

第4章

原子力発電所の安全確保対策

1. 原子力発電所の安全確保の基本的な考え方

原子力発電所の安全確保の最大の目的は、発電所周辺における公衆を、放射線災害から守ることであり、その基本となる考え方は、深層防護 (Defense in Depth) の思想である。

深層防護については多くの説明文書があるが、例えば、国際原子力機関 (IAEA) の基本的安全原則 (Fundamental Safety Principles) の原則8「事故の発生防止」には、「事故の影響の防止及び緩和の第一の手段は深層防護である」との説明がある。

深層防護とは、一つは多段の安全対策を用意しておくことであり、もう一つは、各段の安全対策を考える時には、他の段での安全対策には期待せず、当該の段だけで安全を確保するとの考えである。なお、後段の対策を考える時は前段の対策がどのように厳重なものであっても、それが突破されると想定することであり、これは「前段否定の考え方」と呼ばれている。

IAEAの安全基準の一つである「原子力発電所の安全：設計」(SSR-2/1 (Rev. 1)) では、深層防護の考え方を設計に適用し、5つの異なる防護レベルにより構築している。原子力規制委員会は、「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」の中で、IAEAが採用している深層防護の考え方について次のように解説している。

第1の防護レベルでは、通常運転状態からの逸脱と安全上重要な機器等の故障を防止することを目的として、品質管理及び適切で実証された工学的手法に従い、発電所が立地、設計、建設、保守及び運転されることを求めている。

第2の防護レベルでは、発電所で運転期間中に予期される事象（設置許可基準規則では「運転時の異常な過渡変化」と定義）が事故状態に拡大することを防止するために、通常運転状態からの逸脱を検知し、管理することを目的として、設計で特定の系統と仕組みを備えること、それらの有効性を安全解析により確認すること、さらに運転期間中に予期される事象を発生させる起因事象を防止するか、その影響を最小に留め、発電所を安全な状態に戻す運転手順を確立することを求めている。

第3の防護レベルでは、運転期間中に予期される事象又は想定起因事象が拡大して前段のレベルで制御できず、設計基準事故に進展した場合において、固有の安全性及び工学的な安全の仕組み又はその一方並びに手順により、事故を超える状態に拡大することを防止するとともに発電所を安全な状態に戻すことができるよう求めている。

第4の防護レベルでは、第3の防護レベルでの対策が失敗した場合を想定し、事故の拡大を防止し、重大事故の影響を緩和することを求めている。重大事故等に対する安全上の目的は、時間的にも適用範囲においても限られた防護措置のみで対処可能とするとともに、敷地外の汚染を回避又は最小化することである。また、早期の放射性物質の放出又は大量の放射性物質の放出を引き起こす事故シーケンスの発生の可能性を十分に低くすることにより実質的に排除できるよう求めている。

第5の防護レベルでは、重大事故に起因して発生しうる放射性物質の放出による影響を緩和することを目的として、十分な装備を備えた緊急時対応施設の整備と、所内と所外の緊急事態の対応に関する緊急時計画と緊急時手順の整備を求めている。

なお、IAEAは、2024年発行のIAEA安全報告書シリーズ「Assessment of Defence in Depth for Nuclear Power Plants」No. 46 (Rev. 1)において、深層防護の概念の包括的な適用を評価するための手法を更新し、原子力発電所に適用される際の5つのレベルと、それぞれの目的、必要な手段を2つの解釈に分けてまとめている。

表. IAEA SAFETY REPORTS SERIES No. 46 (Rev. 1)で示された多重防護のレベル

防護レベル (解釈1)	目的	主要な設計手段	主要な運転手段	防護レベル (解釈2)
レベル1	異常な運転と故障の防止	監視・制御システムを含む、通常運転システムの堅牢な設計と高い建設品質	運転上の制限と条件、および通常運転手順	レベル1
レベル2	異常な運転の制御と故障の検出	制限・保護システムおよびその他の監視機能	異常時運転手順書および/または緊急時運転手順書	レベル2
レベル3	3a 設計基準事故の制御	安全系	緊急時運転手順書	レベル3
	3b 炉心溶融を防止するための設計拡張条件の制御	著しい燃料劣化を伴わない設計拡張条件のための安全機能	緊急時運転手順書	レベル4
レベル4	シビアアクシデントの影響を緩和するための設計拡張条件の制御	炉心溶融を伴う設計拡張条件のための安全機能	技術支援センター、シビアアクシデント管理ガイドライン	
レベル5	放射性物質の重大な放出による放射線学的影響の緩和	オンサイトおよびオフサイトの緊急時対応施設	オンサイトおよびオフサイトの緊急時計画および手順	レベル5

そのほか、安全設計においては、その信頼性確保のためにさまざまな配慮がなされている。以下、例を挙げる。(設置許可基準規則等より抜粋)

多重性 :	同一の機能を有し、かつ、同一の構造、動作原理その他の性質を有する2以上の系統又は機器が同一の発電用原子炉施設に存在すること
多様性 :	同一の機能を有する2以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、これらの構造、動作原理その他の性質が異なることにより共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれないこと
独立性 :	2つ以上の系統又は機器が、想定される環境条件及び運転状態において、物理的方法その他の方法によりそれをお互いに分離されることにより、共通要因又は従属要因によって、同時にその機能が損なわれないこと
フェイルセイフ :	安全装置の一種。たとえ誤りや失敗が起きても、安全を保障するための機構。機械やシステムを暴走させないための歯止めや異常時の自動停止機能を含む
インターロック :	誤った操作による事故を防止するシステム

(1) 福島第一原子力発電所事故の教訓

福島第一原子力発電所事故では、地震や津波などの外的事象により、深層防護の幾つものレベルに同時に影響が及び、以下の問題点などが挙げられた。

- ・ 外的誘因事象、特に、自然現象に対する防護が、結果から見れば十分でなかった。津波高さの予測法が未熟であり、低頻度事象まで考えても十分な裕度をもった「設計基準ハザード (D B H : Design Basis Hazard)」を設定すべきところ、津波については十分な想定がなされていなかった。
- ・ シビアアクシデント対策として用意されていたアクシデントマネジメントの信頼性が十分ではなかった。「設計基準」を超える事態が発生した場合には、アクシデントマネジメントにより、シビアアクシデントの発生を防止し影響を緩和することになっていたが、地震動及び津波やその結果として起きたシビアアクシデントが、施設内及び施設周辺にもたらす環境条件等を十分には考慮していなかったため、実際の事故条件下でのアクシデントマネジメント実施が困難であった。
- ・ 「想定を超える事象」への「柔軟な対応策」が欠如していた。事前にどんなに考えたとしても、安全対策には想定漏れがあり得ることを考えれば、最悪の事態を避けるために、たとえば、可搬式の安全設備などを用意しておけばよかつた。米国では既にそうした対応もなされていたが、我が国ではなされていなかった。

これらの経緯も踏まえ、福島第一原子力発電所事故後に策定された新規制基準では、シビアアクシデントも規制の対象に含めることになった。

原子炉等規制法の設置許可基準規則においては、深層防護の考え方を踏まえ、設計基準対象施設と重大事故等対処施設を明確に区別している。IAEAの安全基準との関係では、「設計基準対象施設」として第1から第3の防護レベルに相当する事項を、「重大事故等対処施設」として主に第4の防護レベルに相当する事項がそれぞれ規定されている。

なお、所内および所外の緊急事態の対応に関する緊急時計画等の整備（深層防護のうち第5の防護レベル）等は要求事項とされていない。第5の防護レベルに関する事項については、わが国の法制度上、「災害」の一形態としての「原子力災害」に対し、国、地方公共団体、事業者等がそれぞれの責務を果たすこととされており、災害対策基本法および原子力災害対策特別措置法によって措置されている。

(2) シビアアクシデント対策に係る過去の経緯

1978年3月に米国スリーマイル島原子力発電所2号機で炉心が溶融する過酷な事故（シビアアクシデント）（以下、TMI事故という）が起きたことを契機に、各国でシビアアクシデントへの対処策（アクシデントマネジメント）が用意された。

そこでは、シビアアクシデントのリスクを定量的に評価するとともに、施設固有の弱点を同定できる、確率論的安全評価（PSA）の結果が参照された。

例えば、米国では、TMI事故以降、原子力規制委員会（NRC）の主導で、原子力発電所のシビアアクシデント問題を解決し終結させるための多くの計画が実施されたが、その一環として、事業者が個々のプラントについてのPSAを実施してプラント特有のリスク寄与因子を同定し、それに基づいてアクシデントマネジメントが整備された。

我が国では、1987年に原子力安全委員会が原子炉安全基準専門部会に共通問題懇談会を設け、シビアアクシデントに対する考え方、P S A、シビアアクシデントに対する格納容器の機能等について検討することとした。同懇談会は、1992年に最終報告書を原子力安全委員会に提出し、シビアアクシデントの発生防止及び影響緩和のためのアクシデントマネジメントの整備を勧告した。

原子力安全委員会は、我が国でもシビアアクシデントのリスクを更に小さくする上で、この報告書の内容は妥当であるとして、同年5月に「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」を発表し、事業者が効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備し、万一の場合にこれを的確に実施することを強く奨励するとともに、アクシデントマネジメントの促進・整備等に関する行政庁の役割を明確化した。

これを受け、通商産業省は、アクシデントマネジメントに関する検討の進め方について同省の対応方針をまとめ、同年7月に「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」を発表した。その報告書では、日本では、シビアアクシデントの発生の可能性は十分小さいため、「アクシデントマネジメントは事業者が自主保安の一環として実施するものである」と位置づけ、アクシデントマネジメントがなされているか否か、あるいはその具体的対策内容の如何によって、原子炉の設置または運転を制約するような規制的措置を要求しないとした。

通商産業省は、このような前提の下で、実施されるアクシデントマネジメントの技術的有効性について確認・評価を行うこととし、その上で、各事業者に対し以下を要請した。

- ・ 1993年末までに、個々の施設についてのP S Aを実施し、その安全上の特性を把握し、アクシデントマネジメント策候補の検討を行うこと
- ・ その後速やかに、この検討結果に基づいてアクシデントマネジメントの整備を行うこと
- ・ それより後は、定期安全レビュー（P S R）等において、アクシデントマネジメントを定期的に評価すること

その後、各電力会社は、1994年3月に、アクシデントマネジメント計画案を通商産業省に提出した。

通商産業省では、評価結果の不確実さや、耐震設計や設計基準事象への悪影響の有無等を考慮しつつこれらの報告書のレビューを行い、各電力会社のアクシデントマネジメント整備計画等を妥当とし、1994年10月にレビュー結果を原子力安全委員会に報告した。

2. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全対策

(1) 概要

2011年3月11日、東北地方太平洋沖で発生した地震により、運転中の東京電力㈱福島第一原子力発電所1～3号機が緊急停止した。地震により送受電設備などが損傷したが、非常用ディーゼル発電機が作動し、炉心の冷却が行われた。

この時点では、電源設備や注水、除熱のための設備などの安全上重要な設備の損傷はなかったが、その後の津波到来により、1～4号機が設置されている敷地のほぼ全域が浸水し、海水ポンプが破損するとともに、タービン建屋などの内部にも浸水し、配電盤や直流電源などの電源設備が使えなくなり、全交流電源喪失と同時に直流電源が喪失し、全電源喪失に至った。このため、原子炉への注水や原子炉内の水位や圧力などの状態監視が不可能となった。

このため、1～3号機では、原子炉停止後に圧力容器への注水ができなくなり、圧力容器内の水が枯渇、燃料の温度が上昇して、水素が大量に発生、燃料の溶融、圧力容器の損傷、格納容器の損傷、原子炉建屋への水素や放射性物質の放出に至るという経過をたどった。

冷却できなかった大きな要因は、電源の喪失により「冷やす」系統を運転・制御できなくなったことであり、電源や「冷やす」機能を失ったタイミングは各号機で異なるが、事故の経過の概要は、ほぼ同じものであった。

4号機は、地震発生時に定期検査中で運転を停止しており、原子炉の燃料はすべて使用済燃料プールに取り出されていたが、3月15日早朝に原子炉建屋で水素爆発が発生した。この原因是、3号機で発生した水素が排気管を通じて4号機に流れ込んだためと推定された。

本事故により、原子力安全・保安院は、3月12日に国際原子力・放射線事象評価尺度（INES：International Nuclear and Radiological Event Scale）において、レベル3（重大な異常事象）と暫定評価した後、同日、レベル4（事業所外への大きなリスクを伴わない事故）、同月18日にはレベル5（事業所外へリスクを伴う事故）、4月12日にはレベル7（広範囲な影響を伴う事故）に引き上げ、IAEAに通報している。

原子力規制委員会は、福島第一原子力発電所事故を踏まえた新たな規制基準を策定し、2013年7月8日に施行した。新規制基準では、地震・津波などの自然災害や火災などへの対応の充実、多重性・多様性・独立性を備えた信頼性のある電源・冷却設備の機能強化など、従来の基準が強化された。

また、それまで事業者が自主的に実施していた炉心損傷の発生を想定したシビアアクシデント対策および意図的な航空機衝突などのテロリズムを想定した対策を新たに規制対象として事業者に求めている。

○シビアアクシデント対策

福島第一原子力発電所事故においては、地震や津波などの共通要因により、安全機能が一斉に喪失し、その後のシビアアクシデントの進展を食い止めることができなかった。

このため、原子力規制委員会は、それまで事業者が自主的に実施していたシビアアクシデント対策を規制対象とし、複数の機器の故障など設計基準を超える事象を想定した炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策を求めた。また、格納容器が破損した場合なども想定した放射性物質の拡散抑制対策などの対策も求めている。

○意図的な航空機衝突などのテロリズムを想定した対策

原子炉建屋への意図的な航空機衝突などのテロリズムを想定した対応については、海外の知見を基に新たに事業者に求めた項目であり、原子炉施設が大規模に損壊する事態が生じた場合でも、可搬型設備等による炉心損傷防止や格納容器破損防止のための対策、格納容器の破損を防止するための設備を格納した施設（特定重大事故等対処施設）の設置を求めている。

(2) 設備対策

1) 電源確保

福島第一原子力発電所事故においては、地震による受電系統の電気設備の損傷等の理由で外部から受電できず、また、建屋への浸水により非常用ディーゼル発電機等の電気設備がほぼ同時に水没・浸水し機能を失った。

このため、事業者は、外部電源の強化策として、送電線の碍子について耐震性を強化したものに取り替えるとともに、外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機が起動しない事態（全交流電源喪失）においても電源を確保できるようにするために、海水冷却を必要としない空冷式非常用発電装置や電源車を配備し、全交流電源喪失時においても炉心冷却のために必要なポンプ等の機器や原子炉の温度、圧力等を計測する計器に電源を供給するための対策を講じた。

また、既設の高電圧開閉装置が機能喪失する場合も想定して、空冷式非常用発電装置からこれらの機器、計器に直接給電するための補助切替盤を設置するなど電源供給に関する信頼性等の向上が図られた。さらに、空冷式非常用発電装置が使用できない状態を想定し、他号機からの電力融通を行うための号機間電力融通ケーブルが敷設された。

