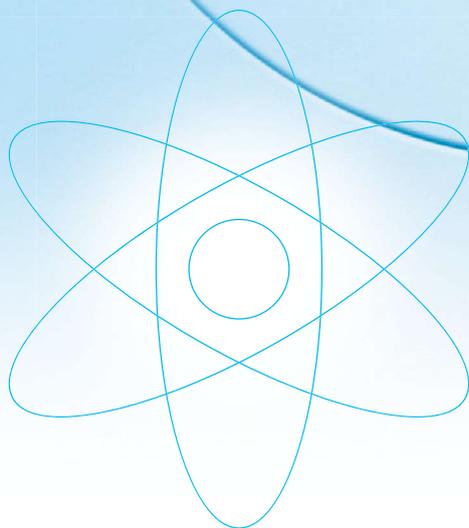
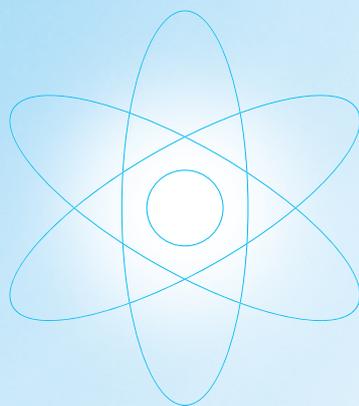
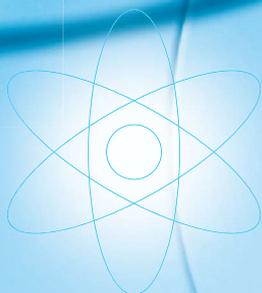
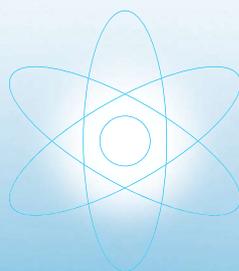
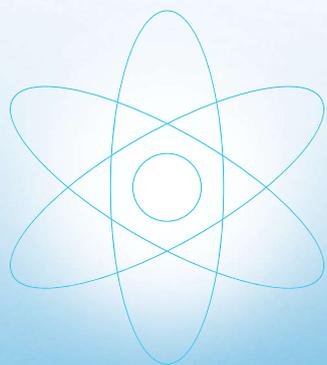


第4章

原子力発電所の安全確保対策





1. 安全確保対策

(1) 安全確保の基本的考え方

原子力発電所の安全確保の基本は、運転によって生じる放射性物質の周辺環境への放出を抑制し、平常時、事故時を問わず周辺に影響を与えないようにすることである。

この基本にのっとり、わが国では基本設計、詳細設計、建設、運転の各段階ごとに法令などに基づく厳しい安全確保対策が講じられている。

原子力発電所の設計方針は、原子力発電所の事故を防止するための「多重防護(深層防護)」の考え方、また、平常運転時の周辺公衆の被ばくを低減させるための「合理的に達成できる限り低く(ALARA)」の考え方に基づいている。

① 平常運転時における被ばく低減に係る

安全確保対策「ALARA」の考え方

周辺公衆に対する放射線防護の考え方は、運転に伴って環境に放出される放射性物質の量については、これによる周辺公衆の被ばくが法令で定める線量限度以下とすることはもちろん、国際放射線防護委員会(ICRP)の放射線防護の基本的考え方「合理的に達成できる限り低く(ALARA: As Low As Reasonably Achievable)」に基づき、線量限度を十分に下回るように所要の放出低減対策を講じた設計とすることが求められる。

わが国では、原子力発電所周辺公衆の被ばくを線量限度の1/20以下にするように設計することと定められている。

② 原子力発電所の事故防止に係る安全確保対策「多重防護(深層防護)」の考え方

第1のレベル

機器の故障、破損などの事故の原因となるような異常の発生を極力防止する。具体的には、

- 安全上十分余裕のある設計と高性能・高品質な機器や材料を使用し、高い信頼性を確保するとともに、使用中もその健全性を確認できる構造とする。
- 運転員の誤操作を防止する設計(インターロック機能など)とする。
- 機器のシステムの一部に故障があった場合でも異常が発生しない設計(フェイルセーフ)とする。

第2のレベル

第1の対策にもかかわらず、異常が発生した場合において、異常の拡大および事故への発展を防止する。具体的には、

- 機器等の異常を早期発見できる検出、監視装置を設置するとともに必要な安全保護動作(例えば、原子炉の緊急停止)を起こさせるため独立性、多重性を持った安全保護装置を設置する。

第3のレベル

第1、第2の配慮にもかかわらず事故が発生したと仮定した場合においても、放射性物質の環境への放出を防止する。具体的には、

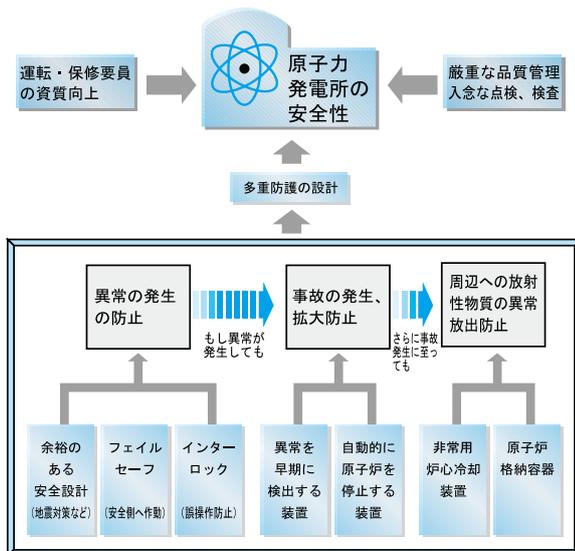
- 独立性、多重性を持たせた非常用炉心冷却装置、原子炉格納容器などの安全防護設備を設置する。

③事故時における周辺公衆の安全確保対策

万一の事故を想定した場合でも、これによる周辺公衆の安全が確保されるよう、原子炉の立地に当たっては、その安全防护設備との関連において、十分公衆から離れていることなどの条件を整えさせることとしている。

①、②、③の安全設計の考え方にに基づき、原子力安全委員会により、具体的な安全設計、審査方針などが策定されている。これらの指針に基づき、わが国の原子力発電所は、基本設計段階で行政庁（経済産業省）および原子力安全委員会による安全審査を受け、また詳細設計段階で行政庁の審査を受けて建設されているが、建設段階および運転段階においても、厳重な検査および点検が実施されている。原子力発電所の安全は、設計段階から運転段階に至るまで厳重でたゆまぬ安全規制で確保されている。

■安全確保の体系



④多重防護(深層防護)の最近の考え方

多重防護の考え方は、②で示した第1レベルから第3レベルが基本であるが、米国スリーマイル島原子力発電所の事故や旧ソ連チェルノブイル原子力発電所の事故を踏まえ、国際原子力機関（IAEA）では、本章で後述するアクシデントマネジメント対策を第4レベル、第5章で述べる防災対策を第5レベルの防護措置として位置付けている。

(2) 原子炉の自己制御性

原子炉が運転中に、制御棒の異常な引き抜き、飛び出し（PWR）、または落下事故（BWR）など原子炉に正の反応度加わる事故が発生したと仮定すると、原子炉の出力は急上昇する。もちろん、制御棒の異常な引き抜き事故などが発生しないようにインターロック機能などの安全対策が万全にとられているが、このような事故が発生したと仮定しても、わが国の原子炉は自ら出力の上昇を抑制する性質を持っているので、原子炉は暴走することなく安全に停止する。

出力が上昇すると、燃料温度および減速材温度が上昇する。燃料の温度が上昇すると、ウランのドップラー効果（中性子が核分裂を起こさずに吸収される割合が増加する）により負の反応度（出力を下げる効果）が加わる。また、減速材の温度が上昇すると、減速材の密度の減少、または沸騰によるボイド（気泡）の発生により、中性子の減速効果が悪くなり、負の反応度が加わる。このように出力が上昇すると自然に負の反応度が加わり、出力上昇を自ら抑制する特性を「原子炉の自己制御性」または「固有の安全性」と呼んでいる。



わが国の原子力発電所は、この原子炉の固有の安全性を持つように設計されており、原子力安全委員会の安全設計審査指針に「すべての運転範囲で固有の負の反応度フィードバック特性を有する設計であること」と規定されている。

(3) 原子力発電所の地震対策

原子力発電所では、地震に対して、次のような対策がなされており、大きな地震が発生しても、原子力発電所周辺の住民に放射線による影響を与えないよう、万全を期している。

まず、原子力発電所の建設予定地およびその周辺地域について、詳細な文献調査や地質調査等が行われる。

次に、原子力発電所の耐震設計に当たっては、建設予定地周辺での過去に起こった地震の発生状況や建設予定地周辺での活断層の存在を詳細に調査し、建設予定地に最も影響を与えるおそれのある地震を想定している。そしてこれらの地震が発生したときにおいても、原子炉建屋等の安全上重要な建物や機器等は、その安全機能が損なわれないよう、十分な支持力を有し、地震による揺れの増幅も小さい堅い岩盤上に直接設置している。

また、原子炉建屋内には、地震感知装置を設置しており、大きな揺れを感知すると、原子炉を安全に自動停止するしくみが備えられている。

このような原子力発電所の耐震安全性は、原子力安全委員会が定めた「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に基づいてその妥当性が判断される。この指針は昭和53年に定められ、何度か改訂が行われたが、地震および地震工学に関する新たな知見の蓄積や耐震設計技術

の著しい改良や進歩を反映し、平成18年9月に全面的に見直された(新耐震指針)。

新耐震指針の概要

新耐震指針においては、耐震設計の基本方針として、「耐震設計上重要な施設は、敷地周辺の地質・地質構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動」を策定し、これによる「地震力に対して、その安全機能が損なわれないように設計」することにより、地震に起因する外乱によって周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくを与えないようにすることを基本とすべきとしている。これは、旧耐震指針の基本方針と同等の考え方である。

【新耐震指針の主な変更点】

1) 地質調査等の高度化

①活断層評価年代の拡張

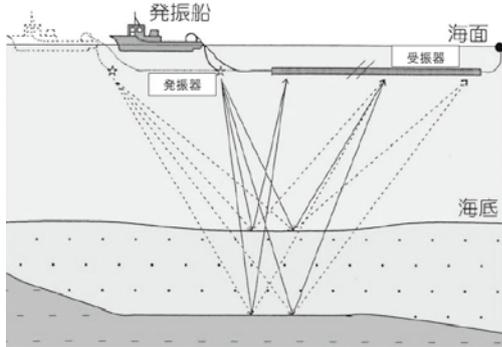
耐震設計上考慮する活断層について、これまで5万年前以降に活動した可能性のあるものとしていたが、これを後期更新世以降(12~13万年前以降)の活動が否定できないものにまで拡張。

②新しい活断層調査手法の導入

文献調査や空中写真判読など従来の調査に加え、変動地形学的調査、地表地質調査、地球物理学的調査手法を用いた総合的な調査を実施。

■海上音波探査

船から海底に向けて音波を発信すると音波は海底や海底下の地層の境界などで反射して戻ってくる。この反射波の記録を解析することにより、海底の地質構造を調べる。



2) 地震動の評価策定方法の高度化

①敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の評価の高度化

これまでの「応答スペクトル」による経験的な評価手法に加え、地震発生メカニズムを詳細にモデル化できる「断層モデル」による解析手法を全面的に取り入れ、両者の長所を活かす。

②震源を特定せず策定する地震動の評価の高度化

これまでマグニチュード6.5の直下地震を想定していたが、震源と活断層を関連付けること

が困難な内陸地殻内の地震については、国内外の観測記録を基により厳しい「震源を特定せず策定する地震動」を策定。

③鉛直(上下)方向地震動の個別評価

鉛直方向の地震動評価は、これまで水平方向の最大加速度の2分の1一定とした静的な地震動としていたが、鉛直方向についても個別の動的な地震動として評価。

3) 耐震安全に係る重要度分類の見直し等

①安全上の最重要施設の範囲の拡張

耐震安全設計上最も重要な施設の範囲を、これまでの原子炉格納容器等(旧Asクラス)に加え、非常用炉心冷却系など(旧Aクラス)にまで拡張し、Sクラスとして一本化(Aクラスの格上げ)。

②地震随件事象の考慮の明記

地震随件事象(周辺斜面崩壊、津波等)により、施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがないことを考慮した上で設計することを明記。

■新耐震指針の主な内容

	項目	旧耐震指針	新耐震指針	ポイント
地質調査	活断層調査	敷地周辺(30km)、敷地、炉心予定位置それぞれの調査を要求	・敷地からの距離に応じた十分な調査 ・特に敷地近傍(5km)は、精度の高い詳細な調査を要求	より入念な調査
	活断層評価	5万年前以降に活動したもの	後期更新世以降(約12万年~13万年前以降)に活動したもの	より厳しい水準
基準地震動の策定	地震動評価	基準地震動 S1、S2	基準地震動 Ssに一本化	より高度な手法
		応答スペクトル	応答スペクトル+断層モデル	
		マグニチュード6.5の直下地震	震源を特定せず策定する地震動	より厳しい水準
耐震安全性評価	地震力の算定	水平は動的地震力から算定 鉛直は静的地震力から算定	同左 鉛直は動的地震力から算定	より高度な手法
	重要度分類	4分類 As、A、B、Cクラス	3分類 As、A→Sクラス (Aクラスの格上げ) B、Cクラス→変更なし	より厳しい水準



