利用して、設計的により余裕をもたせた対策を実施する予定である。</p>	設備不備 製作不完全		抽出対象外
34	1981-東京-T039	福島第二1号	中性子束(熱流束相当)高トリップによる原子炉自動停止について	<p>【事象の原因】 スクラム発生前の原子炉再循環駆動水流量の指示記録から、中性子束(熱流束相当)のトリップ設定値を算出すると80~91%となる。一方、この時のAPRM指示は75~80%であったことから判断して、中性子束高(熱流束相当)トリップに至ったものと考えられる。 この原因は、今回のように原子炉<b>長期停止</b>(約10日間)後の起動でXe(ゼノン)が過少な場合には、目標制御棒パターン完成後、出力保持を行い、Xeの蓄積を行うべきであったのを、出力上昇マニュアルにおいて、出力保持することが明記されていなかったため、Xe蓄積を待たずに原子炉再循環流量による出力上昇を行ったためである。</p>			抽出対象外

表2 各事業者からのヒアリングで得られた長期停止期間中の経年劣化に係るトラブル等情報

No.	NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	「長期停止」記載箇所	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
1	12794	2017-九州-M002	玄海3号	脱気器空気抜き管からの蒸気漏れ	なし 関連記載 【事象の原因】 3B脱気器の第5空気抜き管には外装板及び保温材が施工されており、外装板の隙間より雨水などが浸入し外面からの腐食が引き起こされ、さらに長期間湿潤環境となったことにより、それが進展し貫通に至ったと考えられる。	外部要因>風雨	○	抽出対象とする 説明：長期停止期間中に保管環境が変わることによって劣化が進展したものであるため。

表3 NUCIA情報のスクリーニング結果(2000～2009年度の原子炉起動時に発生したトラブル等情報)

No. NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	事象の原因 (当該欄がNUCIA情報にない場合は、事象の概要を記載)	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
1	2268	2002-中部-M006 浜岡2号	ジェットポンプ計装配管ユニ オン部の補修について	当該ユニオンは、平成3年2月に行われたジェットポンプ計装ラック取替の際に取り付けられている。この時のユニオンの締め付け時にオリングを一部抜き込んだか、又は、締め付け不足があったため、長年の運転中の圧力によりオリング溝から徐々にオリングがはみ出し、これによりシール性能が低下し、にじみに至ったものと推定される。	設備不備>施工不 完全		抽出対象外
2	2329	2003-東京-S098 福島第二3号	原子炉隔離時冷却系機能検査(社内検査)時における警 報の発生について	定期検査後の調整運転中の平成16年3月16日、RCIC機能検査(社内検査)時において、検査項目の一つである原子炉水位低(L-2)の模擬信号を発生させ、RCIC系が自動起動することを確認するため、A系の当該制御盤内端子とナイフスイッチをケーブルで接続し、運転性能検査を行い終了した。続いて、もう一つの検査項目である原子炉水位低(L-2)の模擬信号を発生させ、注入弁が全開することを確認するため、B系の制御盤内端子とナイフスイッチをケーブルで接続しようとしたところ、B系で接続すべきケーブルを使用せず、A系に接続していたケーブルを使用するためケーブルを外す作業を開始した。ケーブルを外す際に、制御盤側を外す前にナイフスイッチ側のケーブルを外したところ、外したケーブルを短絡させたため「RCIC系原子炉水位低(L-2)」ANNが発生した。			抽出対象外
3	2322	2003-東京-M055 福島第一4号	高圧注水系ポンプ駆動用ター ビン回転数検出器の不具合	(1)速度検出器を取り付けの際に0点設定を誤った。(速度検出器がバルブスギアに接していると誤認した。) (2)速度検出器のロックナットを締め付けロックする際、ダイヤルゲージの指示が変化したことにより気が付かなかった。 (3)ロックナット締め付け後、キヤップゲージにて間隙の再確認を実施する様な手順になっていなかった。	設備不備>施工不 完全		抽出対象外
4	2380	2004-東京-S007 柏崎刈羽3号	主発電機励磁装置の不具合 について	柏崎刈羽原子力発電所3号機は、平成14年8月10日から第7回定期検査を実施し、平成16年4月14日より発電開始に向けて慎重に起動操作を行っていたが、4月17日、主発電機励磁装置の動作確認試験を行ったところ、主発電機電圧の確立ができず、中央操作室に「発電機励磁系故障」警報が発生した。現場確認の結果、主発電機励磁制御盤内の初期励磁用限流抵抗器(以下「限流抵抗器」という)の損傷確認、また、励磁装置の点検を行い、限流抵抗器以外に異常がないことから「発電機励磁系故障」は、限流抵抗器損傷(断線)による故障であることを確認した。当該損傷限流抵抗器については、同一仕様品である当所2号機の主発電機初期励磁用限流抵抗器と交換(健全性確認後)し、復旧するとともに主発電機電圧が正常に確立されることを確認した。			抽出対象外