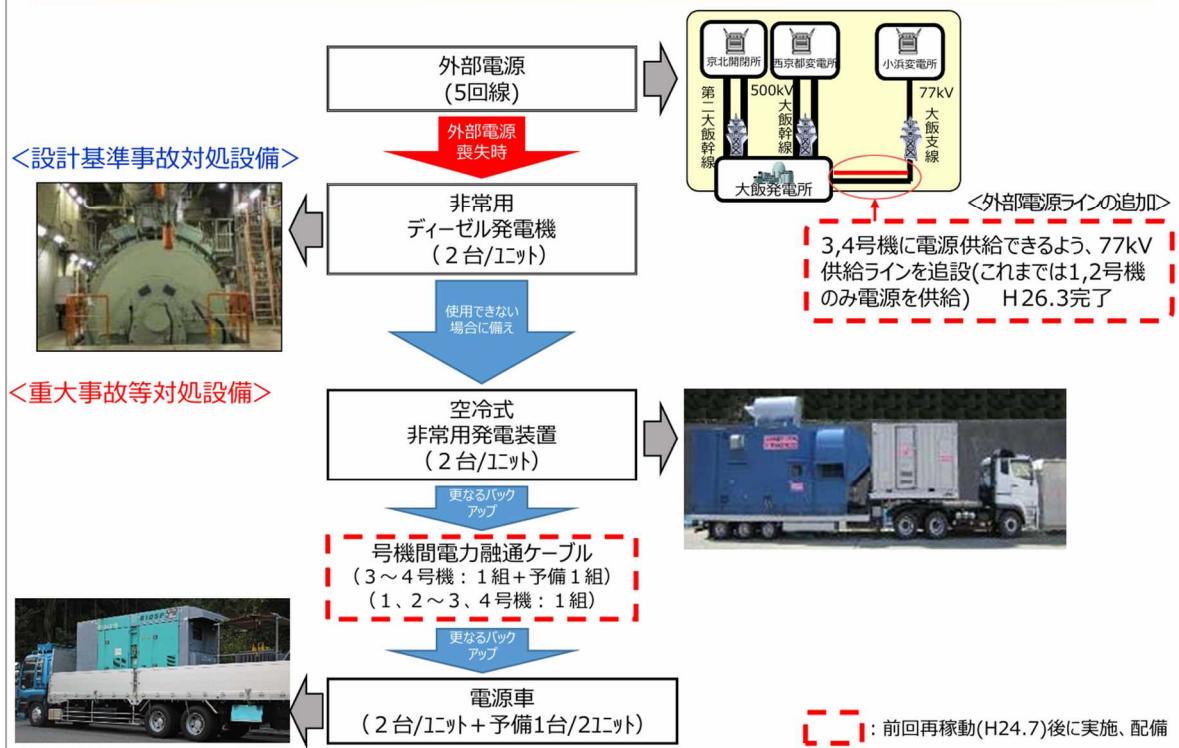
2) 冷却機能確保

福島第一原子力発電所事故においては、発電所敷地への津波の到来により、海側に設置されていた冷却用のポンプ類がすべて機能を喪失し、また、消防車等による注水・海水注入の具体的な方策があらかじめ策定されておらず作業に手間取るなど、炉心損傷の防止のための対策が不十分であった。

このため、事業者は、海水ポンプが機能喪失した場合の代替手段として、移動式の大容量ポンプを配備するとともに、炉心、格納容器および蒸気発生器に注水するためのポンプ等を配備した。また、万一、何らかの要因ですべての炉心冷却設備が使用できない場合も想定して、消防ポンプや消火水系統を活用して、炉心に海水等を直接注入する手段、手順の整備が行われた。

さらに、炉心、格納容器に注水するための恒設代替低圧注水ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車および原子炉下部キャビティ注水ポンプが配備されるとともに、蒸気発生器への給水手段の多様化の観点から、送水車とともに、自主的対応として中圧ポンプが配備された。

大飯3, 4号機 外部電源喪失時の電源確保（交流電源）



交流電源

- 外部電源 (5回線)
2系統4回線 (大飯幹線 (500kV)、第二大飯幹線 (500kV)) + 大飯支線 (77kV)
- 非常用ディーゼル発電機 2台/基
- 空冷式非常用発電装置 2台/基【重大事故等対処設備】
- 号機間電力融通ケーブル ※他号機からの電力融通が期待できる場合
 - 3～4号機間ケーブル 1組+予備1組 【重大事故等対処設備】
 - 1、2号機～3、4号機間ケーブル 1組 【自主的対応設備】
- 電源車 2台/基+予備1台 (共用)【重大事故等対処設備】
(非常用高圧母線 (交流) に接続し、監視計器等の直流電源に対しても給電が可能)