4) 確率論的安全評価手法活用に向けた取り組み

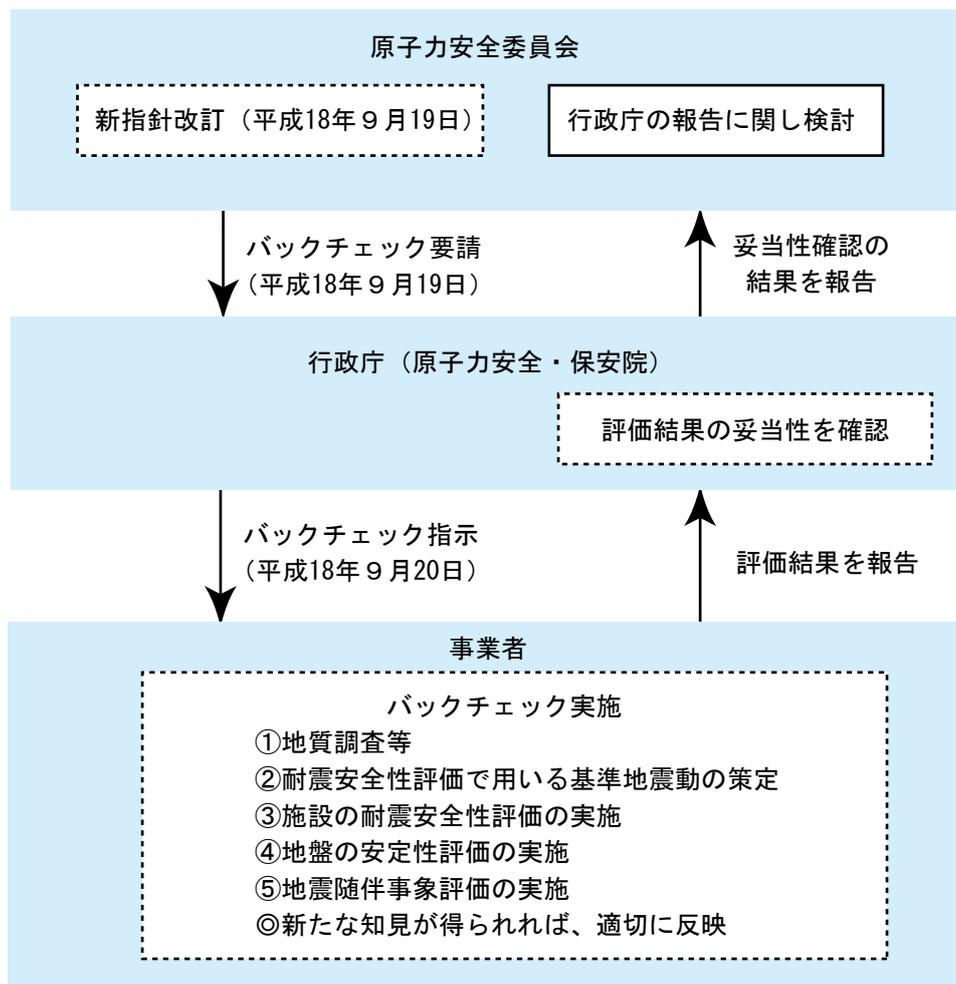
想定した基準地震動を上回る地震動の影響により、施設が損傷し放射性物質の拡散や周辺公衆の被ばくをもたらすリスク(残余のリスク)を合理的に実行可能な限り小さくするための努力を払うべきとするとともに、基準地震動に対する超過確率を安全審査において参照することを求めるなど、確率論的安全評価手法の導入に向けた取り組みを進める。

【既設の発電用原子炉施設等の耐震安全性評価(バックチェック)の概要】

原子力安全委員会は、新耐震指針の決定と同時に、行政庁(原子力安全・保安院)に対し、既設の発電用原子炉施設等について、新耐震指針を踏まえた耐震安全性の確認を行うよう要請した。

これを受け原子力安全・保安院は平成18年9月20日、各事業者に対し、新耐震指針を踏まえた耐震安全性の確認を行うよう指示した。

■ 既設の発電用原子炉施設等の耐震安全性確認(バックチェック)の流れ



出典：原子力安全委員会「耐震設計審査指針の改訂」

**【新潟県中越沖地震の対応】**

平成19年7月16日、新潟県中越沖地震が発生し、柏崎刈羽原子力発電所の周辺設備の耐震安全性や自衛消防体制の整備などが大きな問題となった。このため、県は国に対して、海域活断層の調査研究や発電所周辺の防災対策の強化などについて要請した。これを受け国は、事業者に対し、化学消防車の配備や自衛消防体制の強化、新耐震指針に基づく耐震安全性評価の前倒しなどを指示するとともに、国自ら海上音波探査を実施した。

また、新潟県中越沖地震では、柏崎刈羽発電所において、設計を超える地震の揺れが観測されたことから、県内事業者は平成19年9月、バックチェックとは別の自主的な取り組みとして、柏崎刈羽発電所1号機および4号機の原子炉建屋で観測された記録をもとに、「止める」「冷やす」「閉じ込める」の安全上重要な機能を有する主要な施設の概略影響評価を行い、その安全機能は維持されるものと考えられるとの結果を公表した。

【県内事業者のバックチェック報告】

日本原子力発電(株)および関西電力(株)は平成20年3月31日、敷地周辺の地質調査等に基づいて、基準地震動を策定し、その揺れによっても安全上重要な機能を有する主要な施設の耐震安全性は確保されるとの結果を中間報告として取りまとめた。また、(独)日本原子力研究開発機構は、高速増殖原型炉もんじゅの安全上重要な機能を有する施設やその施設に波及的影響を与えるおそれのある機器すべての耐震安全性評価を行い、耐震安全性が確保されるとの結果を最終報告として取りまとめた。

【国および県の確認状況】

国は、事業者からの中間報告等について、総合資源エネルギー調査会原子力安全保安部会耐震・構造設計小委員会の下に設置されているワーキンググループ等において審査を行っている。

また、県は、県原子力安全専門委員会での審議などを通じ、県独自でも事業者の耐震安全性評価結果の確認を進めている。

国は平成21年2月25日、それまでの委員会での審査状況を踏まえ、県内事業者の活断層等に係る評価の中間的整理(案)を取りまとめた。その中で、いくつかの断層については、断層を明確に区分する根拠に乏しいこと等から、同時活動を考慮して地震動を評価することが適切との考えを示した。

事業者は同年3月3日、国の評価および県原子力安全専門委員会の意見、新潟県中越沖地震の知見等を踏まえ、より安全側に基準地震動の見直しを行った。事業者は、今後速やかに、見直した基準地震動に対する原子力発電所施設の耐震安全性評価を実施していくとしている。なお、事業者は原子力発電所の各施設には十分な余裕があることから、見直した基準地震動に対し、耐震安全性は確保されるとの考えを示している。

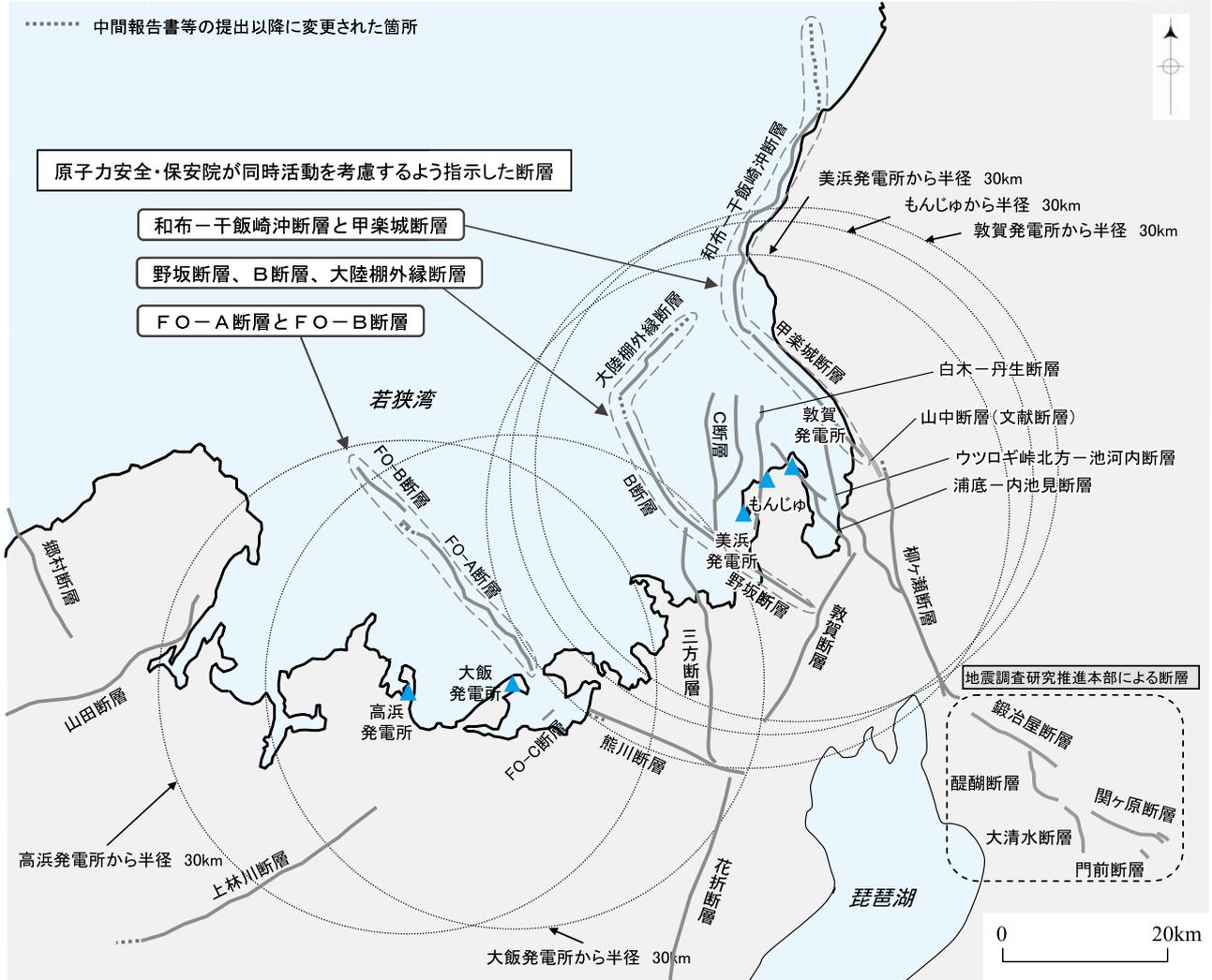
■基準地震動の見直し

(平成21年3月3日現在)

発電所	平成20年3月31日 中間報告等基準地震動	見直し案
敦賀	650ガル	800ガル
「もんじゅ」	600ガル	760ガル
美浜	600ガル	750ガル
大飯	600ガル	700ガル
高浜	550ガル	550ガル(変更なし)



■若狭湾周辺地域原子力発電所周辺の活断層評価



出典：平成21年3月3日付 活断層等に係る評価の中間的整理(案)の添付図を一部修正

(4) 高経年化対策

①経緯

わが国初の商業用原子力発電所(日本原子力発電(株)東海発電所)が昭和41年に運転開始して以来40年以上が経過し、将来的に進展する原子力発電所の高経年化に対する関心の高まりを受けて、通商産業省(現：経済産業省)は、今後の高経年化への対応について軽水炉を対象に検討を行い、平成8年4月22日に原子力安全委員会に報告し

た。この報告では、運転開始後30年を目安に定期検査等の内容を充実するとともに、事業者は、運転開始後30年を目途に、各機器に対し技術的観点から詳細評価(長期健全性評価)を実施し、それ以降の具体的保全計画(長期保全計画)を策定することとしている。

これを受け、原子力安全委員会では、原子炉安全総合検討会に原子炉施設高経年化対策検討ワーキンググループを設置し、検討を行い、平



成10年3月、「発電用軽水型原子炉施設の高経年化対策について(案)」を公表し、国民からの意見公募を行い審議した後、11月9日、原子力安全委員会に報告、原子力安全委員会は同月19日、検討会の報告書は妥当なものと判断した。

日本原子力発電(株)、関西電力(株)、東京電力(株)は、敦賀発電所1号機、美浜発電所1号機、福島第一発電所1号機について、60年の運転を想定した技術評価を行い、「大部分の機器は、現状の点検・補修等を実施することで、60年間運転は継続できる」との報告書をまとめ、平成11年2月8日、通商産業省に報告した。報告書では、運転開始30年以降の定期検査等で実施する長期保全計画の策定を行い、今後は、この計画に基づき所要の点検等を行うとともに、10年ごとに実施している定期安全レビューの中で、再評価を行うこととしている。

通商産業省は、この報告書を現時点の知見に照らして問題ないとし、今後、重要な機器に対する供用期間中検査の充実、技術基準の整備、検査・予防保全の技術開発プロジェクトの推進に取り組むとともに、長期保全計画の実施状況の確認や定期安全レビューの評価を行うこととした。また、同日、通商産業省は、報告の評価等を原子力安全委員会に報告した。