\* : NUCIA情報の「原因分類」欄を抜粋。記載がない情報はブランクとする。

表3 NUCIA情報のスクリーニング結果(2000~2009年度の原子炉起動時に発生したトラブル等情報)

No. NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	事象の原因 (当該欄がNUCIA情報にない場合は、事象の概要を記載)	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
5	2378		1号機タービン建屋屋上作業時における作業員の微量な放射線被ばくについて	(1)タービン建屋の屋上の線量上昇の認識が不足していた。 (2)PTW受付・許可時における人身安全に対する認識が不足していた。 (3)プラント運転中のタービン建屋屋上の管理区域化についての明確な決まりがなかった。 (4)放射線管理グループへの問い合わせ・回答を文書で行うことの手順がなかった。 (5)タービン建屋屋上への昇降禁止の表示及び理由が無く、物理的な措置が不十分であった。 (6)「鍵管理要領」に対して運転管理・設備保全及び人身安全の観点から厳格な実施が不十分であった。 (7)当直業務が設備保全及び人身安全に直結しているという自覚が低かった。 (8)「特別措置エリア及び管理区域境界等における鍵管理要領」が誤解を招きやすい記載であった。 (9)「特別措置エリア及び管理区域境界等における鍵管理要領」についての説明が不十分であった。 (10)協力企業が当直に鍵を借りに行った際、当直において当該の鍵が、放射線管理Gで管理していることが分かる仕組みになっていなかった。 (11)非定常な作業、作業環境が変わる可能性がある作業に対しては、事前の現場確認を実施すると意識が不足していた。 (12)タービン建屋屋上の線量上昇に対し、放射線管理の立場から早急に対応するという意識が不足していた。	その他>その他		抽出対象外
6	2402	2004-東京-M009	柏崎刈羽5号 原子炉格納容器高電導度サンプ流量測定装置の故障について	流量計下流側の配管(20A)の詰まりによる。	保守不備>保守不 完全		抽出対象外
7	2495	2004-東京-M024	福島第二2号 原子炉起動時における原子炉水位高事象の発生について  (①のNo.32と同じ)	原子炉が長期停止していたことに伴い、起動中のドライウエール内点検時に原子炉圧力が早めに低下することは想定していたものの、原子炉圧力の低下に伴う給水系吐出弁バランス管からの給水の増加量を予測できなかったこと、及び原子炉水位上昇時の対応操作として、CUW系排出ライン流量制限器バイパス弁(G33-F025)の開操作について運転手順書に記載がなかったため、CUW系排出ライン流量制限器バイパス弁(G33-F025)の開操作が遅れ、「原子炉水位高(L-8)」の警報に至った。	その他>その他		抽出対象外
8	2496	2004-東京-M025	福島第二2号 原子炉建屋および原子炉建屋付属棟における水の漏えいについて	原因調査結果から、手動弁及び迷がし弁から漏えいした原因は、以下の通りであったものと推定された。 (1)当直員は、LCW受タンクの水位が上昇傾向であったことから、流入元を特定するため、手順書を作成した。 (2)当直員は、圧力変更点は認識していたが、手動弁(G12-F014)までがCUW系の設計圧力の範囲であると思いついてしまったため、手動弁(G12-F014)を「閉」とする手順にしてしまった。 (3)調査手順書を作成する際の注意事項が明確になっていなかった。 (4)以上の理由から、設計圧力への配慮が不足していた調査手順書に従って、手動弁(G12-F014)を「閉」にした結果、設計圧力0.98MPaの範囲にCUWの圧力(約8MPa)が加わり、手動弁(G12-F014)のグランド部、及び迷がし弁(G33-F041,F078)のフランジ部に漏えいが発生した。	故障・過失>作業者の過失		抽出対象外

表3 NUCIA情報のスクリーニング結果(2000~2009年度の原子炉起動時に発生したトラブル等情報)

No. NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	事象の原因 (当該欄がNUCIA情報にない場合は、事象の概要を記載)	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
9	2525	福島第二2号	原子炉冷却材浄化系保持ポンプ(A)出入口差圧計につながる配管継ぎ手部からの漏えいについて	調整運転中の福島第二2号機において、平成16年9月4日午前11時56分頃、運転員がバトロール中、原子炉建屋5階原子炉冷却材浄化系保持ポンプ室(A)通路において水漏まりを発生した。調査の結果、漏えいは同ポンプ出入口差圧計につながる配管の継ぎ手部からであることがわかり、同差圧計を収納している計器ラックの入口弁を閉鎖することにより漏えいは止まった。その後、当該継ぎ手部の増し締めを行い漏えいがないことを確認した。また、当該部を分解した結果、異常は認められなかったことから、今回の漏えいの原因は、継ぎ手部の締付け不足によるものと推定。当該継ぎ手部については、9月5日、パッキンを新品に交換し、復旧した。なお、漏えいした水は、約2.6リットルで、放射線量は約7×10 <sup>-2</sup> ベクレルだった。これによる外部への放射能の影響はない。			抽出対象外
10	2542	福島第二2号	福島第二原子力発電所2号機使用済燃料プールの内におけるピニール片等の発見・回収について	2号機は、調整運転中のところ、9月13日9時55分頃、当社運転員がバトロール中、使用済燃料プール内においてピニール片らしきもの等4個を発見した。このピニール片らしきもの等のうち2個については、同日11時13分頃回収し、ピニール片であることを確認した。回収したピニール片は最大で約25mm×25mmの大きさであり、床や手すり等の養生として使用しているものの一部がざれ落下したものと推定した。残りの2個については、回収の際に燃料プール冷却浄化系へ流れしたが、スキマサージタンクのコミを取るフィルターで適切に処理されるため安全上の問題はなく、定期清掃時に回収予定である。			抽出対象外
11	2593	福島第二4号	原子炉隔離時冷却系における運転上の制限の逸脱	作業性が悪いこともあり、今回のガシメ部の大きさが前回と比べ小さく、かつ、カンメ部の位置が外側になったため、プッシングの廻り止めが不十分となりR/C確認運転中にプッシングがゆるみ、その結果、弁体側に抜け出し弁体と弁蓋の間に挟まったことにより、弁が全開しなかったものと推定された。	保守不備>保守不完全		抽出対象外
12	2611	福島第二4号	主蒸気流量検出器の運転上の制限からの逸脱について	(1)第7回定期検査時の計装配管改造時に、計装配管内部の異物確認を開先面の浸透探傷検査前に実施し最終的な異物確認記録(チェックシート)がなく、ウエスが混入していないことは確認できていないことから、この時に混入した可能性がある。なお、異物確認を浸透探傷検査前に実施した原因は、監督者の配管工事の経験が不足していたため動員したのと思われる。 (2)主蒸気流量Dの低圧側計装配管内にウエスが混入したまま復旧したため、計装配管の水張り時に押されて、オリフィス下部に滞留した。 (3)オリフィス下部にウエスが滞留したままでも、主蒸気管の圧力測定は可能であり主蒸気流量の測定値は他の流量計と同じであったが、過渡変化については応答が遅くなった。 (4)このため、高圧側の圧力と低圧側の圧力アンバランスが生じてしまい、過渡時の主蒸気流量Dの挙動が他の主蒸気流量の挙動と逆となった。なお、主蒸気流量Dの流量大の検出器(2個)の応答が遅いことが安全性に影響を及ぼす可能性について検討した結果、主蒸気流量が他の検出器(14個)により正常に検出され主蒸気隔離弁の開機能が達成されるため、問題ないことを確認した。	保守不備>保守不完全		抽出対象外

\* : NUCIA情報の「原因分類」欄を抜粋。記載がない情報はブランクとする。

表3 NUCIA情報のスクリーニング結果(2000~2009年度の原子炉起動時に発生したトラブル等情報)

No. NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	事象の原因 (当該欄がNUCIA情報にない場合は、事象の概要を記載)	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
13	2635	福島第二4号	RCICタービン排気逆止弁のシートループによるD/W圧力の低下	RCICの運転によって、排気逆止弁の弁体のすわりが悪くなり、シートループが発生したことによって、タービンのグラント部からN2が漏えいし、D/W圧力が低下したと推定された。	保守不備>保守不完全		抽出対象外
14	2779	福島第一6号	原子炉建屋内における水漏れ	水漏れの原因について調査した結果、サンピット点検時には流入水を仮設ポンプで排出することとしていたが、仮設ポンプを使用可能な状態にしていなかったことや、使用前検査に際して事前にサンピットの水位が低いことを確認し、これまでの経験から使用前検査を実施しても問題はなないと考えたが、予想よりも流入量が多めであったため、冷却水が溢れたことが分かった。また、サンピットの点検に際して、点検時期や作業準備工程に関する作業関係者間での事前調整が不足していたことが分かった。			抽出対象外
15	2884	福島第一6号	原子炉格納容器低電導度廃液サンプリング流量増加について	漏えいの原因は、以下のように推定される。 B系ドレン弁については、今回の定期検査時における水抜き後の復旧水張り時における弁閉操作時に弁シート部にスケール等が噛み込んだことにより漏えいが発生した。 その後の漏えいによる熱の影響で弁体及び弁座に微少なひびみが生じ、シート部の当たりが不均一になったこと及び漏えいに伴う軽度なエロージョンによりシート部の隙間が徐々に大きくなったことから漏えい量が緩やかに増加していった。 一方、A系については、一次弁(F051A)にスケールの付着、二次弁(F052A)にスケール等噛み込みと思われる傷及び二次弁に軽度なエロージョンが確認されていることから、スケール等の噛み込みによる漏えいがあったものと思われるが、A系は当たりに不均一な箇所が確認されなかったことからB系に比べ、漏えいが少なかったものと考えられる。	保守不備>保守不完全		抽出対象外
16	9188	2007-東北-S038	制御棒操作中における動作不良について	原子炉起動段階の出力上昇のための制御棒操作時に、制御棒の1/2子※引抜き操作を行ったところ、2/2子引抜ける事象が3本の制御棒において計4回発生した。いずれの事象についても、事象確認後、速やかに制御棒を所定の位置に戻しており、安全上問題のないことを確認した。 原子炉起動後の定期試験で、全ての制御棒について1/2子挿入・引抜き試験を実施した結果、動作が正常であることを確認した。 なお、原因は、制御棒駆動水配管内に空気が混入したことによるものと推定される。			抽出対象外
17	9189	2007-東北-S039	高部出力領域モータ検出器の制御基板の不良について	女川1号機の起動過程において、高部出力領域モータ検出器(以下、「LPRM検出器」という。)の校正作業時に、中央制御室にあるLPRM検出器の制御基板1枚(以下、「当該基板」という。)のモード切替スイッチを操作したところ、当該基板の出力指示が変動する事象が発生した。 原因は、当該基板のモード切替スイッチの接触不良と推定した。 当該基板の交換を行い、異常の無いことを確認した。			抽出対象外