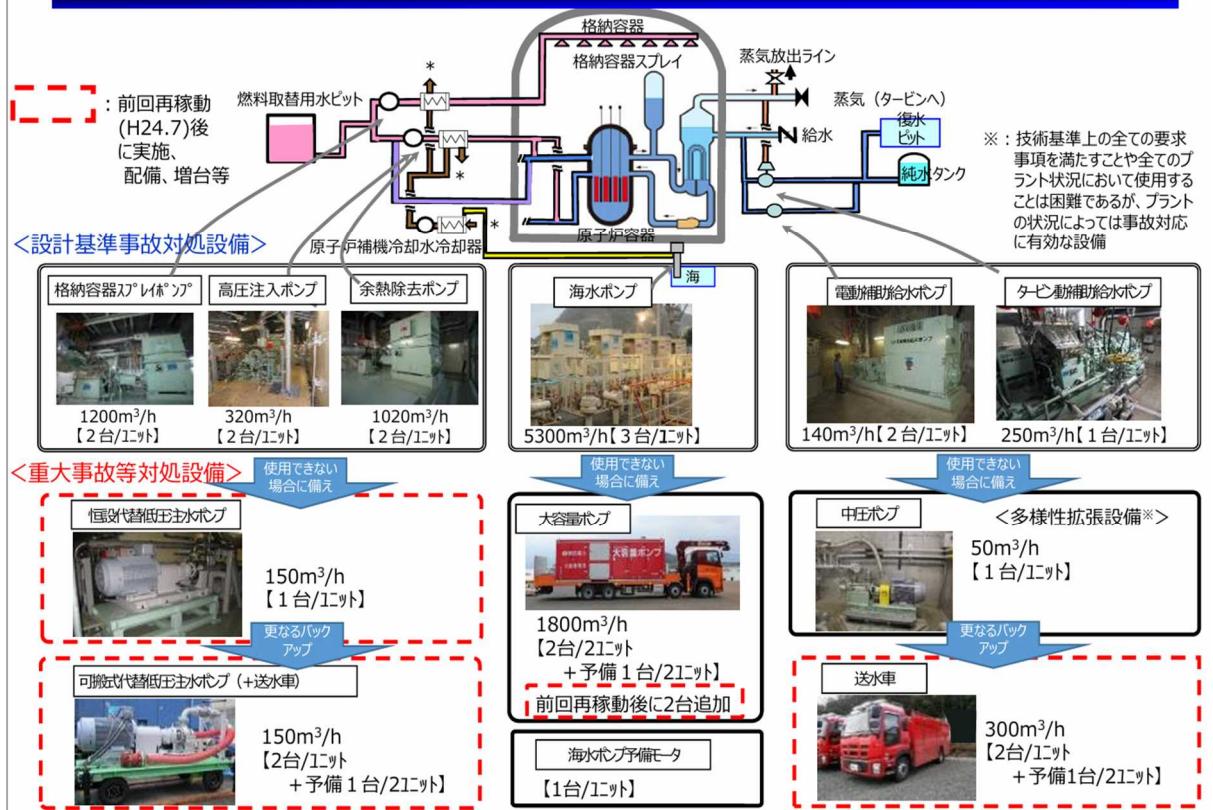
直流電源

- 安全系蓄電池 2系統/基
※容量増強 (1400Ah→2400Ah)
↓24時間以内に交流電源が復旧できない場合
もしくは、蓄電池が使用不可
 - 可搬式直流電源設備
 - 可搬式整流器 1台/基+予備1台 (共用) 【重大事故等対処設備】
 - 直流電源専用の電源車 1台 【自主的対応設備】
(可搬式整流器と組み合わせて、直流電源に直接給電)
- 今後、常設直流電源設備 (容量: 3000Ah 1系統/基) を設置予定

~~~~~: 平成24年6月以降に配備

## 外部電源喪失時の電源確保フロー

## 大飯3, 4号機 重大事故等発生時の原子炉容器等への注水設備



### 原子炉補機冷却水系統への注水手段

- 海水ポンプ (5300m³/h) 3台/基
- 大容量ポンプ (1800m³/h) 2台+予備1台<sup>※1</sup> / 2基 【重大事故等対処設備】

### 炉心および格納容器への注水手段

- 格納容器スプレイポンプ (1200m³/h) 2台/基  
・高圧注入ポンプ (320m³/h) 2台/基  
・余熱除去ポンプ (1020m³/h) 2台/基
- 恒設代替低圧注水ポンプ (150m³/h) 1台/基 【重大事故等対処設備】
- 可搬式代替低圧注水ポンプ<sup>※2</sup> (150m³/h) 2台/基+予備1台 (共用)  
(+専用電源車、送水車、ホース車、仮設水槽) 【重大事故等対処設備】

### 蒸気発生器等への注水手段

- 電動補助給水ポンプ (140m³/h) 2台/基  
タービン動補助給水ポンプ (250m³/h) 1台/基
- 中圧ポンプ (50m³/h) 1台/基 【多様性拡張設備】
- 送水車<sup>※2</sup> (300m³/h) 2台/基+予備1台 (共用) 【重大事故等対処設備】

<sup>※1</sup> : 平成24年6月以降に配備

<sup>※2</sup> 1 : 3台のうち2台追加

<sup>※2</sup> 2 : 海水を水源とする

### 重大事故等発生時の原子炉容器等への注水フロー

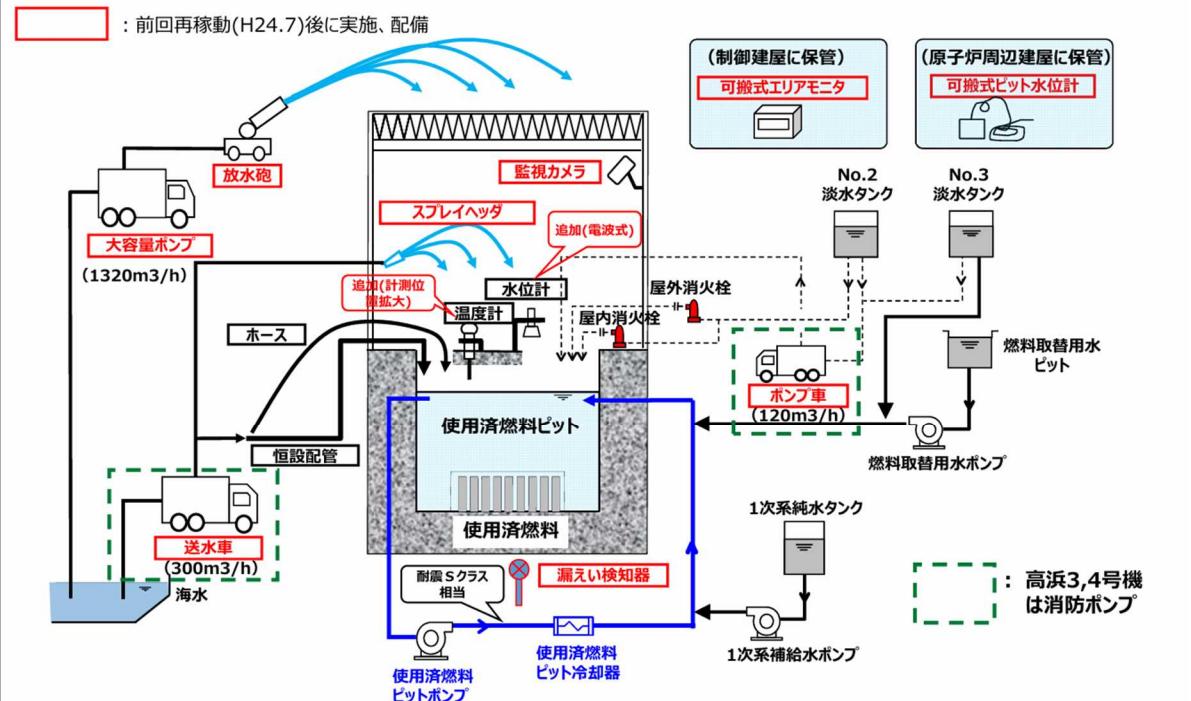
### 3) 使用済燃料プール冷却機能の確保

福島第一原子力発電所事故においては、電源喪失や水素爆発の影響で、使用済燃料プールへの注水や冷却の機能が喪失したとされている。また、沸騰水型軽水炉は、使用済燃料プールが原子炉建屋の上部に設置されていることもあり、高所への継続的な注水手段の確保に時間を要した。

このため、事業者は、使用済燃料プールへの水の注水手段を多様化するため、消防水や海水を供給できる送水車、消防ホース等の配備を行った。

#### 大飯3, 4号機 使用済燃料ピットに係る安全性向上対策

使用済燃料ピットにおける給水機能や監視機能等の安全性向上対策を実施。



### (3) 安全管理体制の強化等

#### 1) 初動対応体制の強化

福島第一原子力発電所事故においては、災害への対処に必要な各種オペレーション要員（重機による漂流物撤去作業・消防車による原子炉注水作業等）の確保、機材の整備が不十分であったため、迅速な対応に支障をきたしたとされている。

これらを踏まえ、事業者は、事故対応に必要な技術能力を有する要員を増員し、発電所常駐要員のみで、事故の初動対応を行うことができるよう初動対応体制の強化を図った。また、緊急時対策本部要員（事象発生後6時間以内に参集できる要員）を確保し、自然災害による交通手段の途絶が発生した場合でも、発電所構外にある社員寮・社宅等から、徒歩等により参集する体制とした。

福島第一原子力発電所事故の際、東京電力㈱本店や外部からの技術的な支援がなく、災害への対処に必要な資機材の調達や輸送が円滑に実施できなかったことを踏まえ、プラントメーカー等による技術的支援体制を構築した。

## 2) 指揮命令系統の強化

福島第一原子力発電所事故の際、3号機の高圧注入系の手動停止後の主蒸気逃し弁による減圧操作失敗等の状況やその後の対応について、運転員（当直長）は、発電所対策本部の発電班と相談したが、それらに関する情報が班全体で情報共有されず、発電所や東京電力㈱本店で共有されるまでに時間を要した。

これらを踏まえ、事業者は、複数プラント同時発災時においても現地事故対策本部が的確に状況を把握し対応できるように、プラントごとの指揮者と事故対策班を設置し、指揮命令系統を明確化した。具体的には、発電所の体制の充実強化を図るため、自主的対応として、所長に次ぐ職位として原子力安全の実務に特化した「原子力安全統括」を配置し、緊急事態が発生した場合に、対応の優先度や有効性について助言を行うなど、発電所長の技術的判断のサポートを行う参謀機能を強化した。

## 3) シビアアクシデント対応能力の向上

福島第一原子力発電所事故においては、アクシデントマネジメント用の運転操作手順書に制御盤上の操作手順しか記載がなく、操作を必要とする弁の特定等、手順を一つ一つ確認する必要があった。また、複数号機が全電源喪失する事態に直面し、錯綜する情報から必要情報を適切に取捨選択して評価することが非常に困難であったことなどが指摘されている。

このため、事業者は、従来の設計基準を超える重大事故に対応するため、原子炉設置変更許可を受けた事故対応手順を警報時操作所則や事故時操作所則（第1部から第3部）に反映するとともに、発電所対策本部（緊急安全対策要員等）の対応として、「重大事故等発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達（シビアアクシデント所達）」や「大規模損壊発生時における原子炉施設の保全のための活動に関する所達（大規模損壊所達）」を新たに定めた。

また、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、重大事故時のプラント挙動を理解するため、プラント挙動を可視化する研修ツールを新たに整備し、各発電所の運転員、および指揮者を含む発電所対策本部の技術要員を対象としてグループ演習等を実施している。

その他、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、電源復旧や蒸気発生器への給水確保など作業手順の確認を含めた要素訓練を繰り返し実施するとともに、全交流電源および蒸気発生器による原子炉の除熱機能が喪失する事故等を想定し、緊急時対策所の立ち上げをはじめとする初動対応や、事故進展に対応するための総合的な訓練を実施している。なお、これらの訓練に関しては、毎年、原子力規制庁による評価が行われている。

## 4) 情報通信網等の強化

福島第一原子力発電所事故においては、発電所から国等への連絡は屋外に駐車した防災車に搭載された衛星電話を用いて行っていたが、線量の上昇に伴い、屋外に出ることが困難となり、この電話を用いた連絡ができなくなった。また、発電所敷地内に設置されている8台のモニタリングポストは、非常用を含めた電源喪失のためにすべて監視不能となった。

中央制御室および緊急時対策所と原子炉建屋やタービン建屋等の作業現場の間の通信手段としては、指令通信装置やPHSが配備されているが、これらの装置が使用できなくなる場合を想定し、事業者は、新たに乾電池を用いた携行型の通話装置およびトランシーバを配備した。

また、発電所外との通信手段については、衛星携帯電話の配備、増強を行うとともに、中央制御室および緊急時対策所内で衛星電話が使用できるようにするため、屋外アンテナを設置し、屋外が高線量となった場合においても、発電所外と通信できる手段を確保した。

## 5) 災害対応資機材等の充実

福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器ベントの実施に関し、全電源喪失を想定した準備が不足していた。また、津波により発生したがれきが構内の通行を妨げ、事故対応の大きな障害になるとともに、多くの個人線量計が被水し使用できず、事故発生直後の放射線管理を十分に行うことができなかつたとされている。

このため、事業者は、必要資機材のリストを作成し、がれき撤去用ホイールローダ、空気作動弁開閉用の窒素ボンベ、現場作業用のヘッドライト等を配備した。また、空路や海路による運搬手段として、ヘリコプター発着地の拡大や大型運搬船の手配を行った。その他、緊急時の被ばく管理として、高線量対応防護服や内部被ばく評価用測定器の配備を行った。

## 6) 免震事務棟および緊急時対策所の設置

事故対応時の指揮機能の強化、現場対応体制の確保等の更なる充実強化の観点から、緊急時対策所および免震事務棟が設置された。このうち、免震事務棟については、自主的対応と位置付け、事故対応支援要員や資機材を収容するための免震構造の施設と位置付けている。

### (4) 外的事象への対応

2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震（モーメントマグニチュード9.0）では、福島第一原子力発電所2、3、5号機の原子炉建屋基礎版上において、観測地震動の最大加速度（2号機：550gal、3号機：507gal、5号機：548gal）が基準地震動で定めた最大応答加速度（2号機：438gal、3号機：441gal、5号機：452gal）を上回った。また、地震に伴う津波が、敷地前面海域から到来し、主要建屋が設置されているエリアのほぼ全域が浸水したとされている。

このため、事業者は、地震や津波に関して、活断層の運動の考慮、発電所敷地地盤に係る調査データの拡充、国内の地震観測記録の収集および行政機関の津波評価など、今までに得られている知見を考慮した上で、各種不確かさを考慮して基準地震動および基準津波の策定を実施した。加えて、竜巻や森林火災、火山等の外的事象を考慮し、施設の防護対策を実施した。

地震、津波への対応については、新たな基準地震動や基準津波に基づき、燃料取替用水タンクなどの設備の取替えや配管等の耐震補強等が行われた。

竜巻や森林火災等の外的事象に関しては、竜巻飛来物防護設備の設置や、発電所施設周辺の樹木の伐採による防火帯の設置等が行われた。また、火山対策として、非常用ディーゼル発電機の吸気消音器へのフィルタ設置の手順等の整備が行われるとともに、非常用ディーゼル発電機が使用できない場合を想定した代替電源等を確保した。

### 3. 県内原子力発電所で発生した主な事故、トラブル

#### (1) 法令報告対象トラブルと安全協定に基づく異常事象

原子力発電所でトラブルが発生した場合、事業者は、その重要度に応じて規制当局に報告を行うことが義務付けられており、その対象は、原子炉等規制法の実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則に定められている。

本県は、事業者と安全協定を締結し、異常発生時の連絡として、法令対象となるトラブルはもとより、軽微なトラブルについても連絡するよう求めている。

実用炉規則では、「安全上重要な機器」でトラブルが発生した場合でも、消耗品の交換や機器の調整により復旧できる場合は報告対象外としており、例えば、2018年8月に、高浜発電所3号機で発生したタービン動補助給水ポンプの制御油ポンプからの油漏えいや原子炉容器上蓋の温度計引出管接続部からの蒸気漏えいについては、いずれも消耗品であるパッキンのシール性の問題であることから、原子力規制委員会は法令報告対象外としている。

一方、本県は、機器・系統が、本来有する機能を維持できるか等の観点から判断しており、前者は、ポンプの機能が維持できないこと、後者は、放射性物質を内包する1次冷却材系統のバウンダリからの漏えいであるため、「保守運営に支障を及ぼす故障」と判断し、安全協定に基づく異常事象（事故・故障）として報告を受け、公表している。

本県にある原子力発電所は、これまで50年以上にわたり運転経験、実績を積み重ねてきているが、1970年に敦賀発電所1号機、美浜発電所1号機が運転を開始して以降、2025年3月までに発生した法律・通達事故は、累計521件である。また、安全協定に基づく異常事象の発生件数は、累計703件である。

#### (2) 原子力施設等の事故・故障等評価尺度（INES）

原子力発電所での故障・トラブル等については、内容が技術的で専門性も高いため、国民に事故・トラブルの重要性の程度に対する理解が得られにくい面があった。このため、国では1989年7月から「事故・故障等評価尺度」の導入を行い、1992年8月には、世界共通の原子力発電所の事象評価尺度である国際原子力・放射線事象評価尺度（INES）を適用し、事故・故障について安全性への影響度合いを簡明に表現できるようにした。

INESは、事象をレベル0からレベル7までの8段階と評価対象に分類するもので、分類に当たっては次の3つの基準により評価される。2つ以上の基準に関係する事象は、各基準についてそれぞれ評価を行い、最も高いものが最終的な評価のレベルとされる。

基準1： 施設外への影響の基準（放射性物質の外部放出やこれに伴う一般公衆の被ばく線量等、発電所外への影響の観点からの基準）

基準2： 施設内への影響の基準（原子炉の炉心の損傷、放射性物質による施設内の汚染や従業員の過剰被ばく等、発電所内への影響の観点からの基準）

基準3： 深層防護の劣化の基準（原子力発電所の安全を確保するために用意されている、多重、多彩な安全システムや運転時の定例試験や定期検査、保守点検、運転方法等のハードウェア、ソフトウェアの両面にわたる安全の追求手段の劣化の観点からの基準）

日本では、レベル0の事象をさらに、安全に影響を与える事象（レベル0+）と安全に影響を与えない事象（レベル0-）に分けて評価を実施していた。なお、発電用原子炉以外の施設、たとえば研究開発段階炉等にも、この国際評価尺度が用いられている。

福島第一原子力発電所事故前は、原子力規制委員会が事業者から原子炉等規制法に基づく事故・故障の報告を受けた事象については、事象の発生時点でINESレベルの暫定格付け評価を実施した上で、調査等を経て、最終格付け評価を実施していた。

その後、原子力規制委員会は、INES評価の取扱いについて検討を行い、福島第一原子力発電所における事象については、暫定・最終格付けとともにレベル6以上と想定されるもののみINES評価を実施することや、福島第一原子力発電所以外の発電所で発生した事象については、

- ・ レベル2以上のもの
- ・ 国際的に関心が高いもの
- ・ I NESナショナルオフィサー（日本では、現在、原子力規制庁の事故対処室長が指定）が認めるもの

のいずれかに該当するもののみ暫定格付け評価を実施することとした。（最終格付けはすべての事象で実施）

### （3）事故・故障件数等の推移

県内で原子力発電所が運転を開始した1970年度から2024年度末までに発生した主なトラブルおよび県の対応などは以下のとおり。

#### 1) 1970年度～1993年度末

（敦賀発電所1号機運転開始から大飯発電所4号機運転開始までの期間）

1970年以降、1993年度末までに県内発電所で発生した法律・通達事故事象は合計370件あり、そのうち約2割（72件）が蒸気発生器伝熱管損傷に関するものであった。

例えば、1972年に発生した美浜発電所1号機の蒸気発生器伝熱管からの漏えいについては、2次冷却水中の放射能濃度が上昇したため、原子炉を停止して検査したところ、蒸気発生器伝熱管を支える上部支持板付近で伝熱管肉厚が減肉し穴があき、1次冷却水が2次側に漏えいしていることが確認された。