また、通商産業省は平成11年6月、定期安全レビューの一層の充実として高経年化に関する技術評価および長期保全計画の策定について、その導入を要請した。さらに、東京電力(株)の自主点検作業記録不正問題に対する再発防止対策として、平成15年10月、法令を改正して定期安全レビューの実施を義務付けた。

その後、美浜発電所3号機2次系配管破損事

故を契機として、国は平成16年12月、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会に高経年化対策検討委員会を設置した。同委員会は、これまでの高経年化技術評価およびその後得られたデータを分析し、その妥当性を検証するとともに、高経年化対策の意義を改めて確認、今後の高経年化対策の課題およびこれを充実させるための施策を検討し、平成17年8月31日に報告書を取りまとめた。

報告書では、高経年化対策充実のため、「透明性・実効性の確保」「技術情報基盤の整備」「企業文化・組織風土の劣化防止及び技術力の維持・向上」「高経年化対策に関する説明責任の着実な履行」の4項目の新たな施策が示された。この報告書を受け、国は同年12月26日、法令を一部改正し高経年化技術評価の対象機器を新たに規定するとともに、高経年化対策実施ガイドラインや高経年化対策標準審査要領を整備し、平成18年1月から施行した。

一方、原子力発電所の検査制度の見直しにおいて平成20年8月にまとめられた報告書で、高経年化対策を一層強化するため、高経年化技術評価に基づく10年間の保守管理方針(長期保守管理方針)を国の認可対象とするという方針が示された。この報告書を受け、国は平成20年8月29日、法令を一部改正するとともに、高経年化対策実施ガイドラインや高経年化対策標準審査要領を改訂し、平成21年1月から施行した。



②高経年化技術評価および長期保守管理方針

原子力発電所の安全上重要な機器・構造物に対し、運転実績データや国内外の事故トラブル情報、経年劣化に関する安全基盤研究の成果などを踏まえ、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し、60年を一つの目安とした供用期間を仮定して健全性評価を行うことを高経年化技術評価(PLM: Plant Life Management)という。この高経年化技術評価では、経年劣化を加味した機器・構造物の耐震安全性評価も行うこととなっている。

こうした高経年化技術評価結果を踏まえ、今後10年間に実施すべき保守管理に関する方針を長期保守管理方針という。長期保守管理方針は、保安規定に定めるべき事項の一つであり、新たに策定した場合には高経年化技術評価結果を添付して、国の保安規定の変更認可を受ける必要がある。

■県内原子力発電所の高経年化技術評価の実施状況

発電所	提出日
敦賀1号機	平成11年2月8日(30年目) 平成21年2月17日(40年目)
美浜1号機	平成11年2月8日(30年目)
美浜2号機	平成13年6月14日(30年目)
美浜3号機	平成18年1月30日(30年目)
大飯1号機	平成20年3月14日(30年目)
大飯2号機	平成20年3月14日(30年目)
高浜1号機	平成15年12月18日(30年目)
高浜2号機	平成15年12月18日(30年目)

高経年化技術評価および長期保守管理方針の策定は、運転開始後30年を経過する日までに行うことが義務付けられている。また、以後10年を超えない期間ごとに実施することが義務付けられており、この際には前回実施した高経年化評価結果の検証と長期保守管理方針の有効性評価を行い、その結果を適切に反映することとなっている。

■敦賀発電所1号機 高経年化技術評価と長期保守管理方針の概要

原子炉圧力容器の中性子照射脆化

【技術評価】
脆化を考慮した温度管理を行うとともに、非破壊検査を継続実施することで健全性確保が可能である。
【長期保守管理方針】
劣化傾向(中性子照射脆化)を把握するための使用済み監視試験片の再装荷を検討する。

原子炉圧力容器の疲労割れ

【技術評価】
過去10年間の運転実績を反映した過渡回数(起動停止回数等)により評価した結果、60年時点での健全性を確認しているが、今後も起動・停止等の回数を確認し、評価を行う。

原子炉格納容器電線貫通部の気密性低下

【技術評価】
一部の電線貫通部について長期健全性確認試験結果に基づく60年時点での健全性評価ができていないが、気密性低下は漏えい率試験で把握可能である。
【長期保守管理方針】
一部の電線貫通部の計画的な取り替えを実施する。

ケーブルの絶縁特性低下

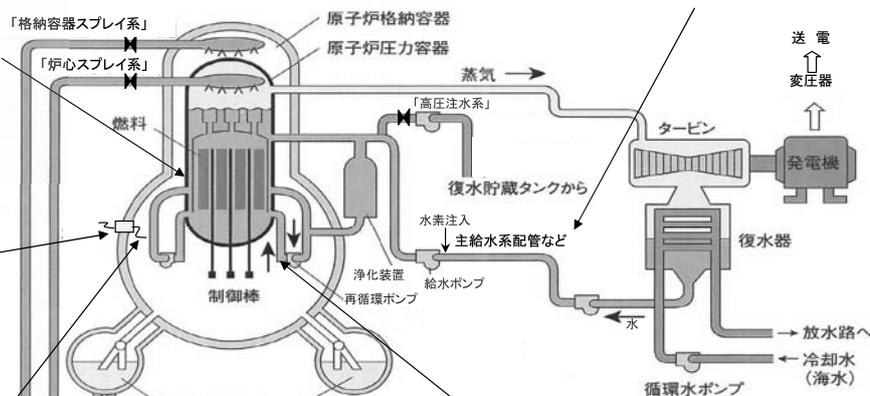
【技術評価】
長期健全性試験の結果から急激に絶縁特性が低下する可能性は小さく、絶縁測定等を継続することで健全性確保が可能である。
【長期保守管理方針】
今後、劣化に関する研究成果を踏まえて詳細評価を計画する。

コンクリート構造物の強度低下

【技術評価】
コンクリートが熱等の影響を受けると強度が低下することが考えられるが、通常の運転時の温度、放射線量では強度の低下は小さく、これまでの強度測定結果から定期的な強度試験等を継続することで健全性は確保可能である。

炭素鋼配管の腐食、減肉

【技術評価】
肉厚測定等による管理を適切に実施していくことで、健全性確保が可能である。
【長期保守管理方針】
計画的に肉厚測定を継続し、データの蓄積・知見の拡充を行うとともに、適切な時期に配管の取り替えを実施する。



原子炉再循環系配管等の応力腐食割れ

【技術評価】
応力緩和や水素注入により応力腐食割れの感受性を低下させており、計画的な点検により健全性確保が可能である。
【長期保守管理方針】
今後、応力腐食割れに関する研究成果が得られた場合は、必要に応じて点検計画に反映する。



③県内原子力発電所の今後の運転方針

平成11年2月8日に国および事業者は原子力発電所の高経年化対策の報告書を公表したが、その際の議論も踏まえ、県は事業者に対し、運転開始後30年を超える前に、今後の運転方針を示すよう要請した。

この要請を受け、これまでに日本原子力発電(株)敦賀発電所1号機、関西電力(株)美浜発電所1・2・3号機、大飯発電所1・2号機、高浜発電所1・2号機の今後の運転方針が、事業者から県および立地市町に報告された。

各発電所の運転方針は、各事業者の長期事業計画や経営判断に基づいて示されたものであるが、県は、事業者に対して安全・安定運転の継続を最優先することはもとより、運転方針に対して県民の理解が得られるよう積極的な理解活動に取り組むことを要請している。

■今後の運転方針 提出実績

発電所	提出日
敦賀発電所1号機	平成11年5月28日 平成14年5月30日※
美浜発電所1号機	平成11年11月26日
美浜発電所2号機	平成13年8月30日
美浜発電所3号機	平成18年9月8日
大飯発電所1号機	平成20年7月30日
大飯発電所2号機	平成20年11月17日
高浜発電所1号機	平成16年4月9日
高浜発電所2号機	平成16年4月9日

※日本原子力発電(株)は敦賀発電所1号機の運転停止時期を平成22年としていたが、40年目の高経年化技術評価書を提出する際に、運転停止時期の延長を検討することを表明した。

(5) 安全性確保の高度化に向けた取り組み

米国スリーマイル島原子力発電所の事故および旧ソ連チェルノブイル原子力発電所の事故といった海外の事故、国内の事故・トラブルなど

から得られた貴重な教訓を活かし、これまでにさまざまな安全確保の高度化対策が行われている。特にシビアアクシデント(炉心が大きく損傷する事故)に関する研究とこれに基づくアクシデントマネジメントの実施、10年ごとの定期安全レビューによる一層の安全確保対策の実施、運転年数の長期化に伴う高経年化対策の実施等が行われている。また、JCOウラン加工施設の臨界事故を機に、原子力災害対策特別措置法の制定等、安全性確保の実効性の向上に向け具体的な方策の策定に取り組んでいる。

さらに、原子力発電所保有国が協力して一定の安全レベルを達成するための原子力安全条約に加盟するなど、安全面での国際協力も積極的に推進されている。

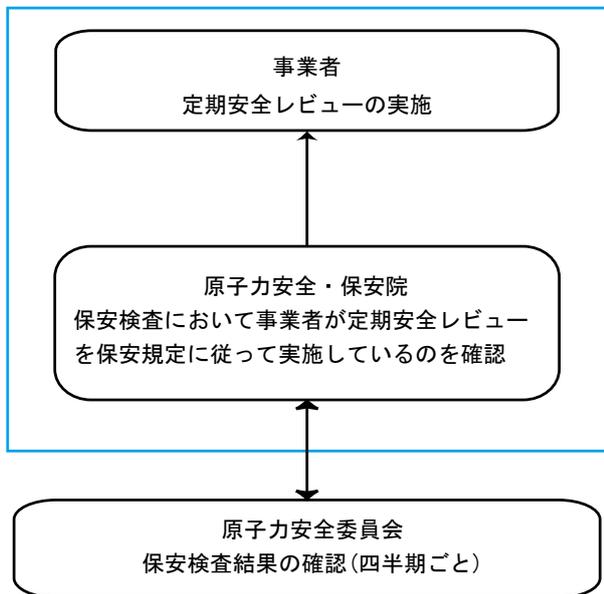
①定期安全レビュー

定期安全レビュー(P S R : Periodic Safety Review)は、事業者の自主的取り組みも含めた保安活動の中長期的な評価を実施することで、プラントの安全性・信頼性の一層の向上を図るとともに、最新プラントと同水準の保安活動を維持しつつ安全運転を継続できる見通しを得るために実施されるものである。10年を超えない期間ごとに、保安活動の実施状況の評価や技術的知見の反映状況の評価を行い、必要な対策を講ずることが法令により求められている。また、国は、定期安全レビューの実施状況を保安検査で確認することとなっている。

定期安全レビューは平成4年6月、資源エネルギー庁の行政指導により開始され、平成15年10月の法令改正で実施が義務付けられた。



■定期安全レビューの流れ



■県内原子力発電所の定期安全レビューの実施状況

発電所	公表時期	評価期間
敦賀1号機	①平成6年8月	運転開始 ～平成6年3月
	②平成20年3月	平成6年4月～平成18年3月
敦賀2号機	①平成18年4月	運転開始 ～平成17年3月
	②平成19年7月	平成6年4月～平成18年3月
美浜1号機	①平成6年8月	運転開始 ～平成6年3月
	②平成19年7月	平成6年4月～平成18年3月
美浜2号機	①平成7年10月	運転開始 ～平成7年3月
	②平成13年6月	平成7年4月～平成12年3月
美浜3号機	①平成12年5月	運転開始 ～平成11年3月
	②平成18年4月	平成11年4月～平成17年3月
大飯1・2号機	①平成12年5月	運転開始 ～平成11年3月
	②平成20年7月	平成11年4月～平成19年3月
大飯3・4号機	①平成19年7月	運転開始 ～平成18年3月
	②平成15年12月	平成8年4月～平成15年3月
高浜1・2号機	①平成9年11月	運転開始 ～平成8年3月
	②平成15年12月	平成8年4月～平成15年3月
高浜3・4号機	①平成13年6月	運転開始 ～平成12年3月

■定期安全レビューの概要

運転経験の包括的評価※1

<品質保証活動>
品質保証活動に係る組織、体制、マニュアル、教育訓練について調査し、品質保証活動が適切に行われているかを評価。

<運転管理>
運転体制、運転業務、運転マニュアル、教育・訓練について調査し、国内外で発生した事故・故障等の教訓が反映されているかを評価。

<保守管理> (機器・構造物の経年劣化に対する傾向監視を含む)
これまでの定期検査の結果、設備の改善・取替状況、保守管理体制について調査し、適切な予防保全対策等が実施されているかを評価。

<燃料管理>
燃料の健全性確保、信頼性向上への取り組み状況について調査し、運転上の制限の遵守、燃料設計の改良等が適切になされたかを評価。

<放射線管理>
線量管理状況の調査を行い、適切な被ばく低減対策がとられているかを評価。

<放射性廃棄物管理>
放射性廃棄物の処理状況について調査し、発生量の低減を図っているか、計画的搬出により保管量の低減を図っているかを評価。

<緊急時の措置>
対応体制の確立、通報連絡、拡大防止対策、原因究明、再発防止策の実施および対応体制等について評価。

<安全文化醸成活動>
安全文化の醸成活動の状況について評価。

※1 保安活動の実施状況の評価や最新の技術的知見の反映状況の評価

最新の技術的知見の反映

○「安全研究成果に基づく技術的知見」、「国内外の原子力発電所の運転経験から得られた教訓に基づく技術的知見」、「技術開発成果に基づく技術的知見」の観点から調査を行い、原子炉施設に適切に反映されているか、さらなる改善の余地はないかを評価。