表3 NUCIA情報のスクリーニング結果(2000~2009年度の原子炉起動時に発生したトラブル等情報)

No. NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	事象の原因 (当該欄がNUCIA情報にない場合は、事象の概要を記載)	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
18	9192	2007-東北-S044	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量測定計器のずれについて	高圧注水系の弁棒損傷(7月3日お知らせ済み)の水平展開として、原子炉隔離時冷却系(以下、IRCIC)という。)試験用調整弁の開度調整を行うために、RCICポンプを起動したところ、ポンプ起動直後の出口流量測定計器にわずかな指示低下を確認した。なお、ポンプの性能には問題がないことを確認した。 調査の結果、RCICポンプが停止している場合には流量が0m <sup>3</sup> /hになるところ、計器のわずかなずれにより、約5m <sup>3</sup> /hの流量が出ていることを確認した。 原因は、計器を新品に交換した際に発生することがある計器のずれであり、RCICポンプ起動時に配管内の圧力が変動したため、当該計器信号がわずかに変化し、指示値が低下したものと推定した。その後、出口流量発信器の校正を行い、出口流量指示値が正常に戻ったことを確認した。	製 作 不 良		抽出対象外
19	9791	2008-北陸-M004	発電機出力50%における気体廃棄物処理系の水素濃度の上昇事象について	調査結果から、白金酸化物による触媒の一時的な性能低下が一つの要因とすれば、以下のメカニズムが考えられる。 ①白金酸化物による初期の触媒活性の低下により、水素と酸素の初期再結合反応余裕度(再結合可能水素量-流入水素量)が低下した。 ②20%出力程度までは、再結合器への流入水素量が少ないために、流入水素量は再結合可能水素量を下回り、出口水素濃度は低く維持された。 ③50%出力では再結合器への流入水素量が増大したこと、及び触媒活性が十分でなかったことにより、流入水素量に対し再結合可能水素量が十分ではなく、その結果、排ガス除湿冷却器出口水素濃度が上昇した。 ④出力を80%まで上昇させたことにより、再結合器への流入水素量はさらに増大したが、触媒温度の上昇に伴い白金酸化物の還元等により白金酸化物が減少し、触媒活性が向上することにより、再結合可能水素量が増大した。これにより、出口水素濃度が低く、安定に推移した。 ⑤その後発電機出力を下げた際に、また、本並列から定格電圧出力に至る際にも、再結合可能水素量が流入水素量を上回り出口水素濃度は上昇しなかった。 また、事象発生後引き続き調査を実施していたところ、他プラント(浜岡4・5号機)でも同様な事象が発生していたことがわかり、以下の原因が推定された。 ⑥触媒の製造方法の変更でベーマイト組織が多くなり白金の活性表面積が減少し、低圧タービンに塗布した液状バッキンの一部が揮発し排ガス再結合器に流入し白金表面を覆ったことで触媒性能が低下した。	設計・製作不良 製作不良		抽出対象外
20	9901	2008-関西-M003	A-余熱除去ポンプメカニカルシールからの漏えいに伴う保安規定の運転上の制限の逸脱について	シールリング背面にシールリングの製作時に発生したと思われる当たりが得られない箇所が存在したため、摺動面での当たり状況にバラつきが生じていた。その結果として、運転中に摺動面で偏摩耗が発生し、カーボン摩耗粉が多く発生した。さらにポンプ停止により、メカニカルシールラッシング水(自己潤滑)が停止し、ポンプ軸からの伝熱によりメカニカルシール(スリーブ)の温度が上昇したことから、熱伸びにより摺動面の当たり状況が変化し漏えい(カーボン摩耗粉を含む水)が発生したものと推定される。	その他 その他		抽出対象外