当時は、伝熱管漏えいが周辺環境に特に影響を与えるものではなく、運転上、特に問題がないと判断されたため、施栓を実施し運転を再開したが、その後も美浜発電所1号機をはじめ、他の発電所において、定期検査ごとに減肉伝熱管が確認され、その原因の多くは、水質管理のため注入していたリン酸ナトリウムが、濃縮・析出して伝熱管を化学的に腐食させていたことによるものであった。

発生件数を、第1世代プラント（美浜発電所1、2号機）と第2世代プラント（美浜発電所3号機、高浜発電所1、2号機、大飯発電所1、2号機）とに分けて分類すると、第1世代については、設計等に起因するトラブルが第2世代よりも多い傾向がみられた。

発生原因別で分類すると、運転開始当初は、設計、製作、施工管理に起因するトラブルが多く、その後、運転経験を積み重ねる中、品質管理、施工管理、作業管理などの不備に起因するトラブルが増加した。

## ○主な事故・トラブル（蒸気発生器伝熱管損傷を除く）

- ・ 燃料棒折損事故（美浜発電所1号機：1973年）
- ・ 1次冷却系温度測定用配管からの1次冷却水漏えい（高浜発電所2号機：1979年）
- ・ 一般排水路への放射能漏えい（敦賀発電所1号機：1981年）
- ・ 蒸気発生器水室隔離蓋取付け金具脱落の影響による発電・原子炉停止（高浜発電所1号機：1987年）
- ・ 蒸気発生器伝熱管破断事故（美浜発電所2号機：1991年）

美浜発電所1号機では、1973年の第2回定期検査時に、燃料検査のため原子炉から取り出された燃料集合体1本の燃料棒の一部に折損が確認されたが、関西電力㈱はこの事故を公表せず、3年後の1976年に、国の立入調査において発覚した。

この事故は、原子炉の安全運転上の課題はもとより、県が、国からの連絡により初めて状況を知るなど、安全協定に対する関西電力㈱の姿勢に問題があったことから、県は、関西電力㈱に対して、安全協定の趣旨を尊重し、体制の強化を図ることなどを要請した。

1979年には、大飯発電所1号機で非常用炉心冷却装置（ECCS）が誤動作し、原因は、主蒸気逃し弁の作動圧力検出器に、本来使用できない銅合金製のブルドン管が使用されていたことが判明した。また、同年、高浜発電所2号機において1次冷却系温度測定用配管から1次冷却水が約95t漏えいした。原因は、ステンレス製の栓を取り付けるべきところ、銅合金製を用いていたことなどから、事業者に対して、品質保証管理、保修管理、社内検査体制を充実・強化することを求めた。

さらに、国に対しては、原子力発電所で使用する部品について品質保証制度の導入を図ることや、運転管理専門官をサイトごとに常駐配置し、措置権限および県、市町への連絡機能を強化することなどを求めた。

その後、1987年には、高浜発電所1号機において、蒸気発生器水室隔離蓋の取付け金具が脱落し1次冷却材ポンプの振動が増加し発電停止、原子炉を停止するトラブルが発生した。原因は、定期検査期間の短縮化を図る目的で開発された金具の設計検討・管理が不足していたことが判明した。これを受け、県は、関西電力㈱に対して、安全管理体制の強化や安全意識の向上を図ることなどを求めた。

これらの他にも、品質、施工、作業管理をはじめヒューマンエラーに起因するトラブルなどが発生しており、県は事業者に対して安全確保やヒューマンエラー防止対策の充実強化を求めている。

また、福井県の環境放射能調査により明らかとなった1981年の敦賀発電所1号機の一般排水路放射能漏えい事故や、ECCSが実作動した1991年の美浜発電所2号機の蒸気発生器伝熱管破断事故（資料編を参照）は、事業者および国の情報公開にも問題があり、県民の不安感、不信感を増大させる結果となったことから、県は、事業者および国に対して、安全の確保はもとより、積極的な情報公開などに係る要請を行った。

## 2) 1994年度～2004年度

### (大飯発電所4号機運転開始から美浜発電所3号機2次系配管破損事故までの期間)

大飯発電所4号機運転開始から美浜発電所3号機2次系配管破損事故までの期間では、事故等の報告件数は69件、安全協定に基づく異常事象は223件であった。

1997年までに7基の原子力発電所で蒸気発生器の取替工事が完了した結果、これらの発電所においては、2000年に美浜発電所3号機において、2次系主給水系統への異物混入により伝熱管外面が減肉した事例を除き、伝熱管の損傷はなくなった。

一方で、取替工事対象外の高浜発電所3、4号機では、1998年以降、伝熱管内面に応力腐食割れに起因する損傷指示が認められるようになり、関西電力㈱は、対策として、伝熱管内表面の引張り残留応力を改善するため、ショットピーニングを施工した。

安全協定に基づく異常事象（トラブル）については、1995年度から2000年度まで毎年20件を超え、発生原因別では、依然として、設計管理や制作管理に起因した機器の損傷も多くあり、この中には、もんじゅにおける2次系温度計の流力振動による疲労損傷に伴う2次系ナトリウム漏えい（1995年）、敦賀発電所2号機化学体積制御系熱交換器での熱疲労損傷による1次冷却水の漏えい（1999年）、敦賀発電所1号機シラウドサポート部の応力腐食割れ（1999年）も含まれる。

他の要因では、復水器伝熱管での海水漏えいなど保守管理に起因したトラブルや、保守点検作業時のヒューマンエラーも発生した。その中でも、1999年5月に発生した美浜発電所3号機の主蒸気管油圧防振器損傷のトラブルでは、通商産業省（当時の規制当局）は、主蒸気管の健全性は確保されていることから、我が国が1992年8月から導入している国際原子力事象評価尺度（INES）としては、評価対象外と判断し、学識経験者により構成されるINES評価小委員会に報告した。しかし、同委員会では、主蒸気管に過大な荷重が加わり損傷の可能性もあったとして0-の事象となり、加えてヒューマンエラーや手順書に不備があるなど安全文化に改善の余地があつたため、最終的に0+の事象となつた。

また、このトラブルは、事象発生後、関西電力㈱は直ちに事実を確認していたにも関わらず、県への通報は行わなかつたことや、事象発生翌日に、県から問合せをしたことで初めて事実が報告されており、それまで、福井県から機会があるごとに迅速で正確な通報連絡の徹底などについて申し入れてきたが徹底されていないことが明らかとなつた。

このトラブル以降も、定期検査等において、燃料取り出し作業時の確認不足による作業中断（大飯発電所1号機：2000年8月）、異物管理の不徹底による蒸気発生器内への異物混入（美浜発電所3号機：2000年8月）、重量物吊り上げ時の安全管理の不備による労働災害（大飯発電所1号機：2000年9月）、作業手順書不遵守による蓄圧注入タンク水の漏えい（美浜発電所3号機：2000年9月）など基本動作の不徹底などによるトラブルが続いたため、県は、2000年9月、関西電力㈱に対して、作業管理や運転管理等の基本を忠実に守り、作業に対する安全意識の向上に努めるとともに、過去の事例を貴重な教訓とし社員教育の再徹底を行うなどの要請を行つた。

その後、安全管理に起因するトラブルの傾向としては、2000年度に8件だったものが、2001年度は0件、2002年度、2003年度は2件と減少する中、2004年8月に美浜発電所3号機の2次系配管破損事故（資料編参照）が発生した。

## ○主な事故・トラブル

- ・ 2次系ナトリウム漏えい（高速増殖原型炉もんじゅ：1995年）
- ・ 化学体積制御系からの1次冷却水の漏えい（敦賀発電所2号機：1999年）（資料編）
- ・ シュラウドサポート部の応力腐食割れ（敦賀発電所1号機：1999年）
- ・ 原子炉容器上ふた制御棒駆動装置取付管台からの漏えい（大飯発電所3号機：2004年）
- ・ 2次系配管破損事故（美浜発電所3号機：2004年）（資料編）

### 3) 2005年度～2011年度

#### （美浜3号機2次系配管破損事故から福島第一原子力発電所事故後の全基停止までの期間）

安全協定に基づく異常事象の件数は、美浜発電所3号機の2次系配管破損事故の翌年の2005年度は26件であったが、2006年度は14件に減少した。この間、敦賀発電所2号機では、運転中の2005年6月に格納容器内において1次冷却水の漏えい痕が確認されたが、県への通報連絡が2日後であったことから、改めて、迅速な通報連絡の徹底はもとより改善策を講じるよう求めた。

2007年1月には、高浜発電所1号機において放射能を含む水の飛散があり、さらに安全協定に基づく異常事象の対象ではないものの、大飯発電所における放射線管理区域からの不適切な物品の持ち出し、美浜発電所1号機において所要の法的手続きを取らずに配管の溶接作業を実施していたことが判明した。

このため、県は、同年2月、関西電力㈱に対して、安全の確保や県民の信頼回復に向け、美浜発電所3号機事故での再発防止策をより一層、現場に浸透させ定着させるとともに、ヒューマンエラーによるトラブルや不祥事等が再発しないよう最善を尽くして取り組むことを求めた。これに対して、関西電力㈱は、2007年4月、要請に対する回答書を福井県に提出し、安全協定に基づく異常事象の他、軽微な事象を抽出し、ヒューマンエラートラブルの分析を実施し、対策として、「全所員の基本となる対策」、「業務連携に重点をおいた対策」、「協力会社に対する対策」などの改善策をまとめた。

しかし、同年10月には、大飯発電所3号機の放射性希ガスの放出があったことや、同年8月以降、2カ月の間に7件のトラブルが発生したことから、関西電力㈱に対して、トラブルの特性・特徴を評価してプラントごとの安全管理体制の実績を評価する仕組みを構築することなどを求めた。

これらに対して、関西電力㈱は、2008年1月にトラブル低減に向けた取組計画をまとめ、過去5年間の安全協定に基づく異常事象について、要因別および発電所ごとの深掘分析を行うとともに、主な発生要因である「作業不良」、「保守計画不良」の背景の問題点を把握するため、発電所長から意見を聴取し、それらを評価結果等としてまとめ、福井県原子力安全専門委員会等に説明した。

これらのトラブルの他、2007年以降、敦賀発電所2号機、美浜発電所2号機、高浜発電所2号機、高浜発電所3号機の蒸気発生器入口管台や大飯発電所3号機の原子炉容器出口管台に傷が確認されるなど、高経年化対策に関連する物理的な経年劣化事象が発生している。

福島第一原子力発電所事故発生以降においては、敦賀発電所2号機が、2011年5月に1次冷却材中の放射能濃度に上昇傾向が認められたことから原子炉を手動停止し、同年7月には調整運転の大飯発電所1号機が、蓄圧タンク圧力の低下に伴い原子炉を手動停止し、同年11月には美

浜発電所2号機が、加圧器スプレイ弁グランドリークオフ流量の増加により原子炉を手動停止するなど、トラブルを契機として長期停止に入った。

その他の発電所は、定期検査のために順次停止し、2012年3月に高浜発電所3号機が定期検査入りしたこと、県内の発電所はすべて停止した。

#### ○主な事故・トラブル

- ・送電系統事故による原子炉自動停止、所内単独運転（大飯発電所：2005年）
- ・送電系統への落雷による原子炉自動停止、系統単独運転（美浜発電所：2008年）
- ・蒸気発生器入口管台の傷（美浜発電所2号機、高浜発電所2、3号機）
- ・原子炉容器出口管台の傷（大飯発電所3号機）
- ・1次冷却材中の放射能濃度上昇（敦賀発電所2号機、美浜発電所2号機、高浜発電所1号機、大飯発電所1、2、4号機）

#### 4) 2012年度～2024年度

##### （福島第一原子力発電所事故後の全基停止期間以降）

県内原子力発電所が全基停止する中、政府が定めた暫定的な安全基準のもと 2012年7月に大飯発電所3、4号機が再稼働し、2013年9月まで運転を行ったが、その後、2016年2月に高浜発電所3、4号機が原子炉起動するまで、全基停止期間が継続した。この間、安全協定に基づく異常事象の件数は、それ以前に比べ大幅に減少し、2014年度は1件であった。

しかし、高浜発電所4号機では、原子炉起動に向け 2016年2月に化学体積制御系統の水をほう素熱再生系統に通水したところ、冷却材脱塩塔の入口側弁の一部のボルトの締付トルクが低い状態であったため、1次冷却水が漏えいするトラブルが発生した。また、対策を実施後、原子炉起動し、並列操作を実施したところ、「主変・発電機内部故障」の警報が発信し、発電機、タービンおよび原子炉が自動停止した。

一方、高浜発電所3号機は、トラブルもなく再稼働したが、同年3月に大津地方裁判所が高浜発電所3、4号機の再稼動禁止の仮処分命令を出したため、関西電力㈱は、同発電所を停止した。その後、2017年3月に、大阪高等裁判所が仮処分命令を取り消す決定を出したことから、高浜発電所3、4号機は再稼働した。

2018年には、大飯発電所3、4号機が再稼働し、4基運転となる中、大飯発電所3号機では、加圧器スプレイ配管の溶接部付近に応力腐食割れが確認された。

このため、関西電力㈱は、配管の取替えを行うとともに、ステンレス鋼の応力腐食割れの進展に関して、PWR環境下における亀裂進展評価や規格基準化に向け、既存データの整備や更なるデータ拡充を図ることとした。

また、高浜発電所3、4号機では、蒸気発生器伝熱管内面からの応力腐食割れ対策として2001年から2002年の間にショットピーニングが施工されていたものの、2008年以降も、度々、応力腐食割れが確認された。さらに、2018年以降は、定期検査のたびに、外面からの摩耗減肉が確認され、関西電力㈱、原子力規制庁は、当初、2次給水系統からの異物持ち込みによるものと推定していたが、その後も再発したため、詳細な調査を行った結果、伝熱管表面から剥離したスケールによるものであることが判明した。

このような設備面に係るトラブルが発生する一方で、新規制基準対応工事に関連するトラブルが増加し、2017年1月には、高浜発電所構内において、強風により1、2号機格納容器上部遮へい設置工事用の大型クレーン1台が倒壊した。

また、2017年度～2019年の間に労働災害が11件発生した。その中には、美浜発電所3号機の使用済燃料ピット耐震補強工事における協力会社作業員の落下事故や高浜発電所構内のトンネル工事において作業員9名が一酸化炭素中毒になるなどの重大な労働災害が発生したことから、県は関西電力㈱に対し、現場の安全管理・監督を徹底するよう求め、関西電力㈱は労災撲滅アクションプランを取りまとめた。

さらに、2020年3月には、高浜発電所構内においてトンネル掘削工事の準備を監視していた作業員がトラックに轢かれ死亡する事故が発生したことを受け、関西電力㈱は、美浜発電所3号機、高浜発電所1、2号機の安全対策工事に関して、協力会社の意見を踏まえ、要員配置や作業期間の調整を行うなど、全体工程の見直しを行った。

2020年以降は、美浜発電所3号機、高浜発電所1、2号機の安全対策工事が順次完了し、再稼働する中、労働災害発生件数は減少したが、美浜発電所3号機では、2022年8月に、定期検査において、1次冷却材系統の昇温・昇圧中に封水注入フィルタふたフランジ部から1次冷却水が漏えいするトラブルが発生した。

また、高浜発電所3号機では、2022年度第2四半期から2023年度第1四半期の4四半期の間に重大事故等対処設備の運転上の制限の逸脱が4件発生したため、原子力規制委員会は、2023年8月、原子力施設安全の監視領域における安全実績指標を「白」とし、対応区分の変更と追加検査の実施を決定するとともに、関西電力㈱に対し根本的な原因の特定等を求めた。