確率論的安全評価 (PSA)

○平成9年度から定期安全レビューに取り入れられた。

○原子力発電所で発生する可能性のある異常事象を想定し、その後の事象進展の確率を設備構成や故障確率等をもとに推定し、原子力発電所の安全性を定量的に評価。

○発電所で整備したアクシデントマネジメント策により、炉心損傷頻度が低減しているを確認。

○IAEA (国際原子力機関) の基本安全原則が示す目標を満足していることを確認。

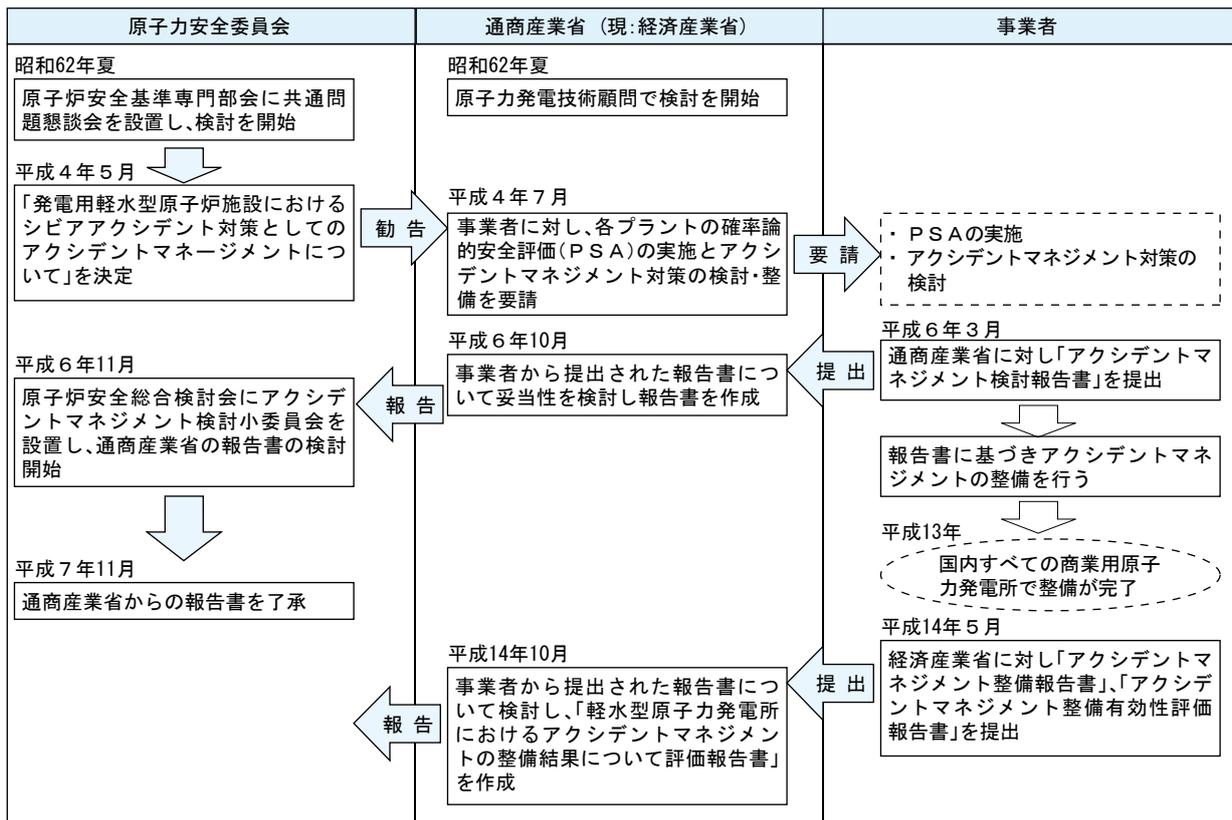


②アクシデントマネジメント対策

アクシデントマネジメント対策は、米国スリーマイル島原子力発電所の事故以降米国を中心に進められた対策で、炉心が大きく損傷するおそれのある事象が発生したとしても設計上の安全余裕や本来の機能以外にも期待できる機能、もしくは新規に設置した機器を有効に活用しシビアアクシデントに拡大することを防ぎ、拡大した場合にもその影響を緩和するための措置である。

わが国においても昭和62年7月に、原子力安全委員会等で検討が開始され、平成4年5月、「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」を決定し、通商産業省(現：経済産業省)は事業者に対し、個別プラントごとの確率論的安全評価の実施とアクシデントマネジメントの整備について検討・報告するよう要請した。この要請を受け事業者は平成6年3月、検討

■アクシデントマネジメント対策の経緯



アクシデントマネジメントの具体例

- 原子炉の停止機能の強化
→緊急停止系による自動停止に失敗した場合にも原子炉を停止することができるよう信号系統を一層多重化。
- 原子炉および格納容器への注水機能の強化
→非常用炉心冷却系(E C C S)等による注水に失敗した場合に、消火用ポンプ等、本来、炉心への注水機能を期待していないタンク・配管を用いて注水できるよう対策。

- 格納容器からの除熱機能の強化
→通常は空調として用いているクーラーを用いて、格納容器内の温度・圧力上昇を緩和できるよう対策。
- 電源供給機能保持対策の強化
→緊急時に非常用ディーゼル発電機が動作しない場合、隣接プラントから電力供給が可能となるよう対策。



した結果を報告書にまとめ通商産業省に提出するとともに、報告に基づきアクシデントマネジメントの整備に着手した。一方、通商産業省は提出された報告書の内容について検討し、原子力安全委員会に報告、原子力安全委員会は報告を検討・審議して平成7年12月、その報告内容が妥当なものであると判断した。

その後、国内すべての商業用原子力発電所での整備が完了し、平成14年5月、事業者は各発電所で整備したアクシデントマネジメントの内容を報告書にまとめるとともに、代表炉等について、その有効性を確率論的安全評価により定量的に評価した結果を報告書にまとめ、経済産業省に提出した。経済産業省はその評価結果について妥当であることを確認した評価報告書を平成14年10月に公表し、原子力安全委員会へ報告している。

平成16年3月には代表炉以外のすべての原子力発電所について有効性を評価した結果が経済産業省に提出され、同年10月に経済産業省がその内容について妥当であることを確認した結果を公表している。

なお、高速増殖原型炉もんじゅは、平成19年2月5日の国からの指示を受け、平成20年3月17日にアクシデントマネジメントを取りまとめた報告書を原子力安全・保安院に提出した。現在、原子力安全・保安院が報告書の妥当性確認を行っている。

③確率論的安全評価

確率論的安全評価(P S A : Probabilistic Safety Assessment)は、米国スリーマイル島原子力発電所の事故以来、シビアアクシデント

の発生防止について検討が進められた中で、シビアアクシデントの発生確率の評価や発生につながる要因の分析・対策の検討を行う上で用いられるようになったもので、発生の可能性が極めて低い事象について、体系的かつ定量的に原子炉施設の安全性を評価する上で有効な手段である。

確率論的安全評価では、事故の原因となる事象の発生確率や、ポンプや弁など個々の機器の故障確率、人的過誤の発生確率などを実績に基づいて設定し、それらを総合してシビアアクシデントが発生する確率を求めている。国際原子力機関(I A E A)は、炉心損傷頻度について既設炉に対しては 10^{-4} /炉年(原子炉1基あたり1万年に1回の発生確率)以下、新設炉に対しては 10^{-5} /炉年(原子炉1基あたり10万年に1回の発生確率)以下を安全目標として提言している。また、わが国においても原子力安全委員会において安全目標の検討が進められ、平成15年12月には安全目標に関する中間取りまとめが示され、平成18年3月には安全目標に適合していることの判断の目安となる性能目標として、炉心損傷頻度 10^{-4} /炉年程度以下および格納容器機能喪失頻度 10^{-5} /炉年程度以下の両方を満足することが示されている。

わが国の原子力発電所の炉心損傷頻度はおおむね 10^{-6} /炉年(原子炉1基あたり100万年に1回の発生確率)未満と評価され、その後、各発電所で整備したアクシデントマネジメント対策により発生確率は、さらに低下していることから、これらの安全目標値を十分満足している。

2. 原子力発電所の事故・故障と対策

(1) 事故・故障件数の推移

国は、原子炉等規制法および電気事業法に基づいて、施設設置者に対し原子力発電所で発生した事故・故障などの報告を義務付けている。

施設設置者は、これらの事故・故障等について、原因の究明、適切な対策の検討を徹底して行うとともに、国内外の事故・故障についても、その経験を十分反映させ、一層の安全性の向上を図っている。

昭和56年度以降の県内の事故・故障の推移をみると、基数が増加しているにもかかわらず、全体的に発生件数はやや減少している。これは、過去の異常事象の経験を踏まえた予防保全対策が図られてきたことによると考えられるが、近年は件数の多い年もあり、より一層対策を徹底する必要がある。

■原子力施設等の事故・故障等評価尺度（影響度階）の導入

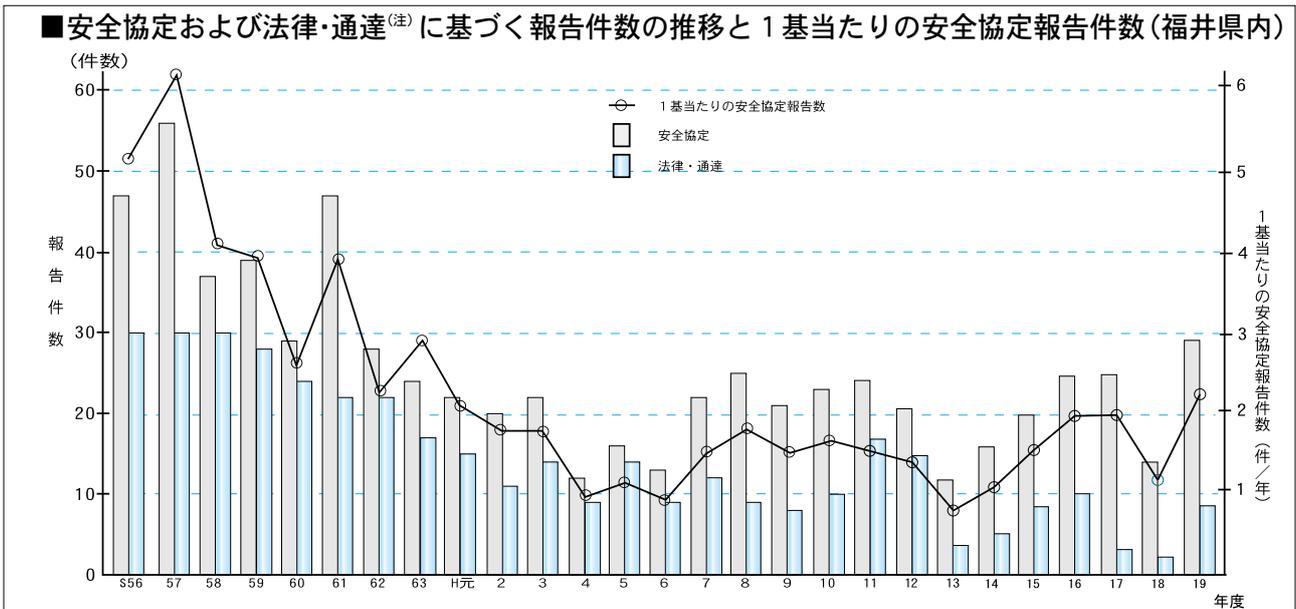
①導入目的

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、平成元年7月から「事故・故障等評価尺度」の導入を行い、平成4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。