表3 NUCIA情報のスクリーニング結果(2000~2009年度の原子炉起動時に発生したトラブル等情報)

No. NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	事象の原因 (当該欄がNUCIA情報にない場合は、事象の概要を記載)	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
21	10225	2008-東北-T015 女川1号	女川原子力発電所1号機発電機出力上昇過程における制御棒1本の全挿入について	原因は、制御棒駆動水圧系の空気抜き作業を原子炉運転中に実施したことによるものです。また、原子炉運転中に当該作業実施に至った原因は、以下のとおりです。 (1)作業を承認、了解した管理職および原子炉主任技術者は、制御棒駆動機構は一定以上の差圧があると制御棒が挿入されること、およびアキムレータ出口圧力が原子炉圧力より低下した場合においても原子炉圧力が制御棒駆動機構下部に印加され、確実に制御棒が挿入される構造になっていることを知っていたものの、説明時に今回の空気抜き作業の実施可否判断に必要な技術的情報がなく、自らも確認しなかったことから、原子炉運転状態で当該作業を実施すると、制御棒が挿入される可能性に気付くことができなかつた。 (2)今回の作業手順は、本来、原子炉停止中(大気圧状態)における空気抜き作業の手順であったが、適用範囲(運転状態等)が明記されていなかった。 (3)原子炉起動過程の各段階で、プラントデータ、作業完了の状況およびパトリロールの結果等について評価を行うために実施している「起動時健全性評価会」において、制御棒が2ノッチ引き抜ける事象については、情報提供が行われたものの、報告事項が審議事項かの位置付けが不明確であり出席者もその取り扱いについて確認しなかつた。このため、2ノッチ引き抜ける事象への措置の可否については議論が行われなかつた。			抽出対象外
22	10293	2009-東北-S001 女川1号	給水加熱器ドレンポンプ(B)軸封部の監視強化について	女川原子力発電所1号機(沸騰水型、定格電気出力52万4千kW)は、第18回定期検査の調整運転中、給水加熱器ドレンポンプ*1(B)軸封部(メカニカルシール)*2からシール水がわずかにしみ出していることを確認した。 漏えい量はわずかであり、給水加熱器ドレンポンプ(B)の機能に影響を与えないものではなかったが、漏えい量の監視を強化していく。 なお、この事象による発電所周辺への放射能の影響はない。 また、本事象は法律に基づく報告事象ではない。 これまで、漏えい量を監視していましたが、漏えい量はわずかで、減少傾向にあり、給水加熱器ドレンポンプ(B)の機能に影響を与えるものではないことから、継続して漏えい量の監視強化を行いながら4月8日に発電機出力を上昇させることとした。			抽出対象外
23	10318	2009-東北-M001 女川1号	高圧注水系の運転上の制限を満足しない事象について	当該プラント部については、過去にガスケットの交換実績がないことから、ガスケットの経年劣化によりシール性能が低下し、漏えいに至ったものと推定する。	保守不備 完全		抽出対象外

\* : NUCIA情報の「原因分類」欄を抜粋。記載がない情報はブランクとする。

表3 NUCIA情報のスクリーニング結果(2000~2009年度の原子炉起動時に発生したトラブル等情報)

No. NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	事象の原因 (当該欄がNUCIA情報にない場合は、事象の概要を記載)	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
24	10344	2009-東京-M006 柏崎刈羽7号	柏崎刈羽原子力発電所7号機運転上の制限逸脱について(RCIC, S/C)  (①のNo.20と同じ)	1. RCICポンプが停止できなかった原因 今回の定期検査において主蒸気止め弁の点検を行った際に、リミットスイッチを調整し、ストローク調整を実施したが、施工要領書における弁駆動部のリミットスイッチ調整方法の記載が不十分であったことから、当該弁の弁体と弁箱が当たりハッチングが効いて、引張力が高めたこととなつたため、当該ラッチ機構が動作しづらくなったものと推定される。また、RCIC運転直後のホット状態では、運転停止後のコールド状態に比べ、引張力が若干大きくなっていていたことから、コールド状態よりも停止しづらい状態となつていていたものと推定された。なお、主蒸気止め弁駆動部のリミットスイッチを調整し、ストローク調整を実施したのは運転開始以降初めてであった。 2. S/C水位が高警報に至つた原因 RCICの確認運転前にこれまでの運転経験に基づきS/C水位を低下させ、RCICタービン使用蒸気排気による水位上昇対策を講じると共に、確認運転後は4個の水位計の内1個のS/C水位高警報が発生直後にS/C水移送の準備を開始したが、S/C水位の変動に対する配慮が足りなかったことから、RCICタービン使用蒸気排気およびRHR, RCICの運転による水の循環運転の影響を受けたS/C水位のハンチングにより、別の水位計の警報が瞬時発生したものと推定された。	保守不備>保守不 完全		抽出対象外
25	10591	2009-東京-S005 柏崎刈羽7号	柏崎刈羽原子力発電所7号機タービン駆動給水ポンプ(B)確認運転時における地絡警報の発生について	地震直後の起動操作中の柏崎刈羽原子力発電所7号機において、タービン駆動給水ポンプの起動試験を実施していたところ、平成21年5月13日の20時18分頃、B系の駆動タービンを昇速する段階で計測系の電気回路に漏電を示す警報(地絡)が数秒間発生した。接続する電気回路のケーブルに振動を与えるなどの調査を行った結果、事象が再現(地絡警報が発生)したため、ケーブルに絶縁処理を実施した。その後、タービン駆動給水ポンプB系の起動試験を再実施し、地絡警報が発生しないことを確認した。			抽出対象外
26	10355	2009-東京-S006 柏崎刈羽7号	電動機駆動原子炉給水ポンプ給水流量調節弁の開度表示器の不具合	平成21年5月15日、午後1時9分、主タービンを起動した後に、発電機の仮並列による発電開始の準備を進めていたところ、午後5時27分頃、「計算機検出器故障J」の警報が発生し、その後、運転中の電動機駆動原子炉給水ポンプ(B)の給水流量調節弁の状態が正しく表示されなくなり、現場の状態にして、当該原子炉給水ポンプ(B)の給水流量調節弁の開度表示器を点検・修理・調整することとし、あわせて、もう1台ある電動機駆動原子炉給水ポンプ(A)の給水流量調節弁の開度表示器の点検も実施することとした。 調査の結果、給水流量調節弁を絞った状態で電動機駆動原子炉給水ポンプを運転していた際、当該弁に取り付けられている開度発信器に加わる振動により、開度発信器のゼロ点調整部等にズレが生じ、当該弁の開度表示が実際の弁の開度と異なる事象が発生したものと推定した。			抽出対象外

\* : NUCIA情報の「原因分類」欄を抜粋。記載がない情報は「ブランク」とする。

表3 NUCIA情報のスクリーニング結果(2000～2009年度の原子炉起動時に発生したトラブル等情報)