これらの内容については、県原子力安全専門委員会（2023年11月）においても、関西電力㈱および原子力規制庁から説明が行われ、委員からは、「根本的な要因を洗い出し、今後の運転に係る保全、安全性の向上につなげていくことが重要」などの指摘があり、関西電力㈱に対し、至近の4件のトラブル分析だけでなく、過去に遡りトラブル分析を行うよう求めた。これを受け、関西電力㈱は、2001年以降に発生した設備、運用面に係るトラブルの要因分析等を行い、その結果や対応策を取りまとめ、県原子力安全専門委員会（2024年5月）において説明した。

## ○主な事故・トラブル

- ・ 発電機自動停止に伴う原子炉自動停止（高浜発電所4号機：2016年）
- ・ 「P R中性子束急減トリップ」警報発信による原子炉自動停止（高浜発電所4号機：2023年）
- ・ 「一次系床ドレン注意」警報の発信（高浜発電所4号機：2016年）
- ・ 注水注入フィルタ室付近での水の漏えい（美浜発電所3号機：2022年）
- ・ 蒸気発生器伝熱管の内外面からの損傷（高浜発電所3、4号機）
- ・ 加圧器スプレイ配管溶接部の有意な信号指示（大飯発電所3号機：2020年）

## 4. 県内原子力発電所の主な改良工事

### (1) 福島第一原子力発電所事故以前の設備保全に係る主な改良工事

#### 1) 蒸気発生器取替工事

蒸気発生器伝熱管については、加圧水型軽水炉において過去から多くの部位で様々な形態の損傷が発生している。このため、検査技術の開発と定期検査などにおける蒸気発生器伝熱管全数の検査を実施し、損傷のあった伝熱管については、施栓やスリープ補修など必要な措置を取るとともに、損傷発生防止のため水質管理の改善などが行われてきた。

こうした中で、施栓率上昇に伴う安全性への疑問や、1988年には蒸気発生器伝熱管の漏えいが連続して発生したことから、県では、蒸気発生器の損傷発生防止について抜本的対策を行うよう関西電力(株)に申し入れた。

このような状況を受け関西電力(株)は、蒸気発生器伝熱管の検査と補修に比較的長い定期検査期間を要している高浜発電所2号機、大飯発電所1号機について、蒸気発生器取替えにかかる技術的検討を実施し、取替えは可能であるとの結論に達し、社会的信頼性や経済性の向上も期待できることから、蒸気発生器取替えを実施することを決定した。

その後、1991年2月に伝熱管破断事故が発生した美浜発電所2号機についても、原因究明後の措置について検討した結果、蒸気発生器取替えを実施することとした。さらに1993年1月には1970年代に運転を開始した残りの美浜発電所1、3号機、大飯発電所2号機、高浜発電所1号機の蒸気発生器についても取り替える方針を示した。

美浜発電所2号機、高浜発電所2号機は1994年度に、美浜発電所1号機、大飯発電所1号機は1995年度に、高浜発電所1号機、美浜発電所3号機は1996年度に、大飯発電所2号機は1997年度に取替え工事を完了した。

#### 2) 原子炉容器上部ふた取替工事

海外において加圧水型軽水炉(PWR)の原子炉容器上部ふた管台の一部に損傷(1991年フランスのブジェー発電所3号機)が認められ、その原因是、上部ふた管台材料の応力腐食割れ(SCC)であると報告されている。

一般にSCCは、材料・応力・環境に影響される時間依存型の損傷であり、材料・応力が同じであれば、温度が高いほど、また、運転時間が長いほどSCCの発生の可能性があると考えられる。

このため、事業者は将来的な健全性維持を図るという予防保全の観点から原子炉容器上部ふたの取替えおよび原子炉容器頂部温度低減化対策を行った。

関西電力(株)は、SCC発生要因のうち温度と時間に着目し、原子炉容器頂部温度が高い3ループプラントで、運転時間の長い3プラント(美浜発電所3号機、高浜発電所1、2号機)に対し、将来を見据えた予防保全の観点から、原子炉容器上部ふた取替えを決定し、1997年6月までに工事を完了した(第1期工事)。

その他のプラントについては、温度、運転時間の観点から、すぐに保全対策を決定する必要がなかったため、渦流探傷検査で健全性を確認しつつ総合的な予防保全対策を検討することとした。

その後、継続して海外情報の取得に努めた結果、損傷本数が増加し、上部ふた取り替えが有効な対策として採用されつつあることや、一部プラントでは、容易な工事(原子炉容器内に流入し

た1次冷却材を頂部に導くスプレイノズルの内径を大きくすることにより、原子炉容器頂部への1次冷却材の流入量を増加させる)で原子炉容器頂部温度を低くすることができるところが分かった。

このため、今後の長期信頼性や経済性等を考慮し、関西電力㈱は、既に原子炉容器上部ふた取替えを決定している3プラント以外の残り8プラントについて、原子炉容器上部ふた取替えまたは原子炉容器頂部温度低減対策を、日本原子力発電㈱は、原子炉容器頂部温度低減対策を実施した。

具体的には、容易に改造工事を行える敦賀発電所2号機、高浜発電所3、4号機、大飯発電所3、4号機は原子炉容器頂部温度低減対策、改造工事が困難な美浜発電所1、2号機、大飯発電所1、2号機については原子炉容器上部ふた取替えを行った(第2期工事)。頂部温度低減対策は1997年までに、原子炉容器上部ふた取替えは2001年までに工事を完了した。

その後、2004年に大飯発電所3号機において、原子炉容器上部ふたの制御棒駆動装置管台の溶接部(600系ニッケル基合金)で応力腐食割れが発生したことを踏まえ、今後の長期信頼性を考慮し、恒久的な対策として、敦賀発電所2号機、高浜発電所3、4号機、大飯発電所3、4号機についても原子炉容器上部ふたの取替えを行うこととした(第3期工事)。これにより、県内のPWR12基すべてについて、管台部について耐食性に優れた690系ニッケル基合金を使用した原子炉容器上部ふたになった。

### ○原子炉容器上部ふた取替工事概要

取替用上部ふたは、主要寸法等の仕様に変更はないが、管台の材料および溶接材をより耐食性に優れた材料に変更(600系ニッケル基合金→690系ニッケル基合金)するとともに、溶接により発生する残留応力が低くなる溶接形状に変更(広開先→狭開先)した。また、一体鍛造化により鏡板とフランジとの溶接部を廃止するとともに、美浜発電所1～3号機、大飯発電所1、2号機、高浜発電所1、2号機では、使用実績のない出力分布調整用制御棒クラスタ制御装置を廃止した。

なお、旧上部ふた等は蒸気発生器保管庫(SG保管庫)や原子炉容器上部ふた保管庫(VH保管庫)に保管している。

### 3) 炉心シュラウド取替工事

シュラウドとは、沸騰水型軽水炉の原子炉圧力容器内において、原子炉冷却水の流路を形成するため、炉心の外周部に設置された円筒形の構造物である。海外や国内でシュラウドに損傷(応力腐食割れ)が発見されたため、今後の運転における予防保全対策の一環として、応力腐食割れが起こりにくい材料に取り替えられた。

日本原子力発電㈱の敦賀発電所1号機では、1997年より炉水への水素注入により腐食環境の緩和を実施するなど予防保全を行ってきたが、シュラウドの一層の信頼性向上の観点から、設備の予防保全策として、耐応力腐食割れに優れた材料(ステンレス鋼316L等)を使用したものに取り替えることとし、1999年8月20日からの第26回定期検査で工事を実施した。

この工事は、原子炉内部の放射線が高い場所での作業となることから、作業員の被ばく低減として、化学除染の実施、遮へい板の設置、切断・溶接の自動遠隔装置の採用など、被ばく管理の徹底が図られた。

なお、シュラウド取替工事として、旧シュラウドを切断・撤去し、新シュラウド据付のため、下部シュラウドサポート部の開先検査を行っていたところ、シュラウドサポート部に複数のひび割れが認められたため、ひび割れの除去等の補修や下部シュラウドサポートの上半分を新しい材料のものに取り替える措置を講じた。

シュラウド取替工事は、2000年12月25日に終了し、2001年3月15日から営業運転を再開した。

#### ○主な取替え手順

- ・原子炉圧力容器の化学除染を実施
- ・既設シュラウド等を撤去
- ・原子炉圧力容器内壁に遮へい板を設置後、水抜きを行いシュラウドサポート部を切断
- ・新シュラウドサポート、新シュラウド等を据付け溶接し、遮へい板を撤去

#### ○放射性廃棄物

- ・取替えに伴い発生した放射性固体廃棄物のうち、放射能の高いシュラウド、シュラウドサポート等は水中で切断し収納箱に入れ、1号機サイトバンカプール（水中）に保管
- ・放射能の低いフローバッフル等は気中で切断、鉄箱に収納し、固体廃棄物貯蔵庫に保管

### (2) 福島第一原子力発電所事故以降の設備保全に係る主な改造工事

#### 1) 中央制御盤およびケーブルの取替工事

美浜発電所3号機および高浜発電所1、2号機は、アナログ式の中央制御盤を採用し、運転開始以降、定期的に指示計などの部品を取り替え、機能維持、向上を図ってきた。

しかし、運転開始後約40年が経過する中、アナログ式の計器の製造中止等により、取替部品調達が困難になってきたことや、保守性向上や操作機能の向上の観点から、福島第一原子力発電所事故後の長期停止期間中（定期検査）に、中央制御盤を最新のデジタル式に取替えを行った。

これに伴い、運転操作や監視は、ディスプレイ（タッチパネル）や大型表示装置で行うため、計器用電源容量が増加することから、計器用電源の増強※を行った。

※美浜発電所3号機：115kVAから280kVAに増強、高浜発電所1、2号機：170kVAから300kVAに増強

また、新規制基準では、火災発生防止の観点から、原子力発電所で使用する電力、計装、制御ケーブルに対して、「難燃ケーブルの使用、もしくは、難燃ケーブルと同等以上の性能を有すること」を要求していることもあり、中央制御盤取替工事にあわせ、中央制御室下のケーブル処理室や制御計装設備リレー室（リレーラック室）の計装、制御ケーブルを難燃ケーブルに取替えた。

これに伴い、美浜発電所3号機は、非難燃ケーブル全体(約1,000km)のうち、約5割(約500km)が難燃ケーブルに取り替えられた。また、高浜発電所1、2号機は、非難燃ケーブル全体(約1,300km)のうち、約6割(各号機それぞれ約390km)が難燃ケーブルに取り替えられた。



## 2) 蒸気発生器取替工事

高浜発電所3、4号機の蒸気発生器伝熱管の材料は、運転開始当初より、先行するプラントで採用されていた従来型材料(MA600: Mill Annealed Alloy 600)と比較して、材料の粒界の炭化物を析出させる熱処理を行うことにより粒界強度を向上させた材料(TT600: Thermal Treated 600)を使用している。

一方で、大飯発電所3、4号機や、他の発電所において取り替えた蒸気発生器の伝熱管材料(TT690)と比べるとPWS CC(1次冷却水応力腐食割れ)に対する感受性は高く、運転時間が約10万時間を超えた1999年に初めて高温側管板拡管部の伝熱管内面に応力腐食割れが確認された。

原因は、蒸気発生器製造時に伝熱管を管板部に密着させるため、伝熱管内面から液圧拡管を実施後、ローラ拡管をした際に、伝熱管内面に局所的に引張り残留応力が発生し、これと運転時の内圧および温度環境が相まって、応力腐食割れが生じたものと推定された。

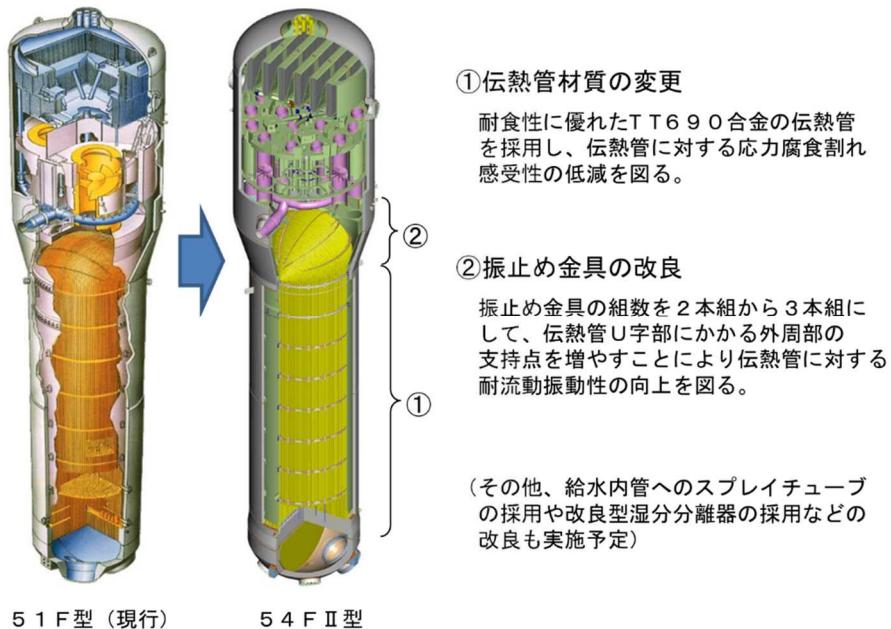
応力腐食割れに対する予防保全対策として、2003年に高温側管板拡管部の伝熱管内面に金属微粒子(直径約0.2mm)を打ち付けるショットピーニングを施工し、伝熱管内表面の引張り残留応力の改善を図った。しかし、この施工では、伝熱管内表面近傍(深さ約0.2mm)の引張り応力は改善されるが、それより深い部分では効果が小さくなるため、ECTの検出限界未満(深さ約0.5mm未満)の微小なきずがすでに発生していた場合、時間の経過とともにきずが進展する可能性があり、2008年以降も、高温側管板拡管部の伝熱管内面にきずが確認されている。

事業者が2014年にまとめた30年目の高経年化技術評価書の中では、「伝熱管材料は600系ニッケル基合金であり、管板拡管部の応力腐食割れ等による損傷の可能性は否定できない」と評価し、長期保守管理方針として「応力腐食割れ等が顕在化することが否定できないことから、長期的対策として蒸気発生器の取替えを含めた保全方法を検討する。」としていた。

その後も、高温側管板拡管部の伝熱管内面にきずが確認され、さらに、2018年以降は、長期運転に伴い伝熱管表面に生成・剥がれ落ちた稠密なスケールにより伝熱管外面が摩耗減肉する事象が発生した。

このため、事業者は、2022年に蒸気発生器を取り替える方針を決定し、県、高浜町に事前了解願いを提出し、申請了承後の2023年4月に、原子力規制委員会に原子炉設置変更許可を申請し、2024年6月に許可を受けた。

県、高浜町は、同年7月に事前了解をし、事業者は、2026年以降、順次取り替える計画である。



### 3) 炉内構造物取替工事

1988年にフランスのブジェー発電所2号機において、バッフルフォーマボルトの応力腐食割れ事象が発生し、その後も類似プラントをはじめ、1998年以降に米国でも同様の事象が発生した。

これらを踏まえ、関西電力㈱は、美浜発電所3号機および高浜発電所1、2号機の炉内構造物取替えの検討を行う一方、30年目、40年目の高経年化技術評価書においては、「バッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れについては、損傷発生予測の結果、運転開始後60年時点においてもボルトの損傷発生本数は、管理損傷数以下であり、安全に関わる機能を維持できると考える。現状、水中テレビカメラによる可視範囲の目視確認を実施し、異常がないことを確認しており、今後も現状保全を継続していく。」とした。

しかし、福島第一原子力発電所事故後に策定された新規制基準への対応として、美浜発電所3号機において、炉内構造物の耐震評価を実施した結果、ラジアルサポート（原子炉容器内に固定するために下部炉心構造物に取り付けられている支持具）の改造等が必要となった。

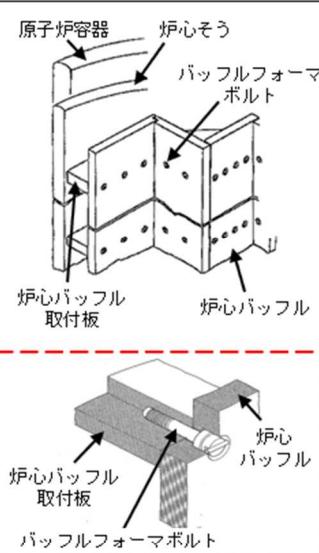
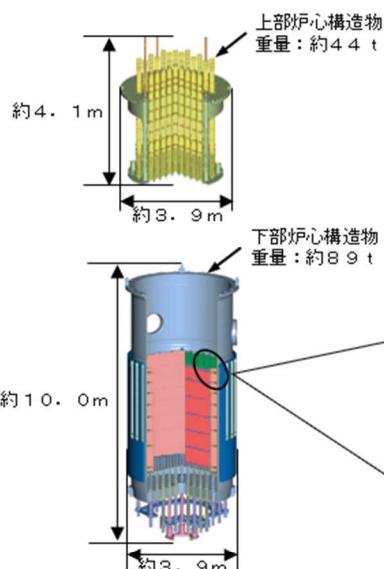
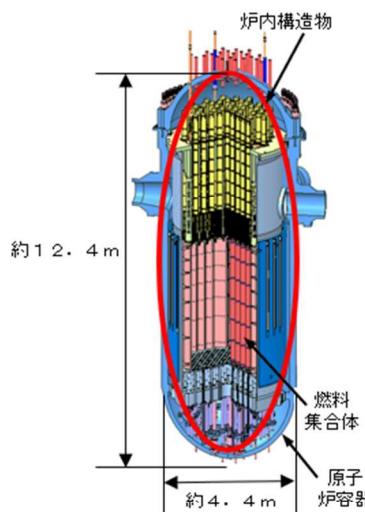
このため、美浜発電所3号機では、福島第一原子力発電所事故後の長期停止期間中（定期検査）の2020年に、新規制基準対応工事の一環として、炉内構造物一式（上部炉心構造物、下部炉心構造物）の取替えが行われた。取替えにあたり、ラジアルサポートキーの大型化により耐震性を確保するとともに、熱遮へい体の変更（分割型）、改良バッフル構造（角バッフル構造、バッフルフォーマボルトの長尺化、ボルトの冷却孔追加）の採用により、応力腐食割れ等への対策が図られた。

一方、高浜発電所1、2号機の炉内構造物については、新規制基準対応としての取替えは不要であったが、関西電力㈱は、予防保全策として美浜発電所3号機と同じ設計で炉内構造物一式を取り替えることとし、2024年5月、県および高浜町に事前了解願いを提出した。

県は、同年7月9日に申請了承を行い、その後、関西電力㈱は同年7月25日に原子力規制委員会に原子炉設置変更許可を申請した。現在、原子力規制委員会において審査が行われている。