②国際原子力事象評価尺度の概要

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



(注)平成15年10月から国への報告基準について通達を廃止し、通達の内容を含め法律に基づく報告に一本化した。



最終的な評価のレベルとされる。

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。

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。

■原子力発電所において法律に基づき報告が求められる事象

徴収 条項	報告の 内容
報告 事象	<p style="text-align: center;">原子炉等規制法第62条の3に基づき、報告が必要な事象(概要) (実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則19条の17)</p> <ul style="list-style-type: none"> ①核燃料物質の盗取又は所在不明が生じたとき。 ②原子炉の運転中において、原子炉施設の故障により、原子炉の運転が停止したとき若しくは原子炉の運転を停止することが必要となったとき、又は5パーセントを超える原子炉の出力変化が生じたとき若しくは原子炉の出力変化が必要となったとき。 ③原子炉設置者が、安全上重要な機器等の点検を行った場合において、当該安全上重要な機器等が発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令第9条若しくは第9条の2に定める基準に適合していないと認められたとき又は原子炉施設の安全を確保するために必要な機能を有していないと認められたとき。 ④火災により安全上重要な機器等の故障があったとき。 ⑤前3号のほか、原子炉施設の故障により、運転上の制限を逸脱したとき、又は運転上の制限を逸脱した場合であって、当該逸脱に係る保安規定で定める措置が講じられなかったとき。 ⑥原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、気体状の放射性廃棄物の排気施設による排出の状況に異状が認められたとき又は液体状の放射性廃棄物の排水施設による排出の状況に異状が認められたとき。 ⑦気体状の放射性廃棄物を排気施設によって排出した場合において、周辺監視区域の外の空気中の放射性物質の濃度が第15条第4号の濃度限界を超えたとき。 ⑧液体状の放射性廃棄物を排水施設によって排出した場合において、周辺監視区域の外側の境界における水中の放射性物質の濃度が第15条第7号の濃度限界を超えたとき。 ⑨核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物が管理区域外で漏えいしたとき。 ⑩原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、核燃料物質等が管理区域内で漏えいしたとき。 ⑪原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、管理区域に立ち入る者について被ばくがあったときであって、当該被ばくに係る実効線量が放射線業務従事者にあつては5ミリシーベルト、放射線業務従事者以外の者にあつては0.5ミリシーベルトを超え、又は超えるおそれのあるとき。 ⑫放射線業務従事者について第9条第1項第1号の線量限度を超え、又は超えるおそれのある被ばくがあったとき。 ⑬挿入若しくは引抜き操作を現に行っていない制御棒が当初の管理位置から他の管理位置に移動し、若しくは当該他の管理位置を通過して動作したとき又は全挿入位置にある制御棒であつて挿入若しくは引抜き操作を現に行っていないものが全挿入位置を超えて更に挿入される方向に動作したとき。 ⑭前各号のほか、原子炉施設に関し人の障害が発生し、又は発生するおそれがあるとき。
報告 事象	<p style="text-align: center;">原子力発電工作物の電気事業法第106条に基づき報告が必要な事項(概要) (電気関係報告規則第3条)</p> <ul style="list-style-type: none"> ①感電、又は原子力発電工作物の破損事故若しくは誤操作若しくは原子力発電工作物を操作しないことにより人が死傷した事故。 ②電気火災事故。 ③原子力発電工作物の破損事故又は誤操作若しくは原子力発電工作物を操作しないことにより、公共の財産に被害を与え、道路、公園、学校その他の公共の用に供する施設若しくは工作物の使用を不可能にさせた事故又は社会的に影響を及ぼした事故。 ④主要電気工作物の破損事故。 ⑤原子力発電工作物の破損事故又は誤操作若しくは原子力発電工作物を操作しないことにより他の電気事業者、に、供給支障電力が7千キロワット以上7万キロワット未満の供給支障を発生させた事故であつて、その支障時間が1時間以上のもの、又は供給支障電力が7万キロワット以上の供給支障を発生させた事故であつて、その支障時間が10分以上のもの。



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

■国際原子力事象評価尺度（INES）

	レベル	基準			備考 ^{*1}
		基準 1 施設外への影響	基準 2 施設内への影響	基準 3 深層防護の劣化	
事故	7 深刻な事故	放射性物質の重大な外部放出 ヨウ素-131等価で数万テラベクレル相当以上の外部放出			旧ソ連のチェルノブイル事故（平成8年）
	6 大事故	放射性物質のかなりの外部放出 ヨウ素-131等価で数千から数万テラベクレル相当の外部放出			
	5 施設外へのリスクを伴う事故	放射性物質の限定的な外部放出 ヨウ素-131等価で数百から数千テラベクレル相当の外部放出	原子炉の炉心の重大な損傷		米国スリーマイル島事故（昭和54年）
	4 施設外への大きなリスクを伴わない事故	放射性物質の少量の外部放出 公衆の個人の数ミリシーベルト程度の被ばく	原子炉の炉心のかなりの損傷／従業員の致死量被ばく		JCOウラン加工施設臨界事故（平成11年）
異常な事象	3 重大な異常事象	放射性物質の極めて少量の外部放出 公衆の個人の十分の数ミリシーベルト程度の被ばく	施設内の重大な放射性物質による汚染／急性の放射線障害を生じる従業員の被ばく	深層防護の喪失	東海再処理施設火災爆発事故（平成9年）
	2 異常事象		施設内のかなりの放射性物質による汚染／法定の年間線量当量限度を超える従業員の被ばく	深層防護のかなりの劣化	美浜2号機蒸気発生器伝熱管破断事故（平成3年）
	1 逸脱			運転制限範囲からの逸脱	敦賀1号機一般排水路放射能漏えい事故（昭和56年） もんじゅナトリウム漏えい事故（平成7年） 敦賀2号機1次冷却水漏えい事故（平成11年） 美浜3号機2次系配管破損事故（平成16年）
尺度以下	0 尺度以下	安全上重要ではない事象		0+ 安全に影響を与え得る事象 0- 安全に影響を与えない事象	
評価対象外		安全に関係しない事象			

3つの基準について評価し、一番高いレベルとなったものをもって当該事象の評価結果とする。
 (注) ・ INESが正式に運用される以前に発生したトラブルについては、推定で公式に評価されたレベルを表記。
 ・ JCOウラン加工施設の臨界事故は所外への影響の観点からもレベル4
 ・ 商業用の原子力発電所以外の原子力施設に対する評価は試行値。
■放射線に関する単位
 ベクレル (Bq) : 1秒間に原子核が崩壊する数を表す単位。
 グレイ (Gy) (吸収線量) : 放射線のエネルギーがどれだけ物質 (人体を含むすべての物質) に吸収されたかを表す単位。1Gyは、1kg当たり1ジュールのエネルギー吸収があったときの線量。
 シーベルト (Sv) (線量) : 放射線によってどれだけ影響があるかを表す単位。(1シーベルト=1,000ミリシーベルト)

※1 原子力発電所の主な事故については資料編 (P252~279) を参照



安全の追求手段の劣化の観点からの基準。

わが国では、レベル0の事象をさらに、安全に影響を与え得る事象(レベル0+)と安全に影響を与えない事象(レベル0-)に分けて評価を行っている。

(2) 事業者における事故・故障防止対策

原子力施設において安全確保の第一義的責任を有するのは事業者であり、事業者自らが保安活動を実施し自律的に安全確保に取り組むことが重要である。

事業者においては、法律の規制に基づく保安活動以外にも、自主保安活動の強化、ヒューマンエラーの防止、異常事象が発生した際の即時対応策などについて、さまざまな取り組みを行っている。

事業者の自主保安活動としては、定期検査時における自主点検や、予防保全の観点からの機器の取り替え、他プラントにおけるトラブル事例を反映した取り組みなどが行われている。

また、平成11年9月の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「ニュークリアセー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)などを行っている。平成17年4月に、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」が設立された。同協会がNSネットの事業を継承することとなっている。

3. 原子力発電所の定期検査制度^{※1}

原子力発電所は定められた時期ごとに運転を停止して国が行う検査(定期検査)を受検することが法令により義務付けられている。また、事業者は、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(定期事業者検査)を行う必要がある。定期事業者検査については、その実施体制を(独)原子力安全基盤機構が審査(定期安全管理審査)し、国はその審査結果に基づいて総合的な評定を行っている。

こうした検査制度については、随時見直しが行われ、改善が図られている。

定期検査のための運転停止期間中には、上記の定期検査や定期事業者検査のほか、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・機器への取り替えなどの作業も行われている。

※1 詳細は第2章(2)「安全規制のしくみ」、(3)「検査制度の変遷」(P47~55)を参照



4. 県内原子力発電所の 主な改良工事

(1) 蒸気発生器取替工事

蒸気発生器取り替えに至る経緯

蒸気発生器伝熱管については、各加圧水型軽水炉において過去から多くの部位でいろいろ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、施栓やスリーブ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、昭和63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㈱に申し入れた。

このような状況を受け関西電力㈱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、蒸気発生器取り替えにかかる技術的検討を実施し、取り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面からの向上も期待できることから、蒸気発生器取り替えを実施することを決定した。

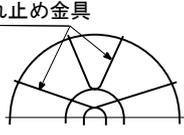
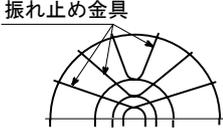
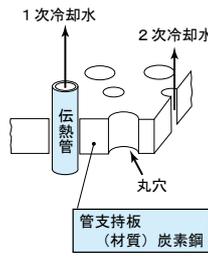
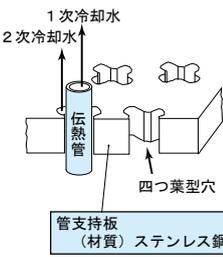
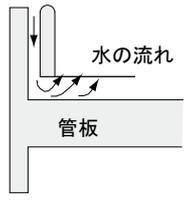
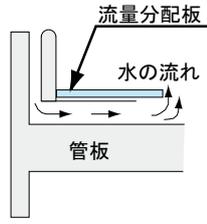
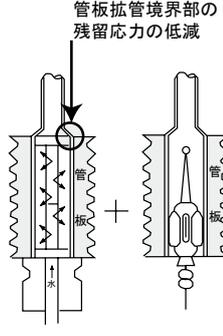
その後、平成3年2月に伝熱管破断事故が発生した美浜発電所2号機についても、原因究明後の措置について検討した結果、蒸気発生器取り替えを実施することとした。さらに平成5年1月には1970年代に運転を開始した残りの美浜発電所1・3号機、大飯発電所2号機、高浜発

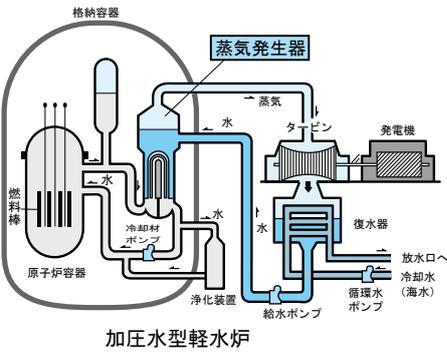
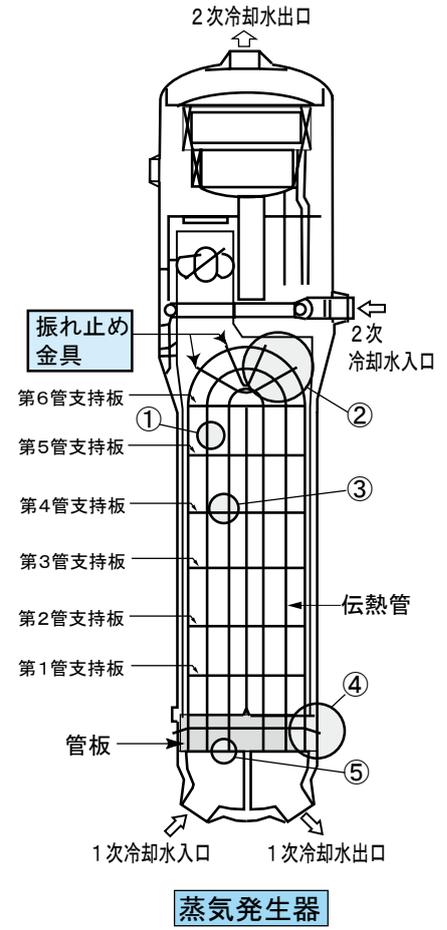
■蒸気発生器取替工事実績一覧

	美浜2号機	高浜2号機	大飯1号機	美浜1号機	高浜1号機	美浜3号機	大飯2号機
取替方針表明	H 3. 5. 27	—	—	H 5. 1. 21	H 5. 1. 21	H 5. 1. 21	H 5. 1. 21
計画申し入れ	H 3. 10. 22	H 3. 5. 10	H 3. 5. 10	H 5. 3. 1	H 5. 3. 1	H 5. 3. 1	H 5. 3. 1
国への申請了承	H 3. 12. 20	H 3. 7. 24	H 3. 7. 24	H 5. 4. 19	H 5. 4. 19	H 5. 4. 19	H 5. 4. 19
原子炉設置変更許可申請	H 3. 12. 20	H 3. 7. 25	H 3. 7. 25	H 5. 4. 19	H 5. 4. 19	H 5. 4. 19	H 5. 4. 19
原子炉設置変更許可	H 4. 10. 20	H 4. 6. 22	H 4. 8. 21	H 6. 3. 9	H 6. 3. 9	H 6. 3. 9	H 6. 3. 9
全体了解・事前了解	H 5. 1. 11	H 4. 8. 4	H 4. 9. 9	H 6. 6. 3	H 6. 6. 3	H 6. 6. 3	H 6. 6. 3
蒸気発生器基数	2	3	4	2	3	3	4
取替工事開始	H 5. 7. 7	H 6. 1. 5	H 6. 9. 16	H 6. 11. 1	H 8. 1. 6	H 8. 8. 27	H 9. 2. 3
実工事終了	H 6. 7. 7	H 6. 6. 14	H 7. 3. 30	H 7. 12. 25	H 8. 6. 18	H 8. 12. 25	H 9. 6. 30
全工程完了（蒸気発生器性能検査）	H 6. 10. 13	H 6. 8. 4	H 7. 5. 24	H 8. 4. 3	H 8. 8. 2	H 9. 2. 20	H 9. 8. 14
放射性廃棄物発生量（ドラム缶本数）	約777本 +99m ³ (コンクリート容器)	約990本	約1,559本 +668m ³ (コンクリート容器)	約743本 +54m ³ (コンクリート容器)	約847本 +60m ³ (コンクリート容器)	約753本	約1,402本 +562m ³ (コンクリート容器)
非放射性コンクリート廃棄物発生量〔処分方法〕	約135t 〔構内埋設〕	約128t 約118t〔構内埋設〕 約10t〔モニタリング施設〕	約69t 約59t〔構内埋設〕 約10t〔構内表示保管室〕	約86t 〔構内埋設〕	約140t 約127t〔構内埋設〕 約13t〔構外有効利用〕	約110t 〔構内埋設〕	発生せず
旧蒸気発生器保管方法	S G保管庫 (旧1・3号機用)	B-SG保管庫 (旧1号機用)	B-SG保管庫 (旧2号機用)	S G保管庫 (旧1・3号機用)	B-SG保管庫 (旧1号機用)	S G保管庫 (旧1・3号機用)	B-SG保管庫 (旧2号機用)
総被ばく線量当量	1.46人・Sv	1.49人・Sv	2.93人・Sv	1.11人・Sv	1.17人・Sv	1.27人・Sv	1.98人・Sv
工事の特徴	原子炉格納容器、外部遮へい壁に仮開口を設置し、S Gを搬出入	原子炉格納容器、外部遮へい壁に仮開口を設置し、S Gを搬出入	S G室コンクリートを撤去 ・原子炉格納容器機器搬入口を利用し、原子炉補助建屋からS Gを搬出入	原子炉格納容器、外部遮へい壁に仮開口を設置し、S Gを搬出入	原子炉格納容器、外部遮へい壁に仮開口を設置し、S Gを搬出入	・原子炉格納容器搬入口外の遮へい壁の一部を撤去 ・原子炉格納容器機器搬入口からS Gを搬出入	・S G室コンクリートを撤去 ・原子炉格納容器機器搬入口を利用し、原子炉補助建屋からS Gを搬出入