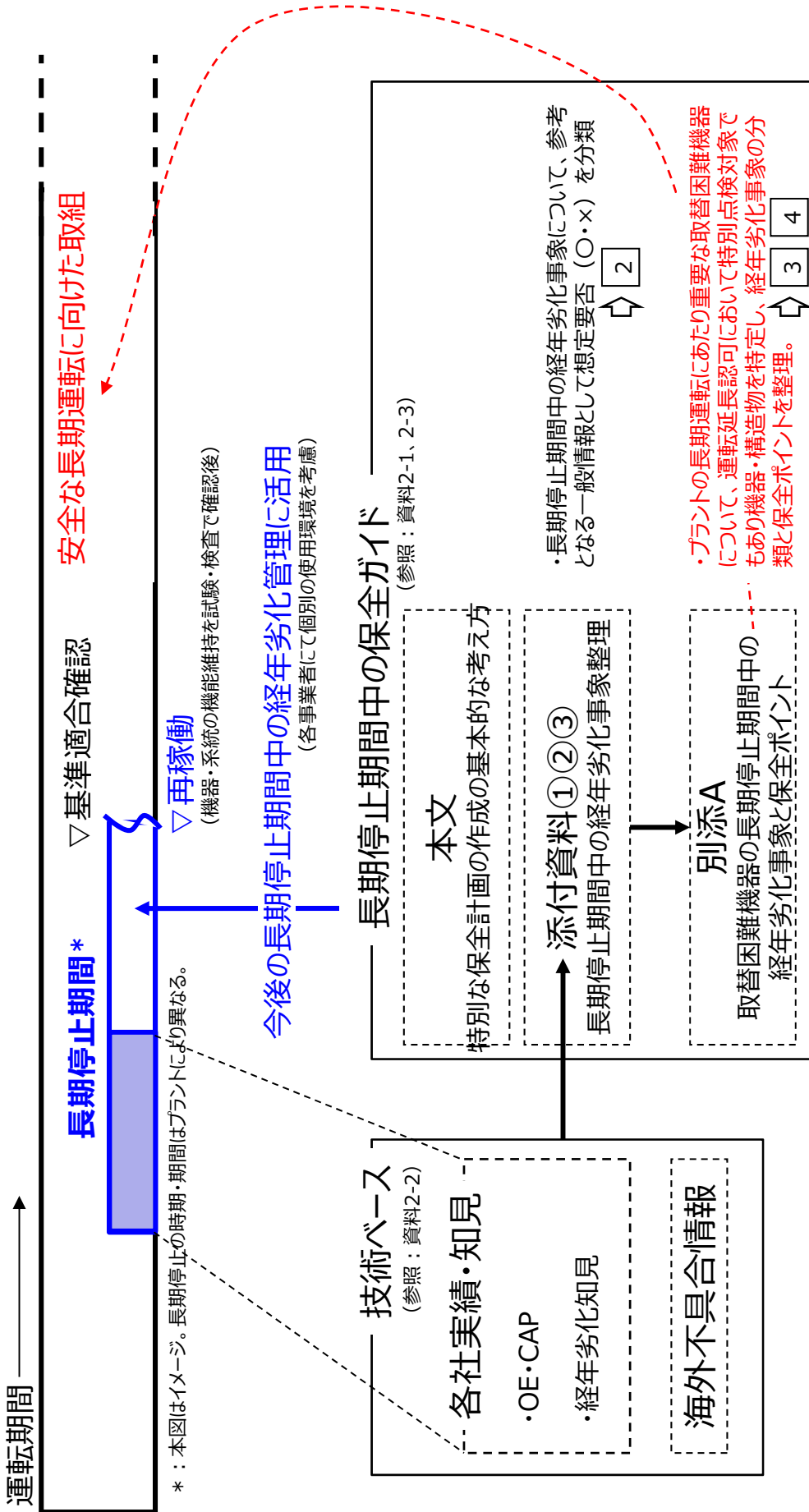
No. NUCIA通番	報告書番号	ユニット名	件名	事象の原因 (当該欄がNUCIA情報にない場合は、事象の概要を記載)	原因分類*	経年劣化に該当	別表1の抽出対象
27	10572	2009-東京-M008 柏崎刈羽7号	主排気筒からのヨウ素の検出について	原因は以下の通りと推定した。 (1)原子炉給水ポンプ内部の圧力が高い状態(プラント低出力時)において、ヒータドレンポンプのインサービスに伴い抽気蒸気に含まれるヨウ素133を含む原子炉給水ポンプの内部水の一部が給水ポンプシール水戻り配管に混入した。 (2)タービン駆動原子炉給水ポンプ(A)については、(B)に比べてシール水に混入するポンプ内部水が多かった。 (3)原子炉給水ポンプシール水戻り配管に設置されるステッキベント開口部の大気開放された箇所から復水回収タンク室に漏れ出すヨウ素133の排気量が増加し、同タンク室の換気空調系を通じ主排気筒へ導かれ、主排気筒放射線モニタのサンプリング測定にてヨウ素133を検出したものと推定した。	その他>その他		抽出対象外
28	10594	2009-東京-S013 柏崎刈羽7号	柏崎刈羽原子力発電所7号機 高圧ヒータードレンポンプ(C)のモーターとポンプの軸結合部からの潤滑油の漏れについて	柏崎刈羽原子力発電所7号機は、地震点検後の起動操作中のところ、平成21年6月2日、高圧ヒータードレンポンプ(C)のモーターとポンプの軸結合部からごくわずかに潤滑油のしみおよび、床面への滴下が確認された。なお、漏れ量が極微量なことからポンプの運転状態には異常はなかった。 その後、念のため、予定されていた制御棒のバターン調整に合わせて同ポンプを停止し、軸結合部のグリス注入口の増し締めおよびコーキング処理を行い、漏れのないことを確認した。			抽出対象外
29	10567	2009-東京-S014 柏崎刈羽7号	柏崎刈羽原子力発電所7号機 プラント全体の機能試験におけるタービン駆動原子炉給水ポンプ(A)吐出弁からの漏れについて	当所7号機は、平成21年5月8日よりプラント全体の機能試験を開始し、定格熱出力一定運転中だが、本日午後1時頃、タービン建屋地下1階(管理区域内)にあるタービン駆動原子炉給水ポンプ(A)吐出弁上蓋部付近からわずかな湯気状の漏れがあることを確認した。その後、弁上蓋の増し締めを行った結果、午後2時40分頃漏れは停止した。 建屋内の放射線モニタの指示値に変動はなく、本事象に伴う外部への放射能の影響はない。			抽出対象外