### 炉内構造物の取替え

#### <炉内構造物の構造>



| 主な改良点                                                          | 取替前                                             | 取替後                             |
|----------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------|---------------------------------|
| ①ボルトの長尺化により<br>発生応力を低減<br>②炉心バッフル取付板に<br>冷却孔を設けることにより<br>温度を低減 | <br>炉心バッフル取付板<br>ボルトの柄<br>バッフルフォーマボルト<br>炉心バッフル | <br>①長尺化<br>②ボルト冷却孔<br>1次冷却材が通過 |

#### <バッフルフォーマボルトの仕様>

| 仕様        | 取替前    | 取替後    |
|-----------|--------|--------|
| 数量        | 1,088本 | 672本   |
| 柄の長さ*     | 約35mm  | 約97mm  |
| 1本あたりの重量* | 約0.1kg | 約0.2kg |
| 材質        | ステンレス  | ステンレス  |

\*設置位置により異なるため、代表的なものを示す。



格納容器内を移動中の新しい炉内構造物(美浜発電所3号機、2020)

## 5. 原子力発電所の定期検査（定期事業者検査）

### （1）概要

原子力発電所は、定期的に技術基準に適合していることを確認するための検査を行うことが法令により義務付けられている。この検査の間隔については、電気事業法の中で、定期検査が終了した日以降 13 カ月を超えない時期と定められていたが、2009 年 1 月、関係省令改正に伴い導入された検査制度では、国によってその妥当性が確認されれば、18 カ月以内あるいは 24 カ月以内（制度導入から 5 年間は 18 カ月以内に限定）に延長することが可能になった。

この検査制度では、事業者は、電気事業法に基づき定期検査ごとに点検を行う重要な機器について、点検および検査の間隔を 13 カ月以上として問題がないか技術評価を行い、評価結果を保安規定（保全計画）に添付して国に届出を行う。国は、届出された保全計画の妥当性を確認し、当該プラントの定期検査間隔を「13 カ月以内」、「18 カ月以内」、「24 カ月以内」のいずれかに区分し、事業者に告示することになった。

また、保安規定上の定期検査間隔については、事業者は、原子炉等規制法に基づき、保安規定の変更認可として申請を行う。具体的には、事業者は、定期事業者検査等の対象機器・系統のそれぞれの機器を評価し、設定した点検間隔の中で、最短の点検間隔を基礎として、これに燃料交換の間隔の評価を考慮した定期検査間隔を設定し、国は、定期検査等を通じて保全計画が科学的根拠をもって合理性があることなどを審査し、妥当と判断すれば、18 カ月以内、24 カ月以内で、実質的なプラントの定期検査間隔として認可することになった。

この制度に基づき、東北電力㈱は、2010 年 11 月、東通原子力発電所 1 号機の第 4 回定期検査終了後の運転期間について、従来の 13 カ月以内から 16 カ月以内に延長することとし、原子力安全・保安院に対して、電気事業法に基づく保安規程の変更届出ならびに原子炉等規制法に基づく保安規定の変更認可申請を行った。

しかしながら、東北電力㈱は、東北地方太平洋沖地震や福島第一原子力発電所事故を受け、第 4 回定期検査後の運転期間は従来どおり 13 カ月以内とし、2012 年 11 月、原子力規制委員会および経済産業大臣に対し、電気事業法に基づく保安規程の変更届出を行った。

### （2）定期検査から定期事業者検査への移行

2020 年 4 月の原子炉等規制法の改正（施行）により、新たな検査制度が導入され、それまで定期検査の中で行われていた検査のうち、国（原子力規制庁）による施設定期検査は廃止され、事業者の一義的責任において実施する「定期事業者検査」のみが実施されることになった。

なお、原子力規制庁は、定期事業者検査を含む事業者の保全活動すべてを対象として、実施頻度や期間を限定せずに自由に確認・評価できる「原子力規制検査」を実施することになった。

定期事業者検査期間中には、上記の検査のほか、パッキンなどの消耗品の交換、国内外の発電所で発生した事象を踏まえた点検・処置、信頼性・安全性がより一層向上した設備・機器への取替えなどの作業も行われている。

また、廃止措置に移行したプラントについては、廃止措置期間中に性能を維持すべき発電用原子炉施設（性能維持施設）の検査が実施されている。

### (3) 定期検査日数の推移

大飯発電所3、4号機が運転開始し、県内プラントが15基体制となった1993年以降、定期検査日数の県内プラント平均は150日前後で推移した。

1997年度に関西電力㈱が計画していた蒸気発生器取替工事がすべて完了し蒸気発生器伝熱管の補修が不要となったことや、作業効率化等により定期検査の短縮化が図られたことから、日数は100日前後まで減少している。中でも2002年に行われた敦賀発電所2号機第12回定期検査日数は29日であり、国内の加圧水型軽水炉で最短であった。

その後、2004年に発生した美浜発電所3号機での2次系配管破損事故や定期検査中に確認されたトラブル等により、日数は増加し、特に2006年度～2008年度は200日前後で推移した。

また、2011年に発生した福島第一原子力発電所事故への対応として、新規制基準適合に向けた審査や工事を定期検査期間に実施したことから、日数が大幅に増加した。なお、敦賀発電所2号機は、2011年5月に停止し、同年8月に定期検査を開始以降、現在も、停止が続いている。

原子力規制委員会の審査に合格し再稼働したプラントについては、定期検査中に確認された蒸気発生器伝熱管の損傷等のトラブルや特定重大事故等対処施設の設置などにより、福島第一原子力発電所事故以前と比べても日数が長い定期検査がある一方、トラブル等がない定期検査は75日程度で推移している。

## 6. 放射性廃棄物の管理

### (1) 気体・液体廃棄物

原子力発電所の運転に伴い発生する放射性廃棄物のうち、気体廃棄物および液体廃棄物は環境に管理放出されている。この放出については、放出量および放出濃度が法令などで厳しく規制され、周辺環境に影響を与えないよう十分な措置が講じられている。

現在は、「被ばく量は合理的に達成できる限り低くする」というA L A R A (As Low As Reasonably Achievable)の精神に則り、1975年に定められた「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(2001年3月、一部改訂)に基づき、周辺環境における被ばくが法令で定める線量限度である年間1mSvの1/20である年間0.05mSvを超えないように、放射能レベルを監視しつつ放出されている。

実際の放出量はこの規制値より十分に小さく、周辺環境での年間の線量は0.001mSv以下で自然放射線の1/1000以下となっている。

原子力発電所では、放射性廃棄物の放出をできる限り低く抑えるため、気体廃棄物放出低減設備として、ガス減衰タンク、活性炭吸着装置、各種フィルタなどを設置している。また、液体廃棄物放出低減設備として、ろ過装置、廃液濃縮装置(濃縮廃液はアスファルトやモルタルで固化し固体廃棄物として保管)などが設置されるとともに、処理水の再利用が図られている。

### (2) 固体廃棄物

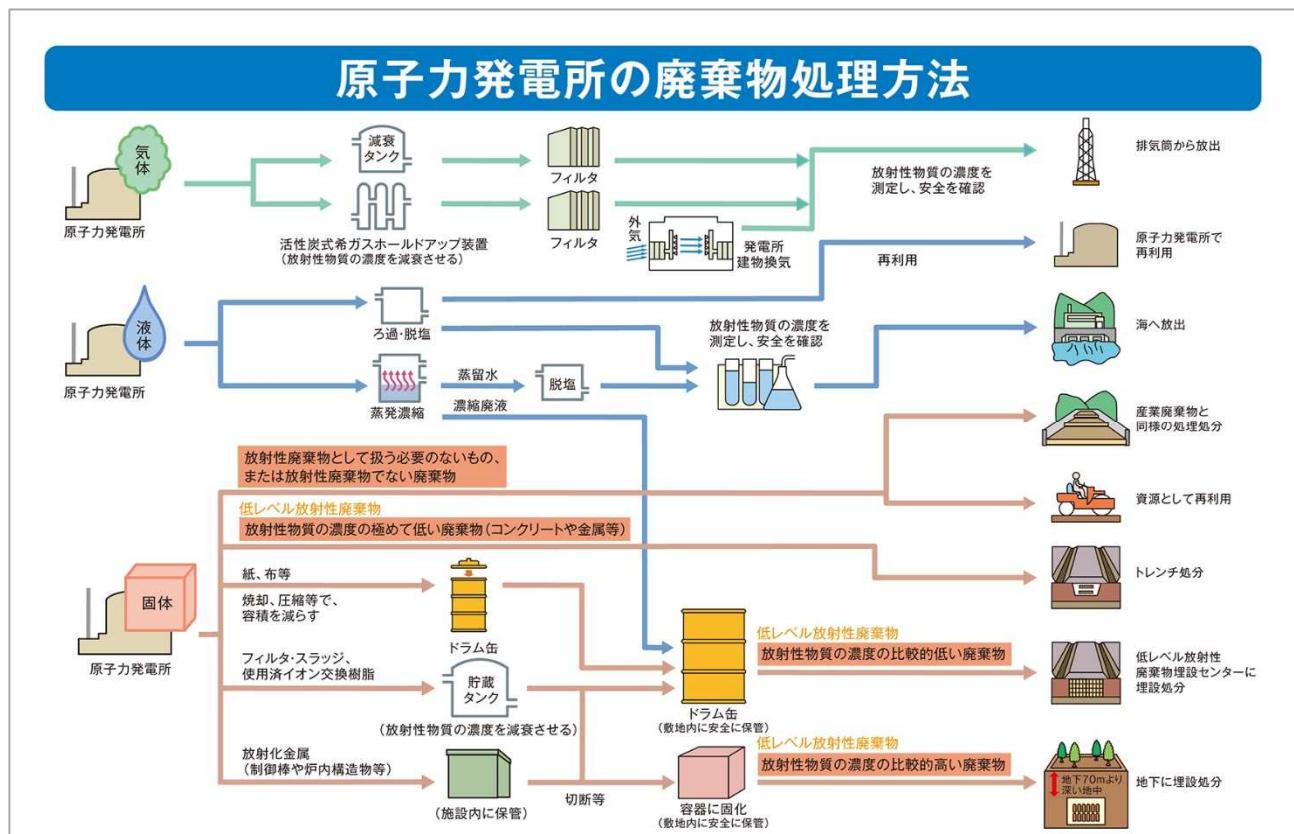
原子力発電所で発生する固体廃棄物は、再処理工場などで発生する高レベル放射性廃棄物と区別され、低レベル放射性廃棄物と呼ばれている。この廃棄物には、点検作業などで使用した器具、衣類などの雑固体廃棄物、液体廃棄物の濃縮により発生する濃縮廃液、使用済みの制御棒などがある。

これらの固体廃棄物は、その種類に応じてタンク類に長期貯蔵、または保管するか、あるいはドラム缶詰めなどの処理を施して発電所内に保管されている。廃棄物の量を減らすために、可燃性雑固体廃棄物の焼却設備や圧縮機の設置、発電所施設内への不要物の持ち込み低減などの対策が講じられている。

1992年12月、日本原燃㈱が青森県六ヶ所村に建設を進めていた「低レベル放射性廃棄物埋設センター」の1号埋設施設が操業を開始したことから、県内の原子力発電所に保管されている低レベル放射性廃棄物（ドラム缶）のうち濃縮廃液をアスファルト固化した均質固化体について輸送を開始した。

一方、雑固体廃棄物については、2000年に同埋設センターの2号埋設施設が完成し、受け入れを開始した。これに合わせ、県内発電所においても雑固体廃棄物を分別しドラム缶に詰めモルタルで固化、充てん固化体とする処理設備を整備し同年から輸送を開始している。

また、1次冷却水の浄化に使用した樹脂を処理する廃樹脂処理装置の整備が行われるとともに、低レベル放射性廃棄物の一層の減容を図るために美浜発電所では高周波溶融施設が導入されている。



### (3) 固体廃棄物の処分

原子力発電所では日常の運転やその解体に伴い低レベル放射性廃棄物が発生する。低レベル放射性廃棄物は、放射性物質の濃度レベル等により分類され、その処分方法も異なる。

## 1) 放射能レベルの比較的高い低レベル放射性廃棄物（L 1廃棄物）

低レベル放射性廃棄物の中でも放射能レベルが高いもので、使用済みの制御棒や施設の解体に伴い発生する炉内構造物など、原子炉運転中の中性子により強く放射化したものが主である。

一般の地下利用に対して十分な余裕を持った深い地下（約70m以深）にコンクリートピットなど放射性物質閉じ込め機能を持った処分施設を建設し処分する方針となっている。

安全規制や埋設濃度上限値などの法整備は終了しているが、廃棄体や処分施設の技術基準については検討中である。処分施設については、現在立地可能性の調査が行われている。

## 2) 放射能レベルの比較的低い低レベル放射性廃棄物（L2廃棄物）

放射能レベルが比較的低い廃棄物で、濃縮廃液や使用済樹脂、焼却灰、配管、機械等の金属廃材などである。地下数メートルの浅地中のコンクリートピットにドラム缶に詰め処分する方針となっている。均質固化体、充てん固化体については、関連法令が整備され、青森県六ヶ所村の日本原燃㈱「低レベル放射性廃棄物埋設センター」で埋設処分が行われている。

蒸気発生器や原子炉容器上部ふたなどの大型金属廃棄物については、現状では国内に処理施設等はなく、発電所内に保管されている状況であり、事業者が処理方法の検討を進めている。また、国は、こうした状況を踏まえ、関連する国際条約や再利用に係る海外の実例等を踏まえた制度改正を行い、2023年1月から相手国の同意を前提に有用資源として安全に再利用される等の一定の基準を満たす場合に限り例外的に輸出することを可能としている。

### ○均質固化体

発電所の運転に伴い発生する濃縮廃液をドラム缶にセメントやアスファルトとともに均質・均一に固型化したもの。1992年から六ヶ所村の「低レベル放射性廃棄物埋設センター」の1号埋設施設で埋設が開始された。

### ○充てん固化体

金属類、プラスチック、保温材、フィルタ類などの固体状廃棄物を種類ごとに分別しドラム缶に収納したあとセメント系充てん材で固型化したもの。2000年から六ヶ所村の「低レベル放射性廃棄物埋設センター」の2号埋設施設で埋設が開始された。

## 3) 放射能レベルの極めて低い低レベル放射性廃棄物（L3廃棄物）

施設の解体・改造に伴い発生するコンクリート廃材などで、放射能レベルが極めて低いことから地下数メートルのトレンチにそのまま埋め戻す等の簡易な処分とする方針となっている。

日本原子力研究所（現：（国研）日本原子力研究開発機構）東海研究所では、動力試験炉（JPD-R）の解体で発生した固体廃棄物のうちコンクリートの一部について同研究所内での埋設処分（廃棄物埋設実地試験）とした例がある。

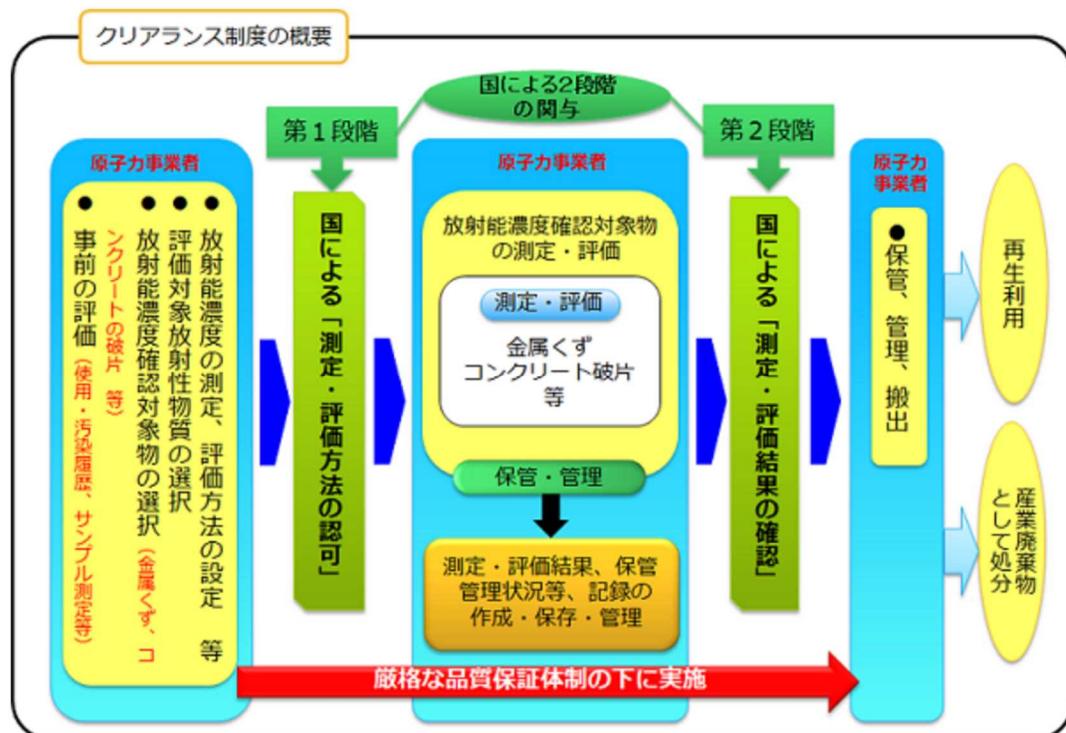
## 4) クリアランス制度の導入

原子力施設の解体作業や運転・補修に伴って発生する放射性廃棄物については、放射性物質の放射能濃度が極めて低く、安全上は放射性廃棄物として扱う必要のない物も含まれている。これらを適切に区分し、一般の廃棄物と同じような処分や再生利用ができるようにするために、放射性物質の放射能濃度が定められた値以下であることを国が確認するクリアランス制度が2005年12月に制定された。この放射性物質の濃度の基準をクリアランスレベルという。

事業者が原子力施設の解体等に伴って発生するクリアランスレベル以下の物を、再生利用や処分を行うためには、国による二段階の審査を受ける必要がある。第一段階では、測定および評価の方法が国の基準に適合しているかどうか、第二段階では、第一段階で審査を受けた方法に従って放射能濃度の測定および評価が実施され、かつ、クリアランスレベル以下であるか国の確認を受けることになる。

県内でのクリアランスは、2015年にふげんが「放射性物質の測定及び評価方法」の認可を原子力規制委員会に申請し、2018年に認可を受けた。その後、大飯発電所が2020年に同認可を申請し、2021年に認可を受けた。2024年3月末現在、福井県内においては、新型転換炉原型炉ふげんから約684t、大飯発電所1、2号機から約70tの廃棄物がクリアランスレベル以下であることの確認を終えている。そのうち、ふげんのクリアランス金属の一部は駐車場の車止め、大飯のクリアランス金属の一部は、2次系の弁等に利用されている。また、敦賀発電所も2016年に申請し、現在審査を受けている。

この他、放射性物質によって汚染されていない廃棄物「放射性廃棄物でない廃棄物(NR: Nonradioactive Waste)」の取り扱いに関するガイドラインが2008年5月に制定されている。県内では、2008年から各発電所で順次運用が始まっている。



出典：原子力規制委員会ホームページ

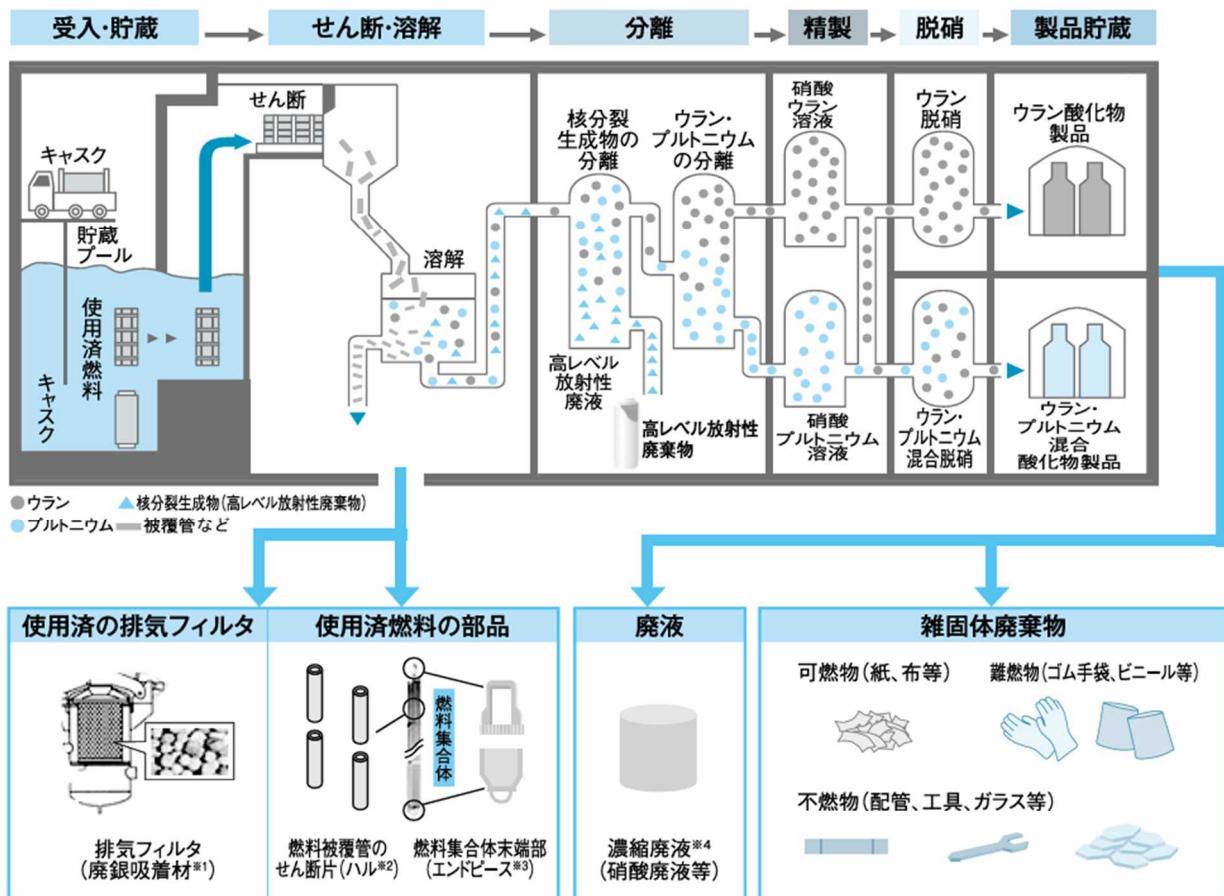
#### （4）使用済燃料

### 1) 再处理

燃料は、原子炉で4～6年間燃やした後、原子炉から取り出される。この使用済燃料には、まだ燃え残りのウラン235が1%程度、ウラン238から転換したプルトニウム239が1%程度など、燃料として再利用できる有用な物質が含まれている。

このため、使用済燃料は発電所内の使用済燃料貯蔵プールで放射能がある程度減衰するまで保管された後、再処理工場に輸送されている。搬出先としては、国内では青森県六ヶ所村に建設中の日本原燃㈱六ヶ所再処理工場および日本原子力研究開発機構の東海再処理施設、海外ではイギリス、フランスの再処理工場である。海外への搬出は、1998年1月で県内契約分を終了している。

## ■再処理の主な工程



### ※1 廉銀吸着材：

使用済の銀吸着材。銀吸着材は銀の化学吸着性を利用したフィルタで、再処理工程において使用済燃料のせん断・溶解にともない、ガスとして発生するヨウ素を吸着除去するために使用される。

### ※2※3 ハル・エンドピース：

使用済燃料集合体をせん断するときに取り除かれる燃料集合体の末端部をエンドピース、燃料棒を束のまま数cmの長さに細断し、内側の燃料を硝酸に溶解した後に溶け残った被覆管の断片をハルという。