■蒸気発生器の改善点

主要な改善のポイント	従来タイプ	改善タイプ
<p>①伝熱管の素材をより強固なものに変更</p> <p>伝熱管のひび割れおよび腐食に対する耐久力をさらに強化するため、素材を変更した。</p>	<p>600系ニッケル基合金</p>	<p>690系ニッケル基合金</p>
<p>②振れ止め金具を強化し、伝熱管の振動や摩耗を防止</p> <p>振れ止め金具の素材を、耐久性に優れたステンレスに変え、本数を2本から3本に増やすことにより、伝熱管の振動による摩耗を防ぐ。</p>	<p>振れ止め金具 (材質) インコネル 2本</p> 	<p>振れ止め金具 (材質) ステンレス 3本</p> 
<p>③支持板の形状・素材を変え、水あかなどの堆積を防止</p> <p>支持板の素材に錆に強いステンレスを使用。さらに伝熱管を支える穴の形状を丸型から四つ葉型に変え、水の流れを良くして、水あかなどがたまりにくくした。</p>	<p>1次冷却水 2次冷却水</p>  <p>管支持板 (材質) 炭素鋼</p>	<p>1次冷却水 2次冷却水</p>  <p>管支持板 (材質) ステンレス鋼</p>
<p>④2次系の水の流れを改善、不純物のよどみを防ぐ</p> <p>管板上部を流れる2次系の水の流れが均一でないと、水あかなどが堆積しやすい場所ができる。そこで管板上部を流れる水が平均してスムーズに流れるよう改良した。</p>	 <p>水の流れ</p> <p>管板</p>	<p>流量分配板</p>  <p>水の流れ</p> <p>管板</p>
<p>⑤伝熱管に負担の少ない方法で管の根元を固定</p> <p>伝熱管の根元を支える管板にしっかり固定するため、伝熱管を内側から押し広げて管板に密着させた。この際、伝熱管に平均して力が加わるように液圧とローラーを組み合わせた方法を採用した。</p>	 <p>ローラーのみによる 拡管法</p>	<p>管板拡管境界部の 残留応力の低減</p>  <p>液圧とローラーを 組み合わせた拡管法</p>





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号機は平成6年度に、美浜発電所1号機、大飯発電所1号機は平成7年度に、高浜発電所1号機、美浜発電所3号機は平成8年度に、大飯発電所2号機は平成9年度に取り替え工事を完了した。

(2) 原子炉容器上部ふた取替工事

① 経緯

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(平成3年フランスのブジェー発電所3号機)が認められ、その原因は、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、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り替えおよび原子炉容器頂部温度低減化対策を行った。

② 事業者の対応

関西電力株は、これら状況に鑑み、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号機、高浜発電所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り替えを決定し、平成9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、渦電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ン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ことが分かった。

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り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り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号機、高浜発電所4号機、大飯発電所3号機、大飯発電所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号機、美浜発電所2号機、大飯発電所1号機、大飯発電所2号機については原子炉容器上部ふた取り替えを行った(第2期工事)。頂部温度低減対策は平成9年までに、原子炉容器上部ふた取り替えは平成13年までに工事を完了した。

その後、平成16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号機、高浜発電所4号機、大飯発電所3号機、大飯発電所4号機についても原子炉容器上部ふたの取り替えを行うこととした(第3期工事)。これにより、県内のPWR

12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。

③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・2・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。

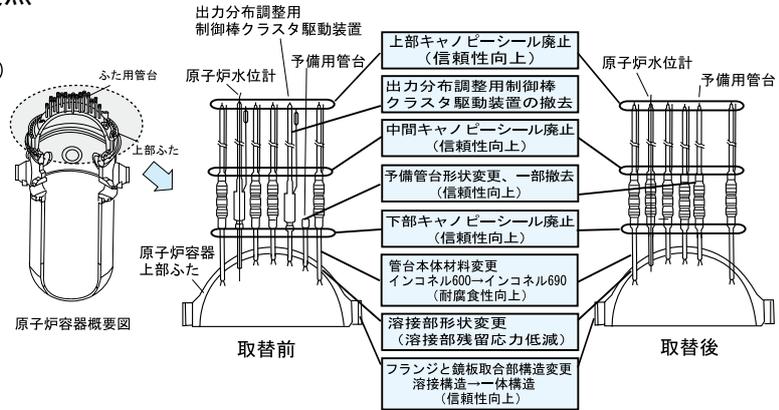


■原子炉容器上部ふたの改良点

大飯発電所2号機の例
(原子炉容器上部ふた取替工事)

管台本数の新旧比較

	旧	新
制御棒駆動装置	53	53
出力分布調整用制御棒駆動装置	7	0
炉内熱電対(温度計測用)	5	5
水位計	1	1
予備	12	4
合計	78	63



○原子炉容器上部ふた取替工事

平成21年 3月13日現在

	第1期 原子炉容器上部ふた取替工事			第2期 原子炉容器上部ふた取替工事			
	高浜1号機	美浜3号機	高浜2号機	大飯2号機	美浜2号機	大飯1号機	美浜1号機
事前了解願い	H 6. 9. 6	H 6. 9. 6	H 6. 9. 6	H 8. 5.27	H 8. 5.27	H 8. 5.27	H 8. 5.27
国への申請了承(原子炉設置変更許可申請)	H 6.10.11	H 6.10.11	H 6.10.11	H 8. 7.29	H 8. 7.29	H 8. 7.29	H 8. 7.29
原子炉設置変更許可	H 7. 7.31	H 7. 7.31	H 7. 7.31	H 9. 3.18	H 9. 3.18	H 9. 3.18	H 9. 3.18
事前了解	H 7. 9. 4	H 7. 9. 4	H 7.12.25	H 9. 4.11	H 9. 4.11	H 9. 4.11	H 9. 4.11
取替工事開始	H 8. 1. 6	H 8. 8.27	H 9. 2. 5	H10. 8.29	H11. 9. 3	H12. 7.31	H13. 5.13
実工事終了	H 8. 5.31	H 8.12.20	H 9. 4.23	H11. 6.24	H11.11. 8	H12.12.11	H13. 7.19
全工程完了	H 8. 8. 2	H 9. 2.21	H 9. 6. 6	H11. 8.11	H11.12.14	H12.12.27	H13. 8.28
放射性廃棄物発生量(ドラム缶本数)	約260本	約320本	約290本	約680本	約210本	約650本	約340本
非放射性コンクリート廃棄物発生量(処分方法)	なし	なし	約65t (構内埋設処分)	なし	なし	なし	なし
旧上部ふた保管場所	B-SG保管庫 (第3期工事時にA-SG保管庫へ移動)	S G 保管庫	B-SG保管庫 (第3期工事時にA-SG保管庫へ移動)	B-SG保管庫 (第3期工事時にA-SG保管庫へ移動)	S G 保管庫	B-SG保管庫 (第3期工事時にA-SG保管庫へ移動)	S G 保管庫
総被ばく線量当量	約0.2人・Sv	約0.1人・Sv	約0.2人・Sv	約0.2人・Sv	約0.2人・Sv	約0.2人・Sv	約0.2人・Sv
工事の特徴	・ 蒸気発生器工事による仮開口から搬出入 ・ 新上部ふたとハウジングは一体型	・ 既設の格納容器機器搬入口から搬出入 ・ 新上部ふたとハウジングは一体型	・ 既設の格納容器機器搬入口から搬出入 ・ 新上部ふたとハウジングは分割型	・ 既設の格納容器機器搬入口から搬出入 ・ 新上部ふたとハウジングは一体型	・ 既設の格納容器機器搬入口から搬出入 ・ 新上部ふたとハウジングは分割型	・ 既設の格納容器機器搬入口から搬出入 ・ 新上部ふたとハウジングは一体型	・ 既設の格納容器機器搬入口から搬出入 ・ 新上部ふたとハウジングは分割型

	第3期 原子炉容器上部ふた取替工事				
	敦賀2号機	大飯3号機	大飯4号機	高浜3号機	高浜4号機
事前了解願い	H17. 3.17	H17. 1.11	H17. 1.11	H17. 1.11	H17. 1.11
国への申請了承(原子炉設置変更許可申請)	H17. 7.28	H17. 4. 8	H17. 4. 8	H17. 4. 8	H17. 4. 8
原子炉設置変更許可	H17.12.15	H17.10.14	H17.10.14	H17.10.14	H17.10.14
事前了解	H18. 2. 2	H17.11. 7	H17.11. 7	H17.11. 7	H17.11. 7
取替工事開始	H19. 8.27	H18. 9.28	H19. 5. 8	H19.11.24	H19. 4. 14
実工事終了	H20. 6.28	H18.11.30	H19. 7.12	H20. 7.14	H19. 6. 22
全工程完了	H21. 3.13	H19. 1.10	H19. 8.17	H20. 8.28	H19. 8. 2
放射性廃棄物発生量(ドラム缶本数) ※	約900本	約350本	約330本	約350本	約340本
非放射性コンクリート廃棄物発生量(処分方法)	なし	なし	なし	なし	なし
旧上部ふた保管場所	VH保管庫(新設)	A-SG保管庫	A-SG保管庫	B-SG保管庫	B-SG保管庫
総被ばく線量当量	約0.1人・Sv	約0.3人・Sv	約0.1人・Sv	約0.2人・Sv	約0.2人・Sv
工事の特徴	・ 既設の格納容器機器搬入口から搬出入 ・ 新上部ふたとハウジングは一体型	・ 既設の格納容器機器搬入口から搬出入 ・ 新上部ふたとハウジングは一体型	・ 既設の格納容器機器搬入口から搬出入 ・ 新上部ふたとハウジングは分割型	・ 既設の格納容器機器搬入口から搬出入 ・ 新上部ふたとハウジングは一体型	・ 既設の格納容器機器搬入口から搬出入 ・ 新上部ふたとハウジングは分割型

※200リットルドラム缶換算。旧上部ふたを含む



(3) 炉心シュラウド取替工事

①概要

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、応力腐食割れが起りにくい材料に取り替えられた。

②敦賀1号機シュラウド取替工事

日本原子力発電(株)の敦賀1号機では、平成9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、平成11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。

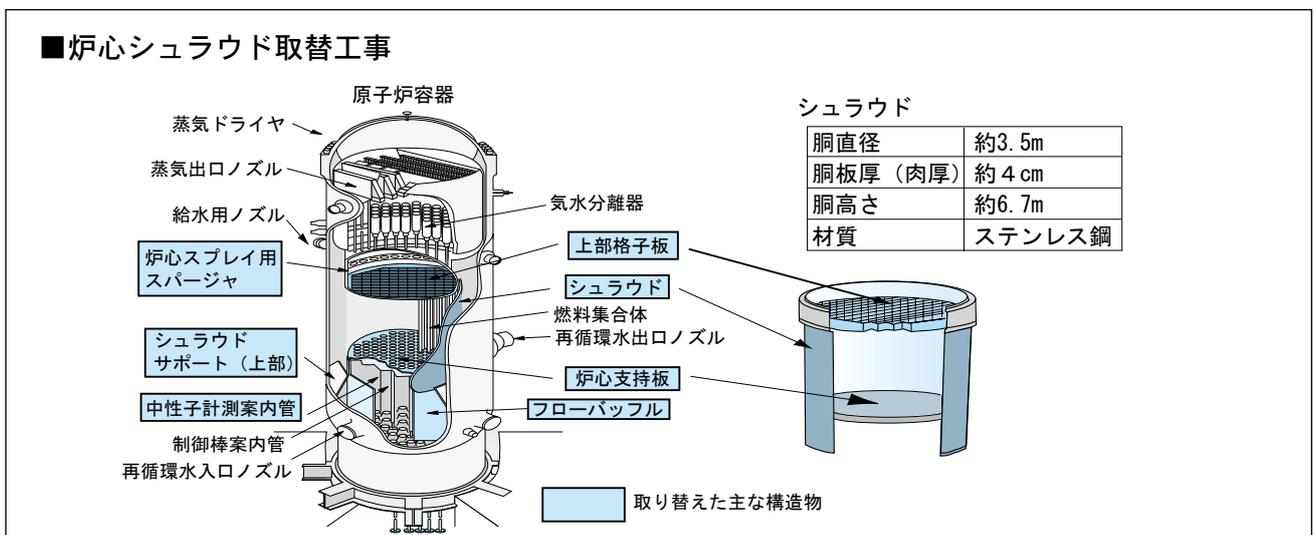
シュラウド取替工事は、平成12年12月25日に終了し、平成13年3月15日から営業運転を再開した。