\* : NUCIA情報の「原因分類」欄を抜粋。記載がない情報はブランクとする。

# 参考：ガイドラインの位置づけ

参考資料 3

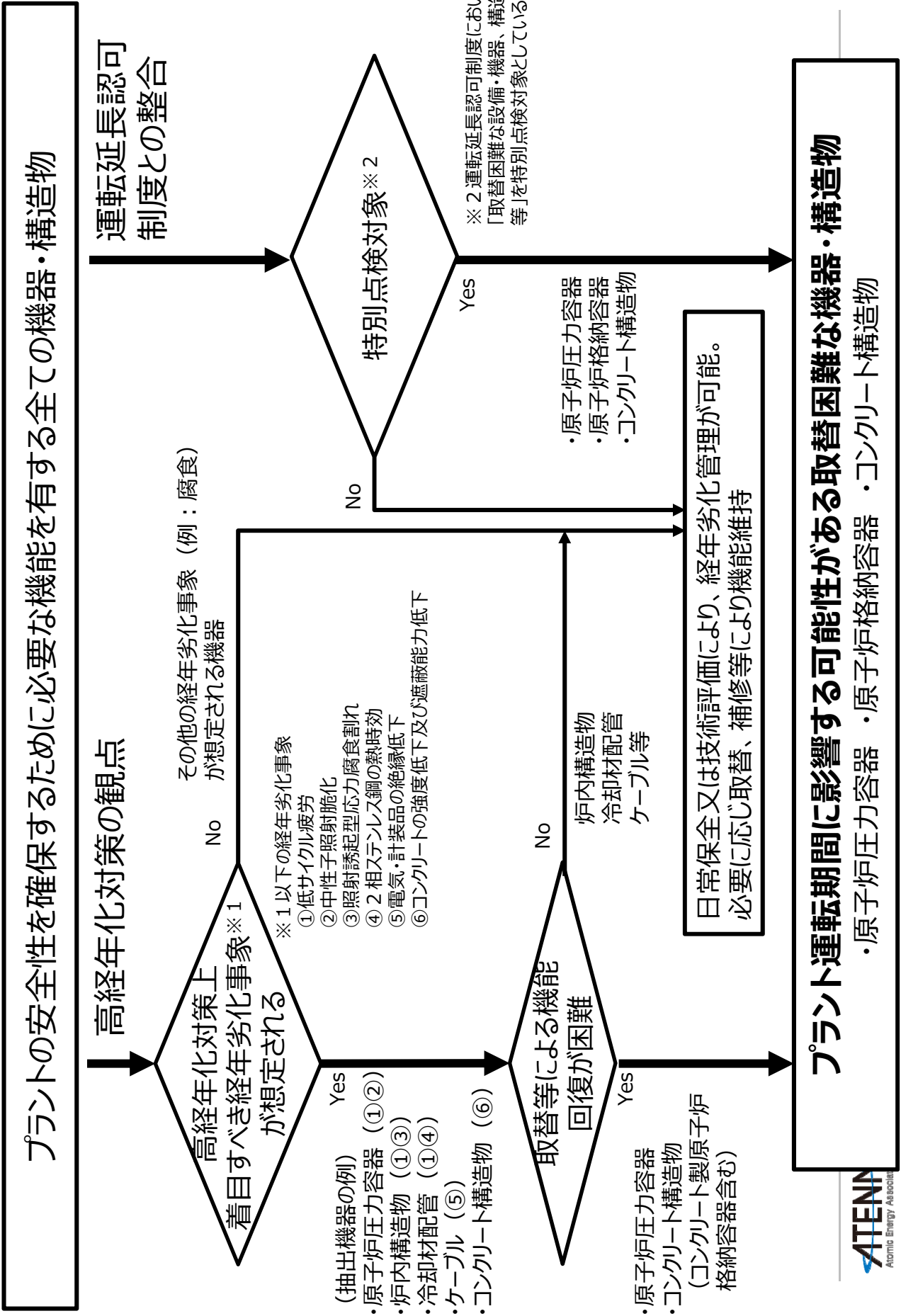
1



# 参考：長期停止期間の経年劣化の分類

分類	経年劣化事象の傾向	経年劣化事象の例	ATENAガイドへの反映
長期停止期間中に使用しない機器等	<p>保管状態次第で経年劣化事象は進展する可能性</p>	<p>腐食 ⇒ 停止中も進行する可能性</p> <p>固着 ⇒ 停止に伴い進行する可能性</p>	<p>添付資料①</p> <p>想定要否を「O×」で分類</p>
	<p>経年劣化事象は進展しない</p>	<p>中性子照射脆化、疲労</p>	
長期停止期間中に使用する機器等	<p>使用に伴い経年劣化は進展</p>	<p>腐食 (全面腐食) ⇒ 通常保全サイクルと変わりなし</p> <p>摩耗 ⇒ 通常よりも使用頻度が増える場合は、通常保全サイクルよりも経年劣化事象程度が大きくなる可能性</p>	<p>(PLM学会標準参照)</p> <p>添付資料②</p>
	<p>経年劣化は進展 (緩やか)</p>	<p>コンクリート構造物の強度低下 (要因例：中性化、塩分浸透)</p>	<p>添付資料③</p>

# 参考：取替困難機器抽出フロー



## 参考：別添A（長期停止期間中の保全ポイント）

4

機器・構造物	経年劣化事象	長期停止期間中の保全ポイント
原子炉圧力容器	応力腐食割れ 腐食	水質管理等
原子炉格納容器	腐食	塗膜管理
コンクリート構造物	中性化、塩分浸透	定期的な点検（目視点検）及び必要に応じた補修等