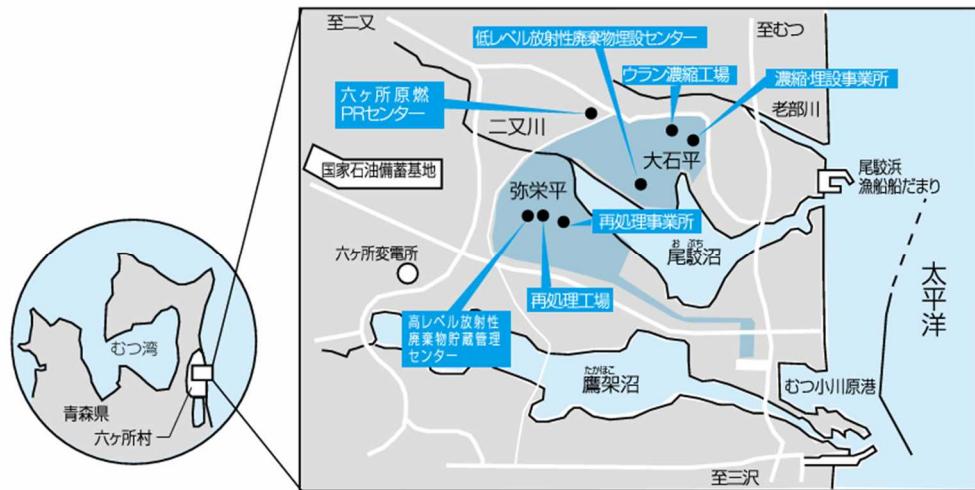
#### ※4 濃縮廢液：

酸回収、溶媒再生、除染、分析等により  
発生し、蒸発濃縮等の処理後、固化。

日本原燃㈱六ヶ所再処理工場では、使用済燃料受入れ・貯蔵施設が再処理施設本体に先んじて完成し、2000年12月から使用済燃料の受け入れが開始され、県内からも2001年度から搬出が開始された。同工場は、1993年に建設着手し、2006年から搬入された使用済燃料を用いたアクティブ試験を開始した。その後、ガラス溶融炉の試験停止などがあったものの、2013年に最終段階

となるガラス固化の試験を完了しており、使用前検査に向けて必要となる試験がすべて完了している状態となっている。また、2020年7月には新規制基準に適合し、現在は設計及び工事計画認可の審査や安全対策工事、使用前の検査や確認が進められている。

### ＜六ヶ所核燃料サイクル施設の概要＞



| 事業者    | 日本原燃株式会社                                                                             |                                                                                                                        |                                                                                                         |                                                                                         |
|--------|--------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------|
| 事業所    | 濃縮・埋設事業所                                                                             |                                                                                                                        | 再処理事業所                                                                                                  |                                                                                         |
| 施設     | ウラン濃縮施設                                                                              | 廃棄物埋設施設                                                                                                                | 再処理施設                                                                                                   | 廃棄物管理施設                                                                                 |
| 施設の概要  | 原子力発電所の燃料である濃縮ウランの生産。<br>生産能力(現在の許可規模) 450トンSWU/年<br>(将来的には 1,500トンSWU/年)            | 原子力発電所で発生した低レベル放射性廃棄物の埋設。<br>施設規模(既許可分) 12万m <sup>3</sup><br>(200tドラム缶 約60万本相当)<br>(将来的には約60万m <sup>3</sup> 同約300万本相当) | 原子力発電所の使用済燃料を再処理し、プルトニウムを抽出。<br>再処理能力 800tU/年<br>使用済燃料受入貯蔵能力 3,000tU                                    | 海外への再処理委託に伴い発生し、わが国に返還される高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)の管理。<br>貯蔵能力(既許可分) 高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体) 2,880本 |
| スケジュール | 事業許可申請 .....昭和62年5月<br>事業許可 .....昭和63年8月<br>着工 .....昭和63年10月<br><br>操業開始 .....平成4年3月 | 事業許可申請 .....昭和63年4月<br>事業許可 .....平成2年11月<br>着工 .....平成2年11月<br><br>操業開始 .....平成4年12月                                   | 事業指定申請 .....平成元年3月<br>事業指定 .....平成4年12月<br>着工 .....平成5年4月<br><br>再処理事業の開始(使用済燃料の受入れの操業開始) .....平成11年12月 | 事業許可申請 .....平成元年3月<br>事業許可 .....平成4年4月<br>着工 .....平成4年5月<br><br>操業開始 .....平成7年4月        |
| 法律上の事業 | 加工の事業                                                                                | 廃棄物埋設事業                                                                                                                | 再処理の事業                                                                                                  | 廃棄物管理事業                                                                                 |

日本原子力研究開発機構の東海再処理施設は、1977年から2007年までに、国内の新型転換炉原型炉ふげんや商業用の原子力発電所（BWR、PWR）の使用済燃料（約1,140t）を再処理し、燃料として再利用可能なプルトニウム、ウランを回収した。回収した一部は、再び燃料に加工され発電に使用され、核燃料サイクルの実証に貢献した。

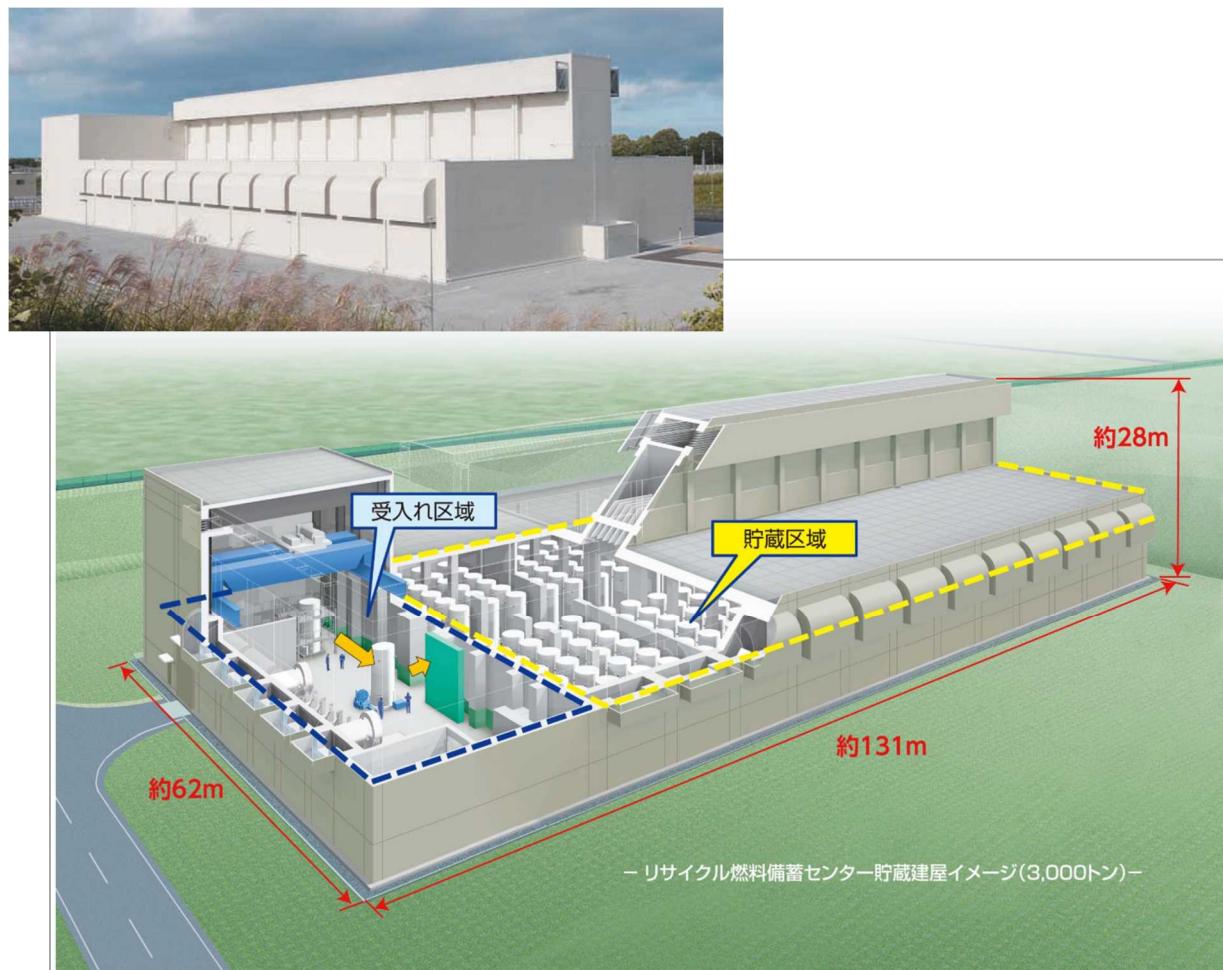
2007年からは、耐震性向上工事等のため停止していたが、2016年に日本原子力研究開発機構は再処理予定の燃料が軽水炉とは異なる特別な炉型の燃料のみである等の現状と新規制基準対応にかかる費用対効果を勘案し、廃止措置へ移行する方針を示した。その後、2018年に廃止措置計画の認可を受けて廃止措置に移行している。

## 2) 中間貯蔵施設

使用済燃料については、現在建設中の日本原燃㈱六ヶ所再処理工場が稼働した場合でも、国内原子力発電所から1年間に発生する使用済燃料すべてを再処理する再処理能力はなく、将来、原子力発電所の使用済燃料貯蔵プールが逼迫することが予想されたことから、1998年6月の総合エネルギー調査会原子力部会中間報告「リサイクル燃料資源中間貯蔵の実現に向けて」では、2010年までに使用済燃料中間貯蔵施設の操業開始に向け国や事業者が確実に取り組むことが不可欠と提言された。これを受け国は、1999年に原子炉等規制法の一部を改正し、発電所外での使用済燃料の貯蔵を可能とした。

東京電力㈱および日本原子力発電㈱が青森県むつ市への中間貯蔵施設の建設を計画し、2004年2月に中間貯蔵施設の立地協力要請を受けた青森県およびむつ市は、2005年10月にこの要請を受諾し、青森県、むつ市、東京電力㈱、日本原子力発電㈱の4社間で協定を締結した。同年11月には、東京電力㈱と日本原子力発電㈱による新会社「リサイクル燃料貯蔵株式会社」が設立された。

同社は、2007年3月に使用済燃料貯蔵事業許可申請書を国へ提出し、2010年3月に認可を受けた。1棟目の貯蔵建屋（容量3,000t）は、2010年8月に着工し、2013年8月に完成した。その後、2020年11月に新規制基準に適合し、安全対策工事や地元との安全協定の締結などを経て、2024年9月に柏崎刈羽原子力発電所から金属キャスク1基を受け入れ、同年11月に原子力規制委員会の使用前確認証の交付を受けて事業を開始している。



出典：リサイクル燃料貯蔵㈱ホームページ

### 3) 高レベル放射性廃棄物

使用済燃料を再処理し、ウラン、プルトニウムを回収した後には、核分裂生成物などを主成分とする高レベル放射性廃棄物が発生する。高レベル放射性廃棄物には、半減期が長く強い放射線を出す核種が比較的多く含まれているため、長期間にわたり人間環境から隔離する必要がある。日本では、高レベル放射性廃棄物をガラス固化した後、30年から50年間程度冷却のため貯蔵し、その後地層処分することとしている。

これまでに、海外での再処理委託に伴って発生した高レベル放射性廃棄物は、現地でガラス固化された後、安全対策を施した専用輸送船で、1995年4月から日本に返還されており、現在、日本原燃㈱の青森県六ヶ所村高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターで貯蔵されている。

高レベル放射性廃棄物の最終処分については、2000年5月に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」が成立した。これを踏まえ同年9月、2028年代後半を目途に最終処分を開始するとして「特定放射性廃棄物の最終処分に関する計画」が策定され、同年10月に処分実施主体である「原子力発電環境整備機構（NUMO）」が設立された。

処分地の選定については、3段階のプロセス（①概要調査地区の選定（文献調査）、②精密調査地区の選定（概要調査）、③最終処分施設建設地の選定（精密調査））を経ることとなっており、NUMOは、2002年12月から概要調査地区を選定するための文献調査を行う地区について、全国の市町村を対象に公募を行っている。また、国は、2015年5月に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」を閣議決定しており、この中でNUMOが行う概要調査地区等の選定の円滑な実現に向け、国が前面に立って取り組むため、概要調査地区等の選定の円滑な実現に向けたNUMOによる調査の実施や活動に対する理解と協力について、関係地方公共団体に申し入れるとしている。

その後、2017年7月に国が「科学的特性マップ」を公表し、これを契機に国とNUMOが全国で対話活動を展開している中、2020年11月、北海道寿都町と神恵内村で文献調査が開始された。

2023年4月、国は、最終処分事業に关心を持つ地域が限定的な状況であることから、最終処分の実現に向け、政府一丸となり、政府の責任で取り組んでいくため、国から首長への直接的な働きかけの強化や关心や問題意識を有する首長等との協議の場の新設、関係府省庁連携による取組の強化等を行うこととし、「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」の改訂を行っている。

## 7. 放射線業務従事者の被ばく管理

原子力発電所の放射線業務従事者（以下「従事者」）の被ばくについては、線量を法令で定める基準（5年間で100mSvかつ年単位では50mSv）を下回ることはもちろん、合理的に達成可能な限り低くするように努めることが必要である。

原子力発電所では、従事者が放射線を受けたり、放射性物質で衣服が汚染されたりするおそれのあるところを「管理区域」と定め、他の場所と区別して、立入りを制限している。県内原子力発電所では、管理区域に立ち入る場合、従事者にガラス線量計（ガラスバッヂ）やアラームメータなどの放射線測定器の携行が義務付けられており、アラームメータの測定結果は、自動読取装置でコンピュータに取り込まれ、従事者ごとに線量が管理されている。また、定期的にホールボディカウンタなどにより内部被ばくについての確認も行っている。

各発電所では、作業実施前に被ばく低減の観点から検討を行い、作業内容を改善するとともに、自動遠隔点検装置などの導入により、従事者の被ばく低減に努めている。

また、いくつもの原子力発電所で働く従事者の放射線管理を一元化するため、従事者の受けた放射線の量は、放射線登録管理制度により、（公財）放射線影響協会の放射線従事者中央登録センターへ登録される。そして、放射線管理に万全を期するため、従事者は、センターが発行する総線量が記載された放射線管理手帳を携帯することになっている。

## 8. 運転員の教育訓練など

原子力発電所の運転員の資質、能力の維持向上を図るため、1971年に株式会社BWR運転訓練センター（B T C）が、1972年には株式会社原子力発電訓練センター（N T C）が設立され、幅広い教育・訓練が行われている。とりわけ米国スリーマイル島原子力発電所の事故を契機に、新しいシミュレータの設置、特別事故訓練コースの追加などの強化が図られた。

また、同事故の教訓から運転員のうち運転責任者（当直長）については、運転操作について総合的見地に立って適切な指揮をする重い立場にあることから、1980年度に運転責任者資格認定制度が設けられた。

一方、保修員および関連企業の社員などの実務訓練を行うため研修センターが設置され、保修員等の知識や技能の向上が図られている。

### ○株式会社原子力発電訓練センター（N T C）

- ・ 加圧水型原子力発電所（PWR）の運転員の教育・訓練を行っている。
- ・ 高浜発電所3号機（出力87万kW）、大飯発電所3号機（出力118万kW）、泊発電所1号機（出力57.9万kW）をモデルとした3台のシミュレータおよび泊発電所3号機（出力91.2万kW）と伊方発電所2号機（56.6万kW）を切り替えて使用できる総デジタル型のシミュレータ1台が設置されており、延べ24,808人、5,664チームが訓練を終了（2023年3月末現在）している。
- ・ 運転員は、実際のプラントを運転しているのと全く同じ状況に置かれるため、実物そのままの訓練が可能で、加えて各種の異常状態や事故に対する即応動作を繰り返し訓練することができる。