・主な取り替え手順

- ▽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

取り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。また、放射能の低いフローバップル等は気中で切断、鉄箱に収納し、固体廃棄物貯蔵庫に保管した。





5. 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、気体廃棄物および低レベルの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、ALARAの精神にのっとり、昭和50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」(平成13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1ミリシーベルトの1/20である年間0.05ミリシーベルトを超えないように、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0.001ミリシーベルト以下で自然放射線の1/1000以下となっている。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、各種フィルター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

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。

平成4年12月、日本原燃株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号埋設設備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、平成12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敦賀発電所ではプラズマ熔融施設、美浜発電所では高周波熔融施設などが導入されている。



(3) 固体廃棄物の処分

①低レベル放射性廃棄物の処分について

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)放射性物質濃度の比較的高い低レベル

放射性廃棄物(高 β γ 放射性廃棄物)

低レベル放射性廃棄物の中でも放射性物質濃度が高く、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50m~100m)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)放射性物質濃度の比較的低い低レベル

放射性廃棄物(低レベル放射性廃棄物)

放射性物質の濃度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、関連法令の整備も終了し、青森県六ヶ所村の日本原燃(株)「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。また、蒸気発生器や原子炉容器上部ふたなど大型金属廃棄物については、廃棄体や処分施設に

についての技術基準が検討段階であり、発電所内で保管されている。

○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。平成4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、フィルター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。平成12年から「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)放射性物質濃度の極めて低い低レベル

放射性廃棄物(極低レベル放射性廃棄物)

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、放射性物質の濃度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:独日本原子力研究開発機構) 東海研究所では、動力試験炉(JPDR)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、通常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平成17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。

原子力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。

また、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：Non radioactive Waste)」の取り扱いに関するガイドラインが平成20年5月に制定されている。

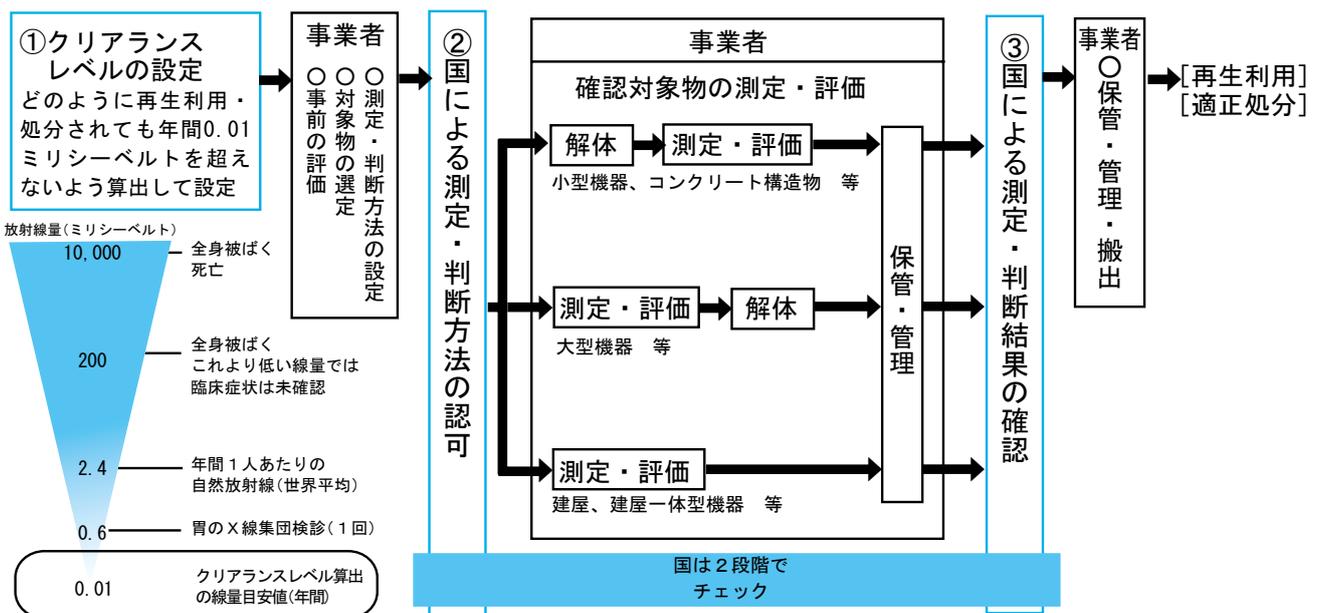
(4) 使用済燃料

①再処理

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株六ヶ所再処理工場および(独)日本原子力研究開発機構の東海研究開発センター核燃料サイクル工学研究所再処理技術開発センター、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、平成10年1月で県内契約分を終了している。

日本原燃株六ヶ所再処理工場では、使用済燃料受け入れ・貯蔵施設が再処理施設本体に先ん

■クリアランス制度



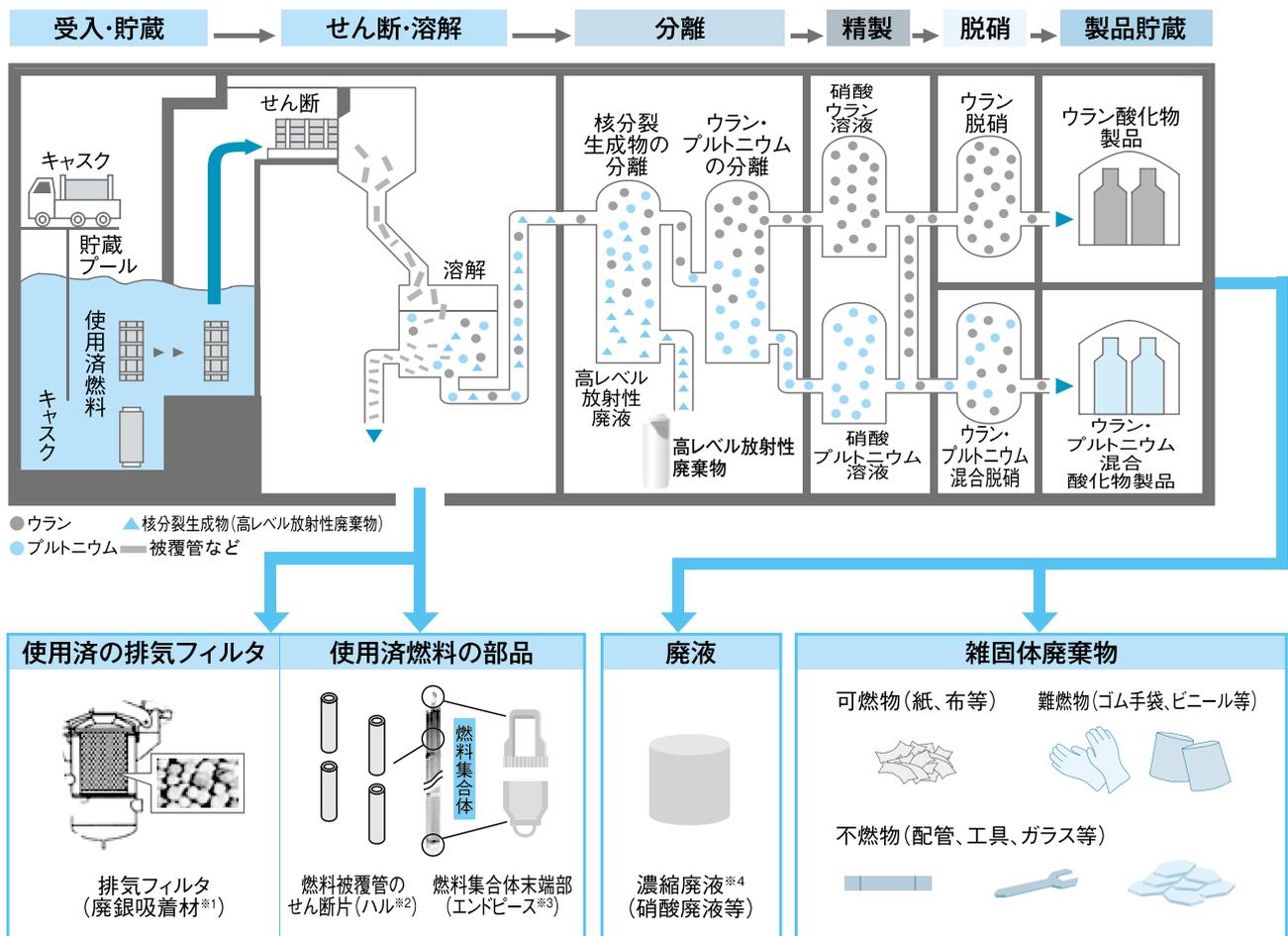


じて完成し、平成12年12月から使用済燃料の受け入れが開始され、県内からも平成13年度から搬出が開始された。同工場は、平成5年に建設着手し、平成21年1月現在、5つのステップを設けたアクティブ試験の最終段階の試験を行っている。

(独)日本原子力研究開発機構の東海再処理施設
(現：東海研究開発センター核燃料サイクル工学

研究所再処理技術開発センター)は、平成9年3月の火災爆発事故のため停止したが、平成12年11月に運転を再開し、「ふげん」の使用済燃料の再処理を行っている。

■再処理の主な工程



※1 廃銀吸着材：
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 濃縮廃液：
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。



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(株)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発生する使用済燃料すべてを再処理する容量はなく、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ている。このため、平成10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、平成22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した。これを受け国は、平成11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、現在は、事業者がその準備を進めている。

具体的には、東京電力(株)および日本原子力発電(株)が青森県むつ市への中間貯蔵施設の建設を計画しており、平成16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、

平成17年10月にこの要請を受諾し、青森県、むつ市、東京電力(株)、日本原子力発電(株)の4社間で協定を締結した。同年11月には、東京電力(株)と日本原子力発電(株)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。同社は平成19年3月22日、使用済燃料貯蔵事業許可申請書を国へ提出し、平成20年3月から準備工事を開始している。

■県内の状況

平成8年当時、県内の発電所においては、日本原燃(株)六ヶ所再処理工場への使用済燃料搬出を考慮しても、平成14年頃に使用済燃料プールが満杯となる発電所がでてくると推定された。このため、県内事業者は、平成10年～18年に使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強工事(リラッキング等)や貯蔵ピットの共用化を行い、貯蔵設備の増強を図った。

また、六ヶ所再処理工場の操業開始の遅れやプール水漏えい問題などにより、使用済燃料の

■県内原子力発電所の使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力変更の概要

平成20年12月31日現在

発電所	号機	貯蔵能力(体数)		共用化	備考
		変更前	変更後		
敦賀発電所	1号機	790	1,217	—	○1・2号機用ピットの使用済燃料ラック取替(リラッキング) ○平成10年8月工事開始、平成12年4月工事完了
	2号機	987	1,734	一部1号機と共用	
美浜発電所	1号機	288		—	○リラッキング ○平成11年10月工事開始、平成13年8月工事完了
	2号機	555		—	
	3号機	424	1,118	1・2号機と共用	
大飯発電所	1・2号機	704		—	○Bピット整備 ○平成11年8月工事開始、平成13年2月工事完了
	3号機	974	2,129	1・2号機と共用	
	4号機	974	2,129	1・2号機と共用	
高浜発電所	1・2号機	424		—	○リラッキング ○平成17年10月工事開始、平成18年6月工事完了
	3号機	1,188	1,769	1・2・4号機と共用	
	4号機	1,188	1,769	1・2・3号機と共用	



搬出量が当初計画よりも少なく、高浜発電所について平成22年までに使用済燃料プールが満杯となる可能性があったことから、平成16年から高浜発電所でも使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力増強工事が実施されている。

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。わが国では、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、

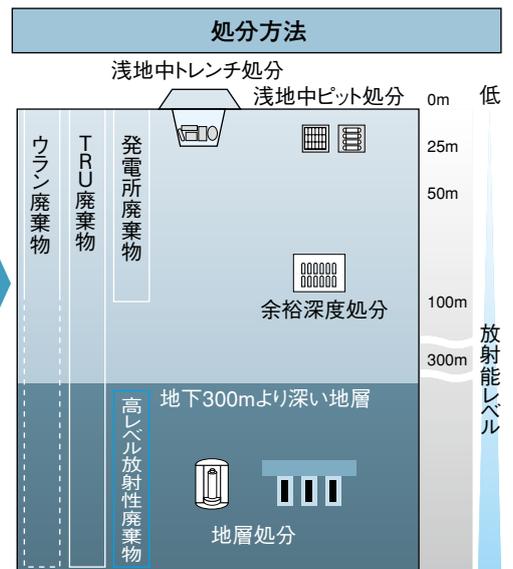
平成7年4月からわが国に返還されており、現在、日本原燃㈱の青森県六ヶ所村高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターで貯蔵されている。