## ○(国研)日本原子力研究開発機構国際原子力情報・研修センター

- ・「もんじゅ」で使われているナトリウムや機器などの取り扱いや保守点検の教育訓練を行っており、例えば、ナトリウム取扱訓練棟ではナトリウムの燃焼の様子の観察や消火訓練などが行われている。
- ・保守棟では実物大の機器モデルを使った訓練や電気設備の保守点検訓練なども行われている。
- ・「もんじゅ」に隣接する総合管理棟には、中央制御盤を模擬した運転訓練シミュレータが設置されており、実際の中央制御室と同じ感覚で通常運転・起動操作訓練や異常時対応訓練が行われている。

## ○関西電力(株)原子力研修(運転サポート)センター(おおい)

- ・2006年9月に発足した原子力運転サポートセンターには、高浜発電所1、2号機と大飯発電所1、2号機の中央制御盤を実物大で模擬したシミュレータが設置されている。
- ・このシミュレータを使用して、プラント起動・停止操作の訓練や機器の軽故障から多重事故までさまざまな事象を模擬した事故時対応訓練、運転員のチームワークを維持向上させるための訓練などが行われている。
- ・訓練風景は、隣接するPR施設「エルガイアおおい」からガラス越しに見学することができる。

## ○関西電力(株)原子力研修センター

- ・原子力発電所の保修業務に従事する者の教育訓練を行うため、1983年10月に開設された。
- ・実技訓練に用いる設備は、原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプなど発電所の主要な設備の実機、もしくは実物大で模擬したもので、年間延べ約3,000人（うち約2～3割は関連企業の作業員）が保修技術習得のため訓練を実施している。

## ○日本原子力発電(株)敦賀発電所運転シミュレータ

- ・運転員の訓練の効率化と強化を図るため、敦賀発電所に小型シミュレータ（1号機用および2号機用）を設置し、運転員の操作技能や知識の維持・向上を目的とし、日常的・効果的な運転員教育を実施しているほか、過酷事故教育や技術系社員の教育も実施している。

## ○(株)原子力安全システム研究所

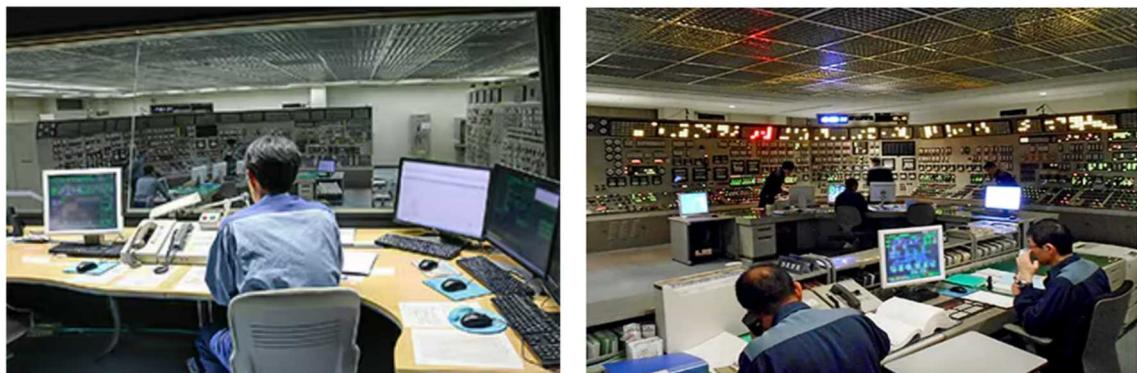
- ・1991年に発生した美浜発電所2号機の蒸気発生器伝熱管破断事故を教訓に、原子力発電所の社会的な信頼性と技術的な安全性の一層の向上と、社会や環境とのよりよい調和を目指して、1992年に設立された。
- ・社会システム研究所と技術システム研究所の2つの研究所から構成されており、技術的側面のみにとどまらず、社会科学的、人間科学的な側面からの研究に取り組んでいる。
- ・研究所設立以降、京都府の「けいはんな」で研究活動を行っていたが、1997年11月美浜町毛ノ鼻団地に移転し、本格的業務を開始した。その後、2004年8月に生じた美浜発電所3

号機2次系配管破損事故を踏まえ、高経年化研究センターを設置し、機器・構造物の経年変化の挙動を把握・予測するための研究を推進している。

- 2007年にはヒューマンファクター研究の充実を図るために「ヒューマンファクター研究センター」を、2010年には熱流動分野の研究強化を図るために「熱流動実験棟」を建設するなど、原子力を巡る環境の変化に対応した運営を行っている。

#### ○日本原子力発電株敦賀総合研修センター

- 2008年度の福井県エネルギー研究開発拠点化計画推進方針において重要施策の一つとして位置付けられ、原子力安全の観点から人材育成のさらなる充実を図るため、社員研修に加え、国内の技術者や学生、海外からの研修生などを対象とした体系的な研修ができる施設として2012年に開設された。
- 敦賀発電所2号機のフルスコープシミュレータやループ設備等の保修訓練設備、安全体感設備等の研修、訓練施設のほか、長期間の研修に参加する研修生向けの宿泊施設も備えている。また、原子力に関する知識の習得や技能の向上を目的とした約30コースの研修を公開研修コースとして一般向けに募集し、開催している。



関西電力(株)原子力研修（運転サポート）センター（おおい）

## 9. 核燃料物質の輸送

原子力発電所で使用される核燃料物質(新燃料および使用済燃料)の輸送は国内での輸送の他に、国際間でも輸送されるため、IAEAが策定する「放射性物質安全輸送規則」を国内法令に取り入れ、これに基づいた規制を行っている。

核燃料物質等の輸送の種類としては陸上、海上、航空輸送があり、規制の項目も輸送方法や経路と日時など多岐にわたることから、複数の行政局で規制を分担している。陸上輸送を含む輸送の場合、輸送物の設計承認、容器承認、輸送物の確認については、原子炉等規制法に基づき、原子力規制委員会が実施している。一方、海上輸送のみの輸送である場合、これらの役割は国土交通省が行うこととなる。また、運搬方法の確認は、国土交通省、運搬経路等については都道府県公安委員会(海上輸送の場合は海上保安庁)がそれぞれ安全規制を実施している。

実際の輸送に当たっては、陸上輸送では交通事故等に巻き込まれないよう先導車や警備車等を配した隊列輸送を行っており、海上では二重船殻構造等を持つべきわめて沈みにくい構造の輸送専用船を使用するなど安全の確保に努めている。

1998年10月、原燃輸送㈱および原電工事㈱が使用済燃料輸送容器の製造にあたって製作した大型試験用模型の中性子遮へい材の材料組織分析データ(密度、ホウ素、水素濃度)について、一部改ざんが行われていたとの事実を公表。科学技術庁では、「使用済燃料輸送容器調査検討委員会」を設置し、データ改ざんの事実関係の確認、輸送容器の安全性評価等について検討を行うとともに、品質管理強化などの再発防止策を図った。

## 10. 自衛消防体制の強化

新潟県中越沖地震の際に発生した柏崎刈羽原子力発電所の所内変圧器の火災を踏まえ、国は原子力施設における初期消火活動の体制の整備を図るため省令を改正し、2008年6月20日に公布、8月25日に施行した。

改正後の省令では、初期消火体制を整備し、その体制を保安規定の記載事項とすることが求められている。この省令改正を受け、事業者は保安規定を改正するとともに、初期消火活動要員の配置や化学消防自動車の配備等を行った。

福島第一原子力発電所事故後は、新規制基準において、原子力施設の火災消火の自動化が要求されており、事業者は、スプリンクラーやガス消火装置を設置した。また、自動消火が期待できない場合にあっても、初期消火活動要員(自衛消防隊)にて対応できるように、事業者は各種訓練や教育を行い、継続的に能力向上を図っている。

### ○初期消火活動要員(自衛消防隊)の主な訓練・教育

- ・ 火災発生を想定した公設消防機関への通報訓練
- ・ 火災発生を想定した公設消防隊との連携による現場指揮本部設置・運営や消火活動など消防総合訓練
- ・ 発電所に配備した消防資機材の取扱い訓練
- ・ 防火管理講習会・火災防護教育

## 11. 核セキュリティの強化

核セキュリティは、従来から様々な国際的な議論および取組みが行われてきた。80年代の関心は核物質の国際輸送時の防護にあったが、旧ソビエト連邦の崩壊に伴う核関連施設由来の核物質の不法な移転の事例の発生や2001年の米国における同時多発テロの発生等を受け核爆発装置および放射性物質の発散装置を用いたテロの脅威に対する認識が高まり、国際社会は核物質ばかりではなく、その他の放射性物質の防護を含めた核セキュリティの確保に対して高い関心を払うようになっている。

このような国際的状況を受け、IAEAでは加盟国の核セキュリティ体制の整備および強化を支援するため、最上位文書としての基本文書(2013年2月発行)および3つの分野別の勧告文書(2011年1月発行)を取りまとめている。

我が国では、原子力規制委員会(発足前は原子力委員会等)において核セキュリティに関する必要な検討や法令の改正が行われてきた。

2005年5月には核セキュリティに関する国際的な動向に対応し、核物質防護対策を強化するため、原子炉等規制法を一部改正し(2005年12月施行)、これにより、核物質防護規定の遵守状況に関する国の検査制度が新設されるとともに、防護に関する秘密を知り得る事業者等に対して守秘義務を課し、違反者に対しては罰則が適用されることとなった。

また、原子力委員会では2007年に核物質防護専門部会を立ち上げ、2011年9月にはIAEA核セキュリティシリーズの文書の基本文書案を参考にして、我が国における核セキュリティの確保に対する基本的考え方を示す報告書「核セキュリティの確保に対する基本的考え方」を取りまとめた。基本文書に次ぐ位置づけである勧告文書についても、検討を行い、2012年3月に「我が国の核セキュリティ対策の強化について」を取りまとめた。

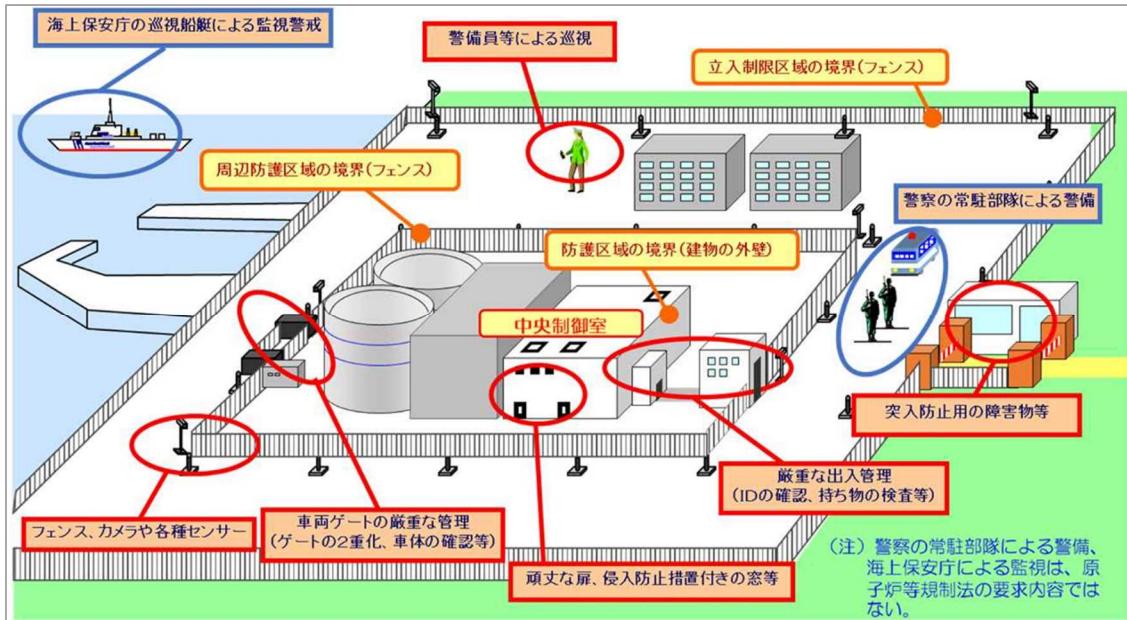
その後、2011年12月および2012年3月にIAEAの核物質防護勧告文書を踏まえた原子力発電所における立ち入り制限区域の設定、福島第一原子力発電所事故を踏まえた防護の強化、サイバーテロ対策および原子力発電所における内部脅威対策の強化を合わせて法令を改正し、新たな核物質防護対策として規定した。

加えて、デジタル化の負の側面として、サイバー攻撃件数の増加も顕著となっていることから、原子力発電所等の安全性確保の観点で、サイバーセキュリティ対策の強化が不可欠になっている。原子力規制委員会は、IAEAによる勧告文書を踏まえ、原子力施設における内部脅威対策(個人の信頼性確認の実施及び防護区域内における監視装置の設置)の強化に加え、サイバーセキュリティ対策の継続的な改善等に係る制度整備を着実に進めている。2022年3月には、サイバーセキュリティ対策のため、核物質防護措置に係る審査基準等の一部改正を行った。

これらを踏まえ、事業者等は、原子力施設において防護区域を定め、当該施設を鉄筋コンクリート造りの障壁等によって区画するとともに、出入管理、監視装置の設置、巡視、情報管理等を行っている。また、原子力の安全性向上に向けた原子力産業界の自主的取組を行う組織である原子力エネルギー協議会(ATENA)も、原子力発電所におけるサイバーセキュリティ対策導入に関するガイドを2020年3月に発刊しており、事業者は、同ガイドラインに沿った安全対策を実施している。

事業者等が講じる防護措置の実施状況および核物質防護規定の遵守状況については、原子力規制委員会が、検査(原子力規制検査)において定期的に確認している。

2020年度には、柏崎刈羽原子力発電所におけるIDカード不正使用事案および核物質防護設備の機能の一部喪失事案を踏まえ、同発電所の原子力規制検査における対応区分が「第4区分」とされた。原子力規制委員会は、2021年4月に東京電力(株)に対して是正措置命令を発出し、追加検査を実施した。



出典：原子力規制委員会 令和6年度年次報告

## 12. 外部機関による評価

### (1) 国際原子力機関 (IAEA)

IAEAは、原子力発電所の運転安全性を評価するために、加盟国からの要請を受け、OSART (OSART : Operational Safety Review Team) やSALTO (SALTO : Safety Aspects of Long Term Operation) のレビューを実施している。

OSARTは、IAEA職員や各国から参加する専門家で構成され、発電所の記録類の調査、発電所職員等との対話、作業状況の確認を通して、運転や保守等の9分野の実施状況について、IAEAの安全基準や国際的な経験等に照らして評価する。また、調査した発電所の運転安全性の評価や改善提案、助言、良好事例等を報告書として取りまとめるとともに、改善提案・助言等に対する発電所のその後の対応状況についても評価を実施している。

SALTOは、原子力発電所の高経年化が進む中、長期運転のための支援プログラムとして、当初、OSARTのオプションとして2005年に開始され、加盟国からの要請に基づき、長期運転安全評価を実施しており、長期運転のための組織体制、プログラム、設備機器の劣化管理といった長期運転にフォーカスした6分野について、IAEAの安全基準や他国の良好事例等に照らして評価が行われ、改善提案、助言、良好事例等が報告書として取りまとめられる。

福井県原子力安全専門委員会は、2021年4月に取りまとめた報告書で、「美浜発電所3号機および高浜発電所1、2号機は、運転開始後40年を経過したプラントであり、また、福島第一原子力発電所事故後に定期検査により停止した後、長期停止が続いている。このため、海外で先行している40年超運転プラントの知見などを取り入れるとともに、設備、機器の点検強化を図ることで、高経年化対策や保守管理の充実強化に努めていく必要がある。」として、関西電力㈱に対して、「IAEAなどの外部評価を受けることにより、国際的知見や提言を取り入れ、プラントの安全性向上を図ること」を求めた。

これを受け、関西電力㈱は、運転開始後40年を超えて運転している美浜発電所3号機において、国内で初めてSALTOを招聘することを決定し、2024年にレビューを受けた。関西電力㈱は、今後、フォローアップ調査を2026年に受ける予定としている。

### (2) その他の外部専門組織

1999年9月に発生したJCOウラン加工施設の臨界事故を教訓として、原子力産業に携わる事業者や研究機関などが、同年12月「ニュークリアセイフティーネットワーク (NSネット)」を設立した。

NSネットでは、原子力産業全体での安全文化の共有化・向上を図るとともに、安全に関する情報交換や過去事例等に基づく教育支援、ピアレビュー (会員間の相互評価) などを行っていた。2005年4月には、事業者からの独立性を有し、原子力施設の自主活動の促進や安全・安定運動の確保に取り組む「日本原子力技術協会」(JANTI) が設立され、同協会がNSネットの事業を継承した。

その後、2011年3月の福島第一原子力発電所事故を経て、原子力規制委員会は2013年7月に、原子力発電所の重大事故対策、最新の技術的知見の導入、運転期間延長認可制度の導入等の新規制基準を決定した。そして、事業者は、事業運営において世界最高水準の安全性を追求し、確立することが求められた。

このため、事業者の自主規制機関の役割を担っていた（一社）日本原子力技術協会（JANTI）は解消され、2012年11月15日により強い独立性と牽引・牽制機能を持った（一社）原子力安全推進協会（JANSI）が発足した。

JANSIは、日本の原子力利用を進める「JANSIの安全文化」の7原則を基本に、事業者の安全性向上対策の評価と提言・勧告および支援、原子力施設の評価と提言・勧告および支援、およびそれらを支援する安全文化の醸成、技術情報の分析・周知、人材の育成等の共通的な基盤活動を進めている。

### ○ピアレビューの実施

- ・ 世界原子力発電事業者協会（WANO）や原子力安全推進協会（JANSI）のピアレビューは、会員の専門家で構成されたレビューチームが発電所を訪問し、現場視察やインタビューなどを通して、国内外の最高水準と比較してさらに改善できるところについて事業者と議論を交わすことで、発電所の安全性や信頼性をより向上させることを目的に行われている。
- ・ これまでのレビューにおける提言を受けて、原子炉冷却材喪失事故時における非常用炉心冷却設備再循環の自動切替への変更、全交流電源喪失時における1次冷却材ポンプシール部からの漏えい防止機構の導入などの設備変更や、蒸気発生器細管破損時における破損蒸気発生器満水防止操作など運転マニュアルへの反映がなされてきている。