高レベル放射性廃棄物の最終処分については、平成12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、平成40年代後半を目途に最終処分を開始するとする「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、②精密調査地区の選定、③最終処分施設建設地の選定)を経ることとなっており、NUMOは、平成14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。

■放射性廃棄物の種類と処分

発生場所	種類	
原子力発電所	発電所廃棄物	放射能レベル(放射性物質濃度)の極めて低い廃棄物
		放射能レベル(放射性物質濃度)の比較的低い廃棄物
		放射能レベル(放射性物質濃度)の比較的高い廃棄物
ウラン濃縮工場・成型加工工場	低レベル放射性廃棄物	ウラン廃棄物
MOX燃料成型加工工場		超ウラン核種 ^{※1} を含む放射性廃棄物(長半減期低発熱放射性廃棄物、TRU廃棄物)
再処理工場	高レベル放射性廃棄物	



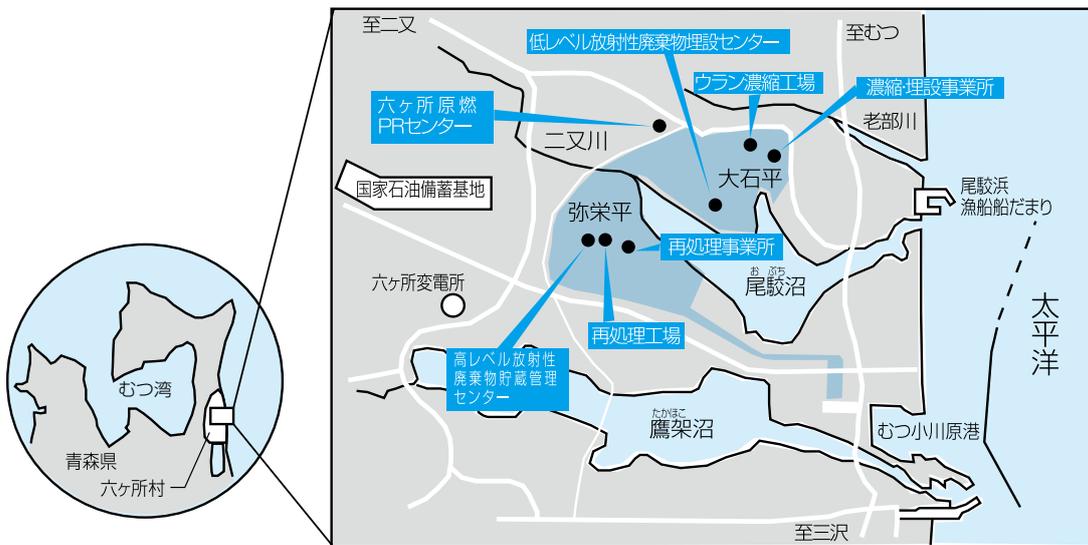
※1超ウラン核種:ウランから人工的に作られた核種のことでプルトニウム、アメリシウムなどさまざまな種類がある。



■六ヶ所核燃料サイクル施設の概要

(平成20年12月31日現在)

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	<p>原子力発電所の燃料である濃縮ウランの生産。</p> <p>・施設規模(既許可分) 1,050tSWU/年 (将来的には 1,500tSWU/年規模)</p>	<p>原子力発電所で発生した低レベル放射性廃棄物の埋設。</p> <p>・施設規模(既許可分) 8万㎡ (200ℓドラム缶 約40万本相当) (将来的には約60万㎡ 同約300万本相当)</p>	<p>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。</p> <p>・再処理能力 800tU/年 ・使用済燃料受入貯蔵能力 3,000tU</p>	<p>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。</p> <p>・貯蔵能力(既許可分) 高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)1,440本 (将来的には2,880本)</p>
現状	—	累積埋設量約20万本	工事進捗率99%	累積保管量 受入本数1,310本 (収納本数1,310本)
スケジュール	<p>事業許可申請 ……昭和62年5月</p> <p>事業許可 ……昭和63年8月</p> <p>着工 ……昭和63年10月</p> <p>操業開始 ……平成4年3月</p>	<p>事業許可申請 ……昭和63年4月</p> <p>事業許可 ……平成2年11月</p> <p>着工 ……平成2年11月</p> <p>操業開始 ……平成4年12月</p>	<p>事業指定申請 ……平成元年3月</p> <p>事業指定 ……平成4年12月</p> <p>着工 ……平成5年4月</p> <p>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</p> <p>竣工予定 (再処理設備本体等に係る使用前検査の合格) ……平成21年8月</p>	<p>事業許可申請 ……平成元年3月</p> <p>事業許可 ……平成4年4月</p> <p>着工 ……平成4年5月</p> <p>操業開始 ……平成7年4月</p>
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





■放射性廃棄物の区分と特徴について

(平成20年12月31日現在)

区分	廃棄物の形態	廃棄物の特徴	保管・処分の状況	処分概念
高レベル放射性廃棄物	再処理の過程で使用済燃料から発生する核分裂生成物やアクチノイドを多く含む放射性物質濃度の高い廃液	・放射性物質の濃度が高く発熱量も高い ・30～50年で発熱量が低下し、地層処分が可能 ・放射性物質の濃度は、数百年の間に2桁程度減少 ・一部の長半減期核種が長期にわたって残存	<保管状況> ・海外での再処理に伴い発生したガラス固化体は返還され、日本原燃㈱で保管 ・(独)日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所で発生したガラス固化体、は当該施設内で保管 <処分状況> ・なし	【地層処分】 30年程度、貯蔵管理施設内で保管し、発熱量が低下した後、安定な地下深部(地下300m以深)に埋設し、人工バリアと天然バリアにより、生活環境から隔離
低レベル放射性廃棄物	放射性物質濃度の比較的高い低レベル放射性廃棄物(高βγ放射性廃棄物)	・βγ核種の濃度は、低レベル放射性廃棄物(均質固化体、充てん固化体等)より数桁上回っている	<保管状況> ・各原子炉施設内で保管 <処分状況> ・なし	【余裕深度処分】 地下利用に十分余裕を持った深度(例50～100m程度)にコンクリートピットと同等以上の核種閉じ込め機能を持った処分施設を設置し処分
	放射性物質濃度の比較的低い低レベル放射性廃棄物(低レベル放射性廃棄物) ・均質固化体 ・充てん固化体	・放射性物質の濃度が比較的低い	<保管状況> ・蒸気発生器や原子炉容器上部ふたなど大型金属廃棄物は各原子炉施設内で保管 <処分状況> ・均質固化体や、充てん固化体の一部は日本原燃(株)の埋設処分施設で処分	【ピット処分】 浅地中(例：地下数m)の人工構築物(コンクリートピット)へのドラム缶詰め処分
	放射性物質濃度の極めて低い低レベル放射性廃棄物(極低レベル放射性廃棄物)	・βγ核種の濃度は、低レベル放射性廃棄物(均質固化体、充てん固化体等)より数桁下回っている	<保管状況> ・各原子炉施設内で保管 <処分状況> ・動力試験炉(JPDR)の解体で発生したコンクリート廃棄物については、日本原子力研究所の埋設施設で埋設処分した例がある	【トレンチ処分】 浅地中(例：地下数m)のトレンチにそのまま埋め戻す等の簡易な処分
廃棄物	TRU廃棄物(再処理施設等で発生)	・放射性物質濃度が高いものから低いものまで幅広く存在 <主なもの> ①使用済燃料の被ふく管の切断片 ②施設の運転に伴って発生する濃縮廃液、使用済樹脂等	<保管状況> ・(独)日本原子力研究開発機構核燃料サイクル工学研究所で発生したTRU廃棄物は、当該施設内で保管 <処分状況> ・なし	含まれる放射性物質の濃度に応じ区分し、地層処分、余裕深度処分またはピット処分を行う
	ウラン廃棄物(燃料加工施設で発生)	・ウランの半減期が長いため、時間経過による放射性物質の低減が期待できない ・ウランが壊変することにより生じる子孫核種により数十年後に放射性物質の濃度がピークになる	<保管状況> ・各施設内で保管 <処分状況> ・なし	含まれる放射性物質の濃度に応じ区分し、地層処分、余裕深度処分またはピット処分を行う
ク リ ア ラ ンス レ ベ ル				
放射性物質として扱う必要のないもの	原子炉施設や再処理施設・燃料加工施設等で発生するもので、放射性物質の濃度が極めて低く特段の対策を施さなくても、人間環境の放射線による影響を考慮する必要がないもの	・線量が自然界の放射線レベルと比較して十分小さく人の健康へのリスクが無視できる	<保管状況> ・クリアランス制度により国の認可を受けた後は、原子力施設由来の物である廃棄物として保管される	産業廃棄物と同様の処分再利用も可能



■放射性廃棄物処分等の具体化に向けた検討状況

(平成20年12月31日現在)

区分	原子力委員会の検討		原子力安全委員会の検討				関係法令の整備				
	処分方法	安全規制の考え方	安全規制の考え方	処分場における制限等	個別施設の審査方法	安全規制の枠組み	政令	規制			
高レベル放射性廃棄物	【検討済み】 「高レベル放射性廃棄物処分に向けての基本的考え方について」 (平成10年5月)	【検討済み】 「高レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について」(第1次報告) (平成12年11月)		処分場の環境要件 「高レベル放射性廃棄物の概要調査地区選定段階において考慮すべき環境要件について」 (平成14年9月)		【今後検討】	【整備済み】 (平成19年12月)	【検討中】			
低レベル放射性廃棄物	放射線物質濃度の比較的高い低レベル放射性廃棄物 (高β放射性廃棄物)	【検討済み】 「現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物処分の基本的考え方について」 (平成10年10月)	【検討済み】 「現行の政令濃度上限値を超える低レベル放射性廃棄物の処分に係る安全規制の基本的考え方について」 (平成12年9月)		【検討済み】 「低レベル放射性廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について」(第3次中間報告) (平成12年9月)	【検討中】	【整備済み】 (平成12年12月)	【検討中】			
	均質固化体 (低レベル放射性廃棄物)	【検討済み】 「放射性廃棄物処理処分方策について」(中間報告) (昭和59年8月)	【検討済み】 「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基本的な考え方について」 (昭和60年10月)	【検討済み】 「放射性廃棄物処分の安全規制における共通的な重要事項について」 (平成16年6月)	【検討済み】 「低レベル放射性廃棄物埋設に関する安全規制の基本的な考え方(中間報告)(ウラン廃棄物を除く)」 (平成16年6月)	【検討済み】 「低レベル放射性固体廃棄物の陸地処分の安全規制に関する基準値について」(第2次中間報告) (平成4年6月)	【検討済み】 「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能上限値について」 (平成19年5月)	【検討済み】 「放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方」 (昭和63年3月)	【整備済み】 (昭和62年3月)	【整備済み】 (昭和63年1月)	
	充てん固化体 大粒金属廃棄物							【整備済み】 (平成4年9月)	【整備済み】 (平成5年1月)		
	コンクリート廃棄物 金属等廃棄物							【整備済み】 (平成12年12月)	【検討中】	【整備済み】 (平成12年12月)	【検討中】
	低レベル放射性物質濃度の比較的低い低レベル放射性廃棄物							【整備済み】 (平成19年12月)	【一部検討】	【整備済み】 (平成19年12月)	【一部検討】
長半減期低発熱放射性廃棄物 (TRU廃棄物)	【検討済み】 「超ウラン核種を含む放射性廃棄物処理処分の基本的考え方について」 (平成12年4月) 「長半減期低発熱放射性廃棄物の地層処分の基本的考え方」 (平成18年4月)	【検討済み】 「長半減期低発熱放射性廃棄物の地層処分の基本的考え方」 (平成18年4月)					【整備済み】 (平成19年12月)	【一部検討】			
ウラン廃棄物	【検討済み】 「ウラン廃棄物処理処分の基本的考え方について」 (平成12年12月)				【今後検討】	【今後検討】		【今後整備】			
放射性物質として扱う必要のないもの	原子炉施設、核燃料使用施設 クリアランスレベルの値 その他の施設	【検討済み】 「放射性廃棄物処理処分方策について」(中間報告) (昭和59年8月)	【検討済み】 「主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて」 (平成11年3月) 「重水炉・高速炉等におけるクリアランスレベルについて」 (平成13年7月) 「核燃料使用施設におけるクリアランスレベルについて」 (平成15年4月)		【検討済み】 「原子炉施設及び核燃料使用施設の解体等に伴って発生するもののうち、放射性物質として取り扱う必要のないものの放射能濃度について」 (平成16年12月)		【整備済み】 (平成17年5月)	【整備済み】 (平成18年2月)			
				【今後検討】		【今後整備】	【今後整備】				



6. 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100ミリシーベルトかつ年単位では50ミリシーベルト)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、立ち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(ガラスバッチ)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

置でコンピューターに取り込まれ、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、(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。

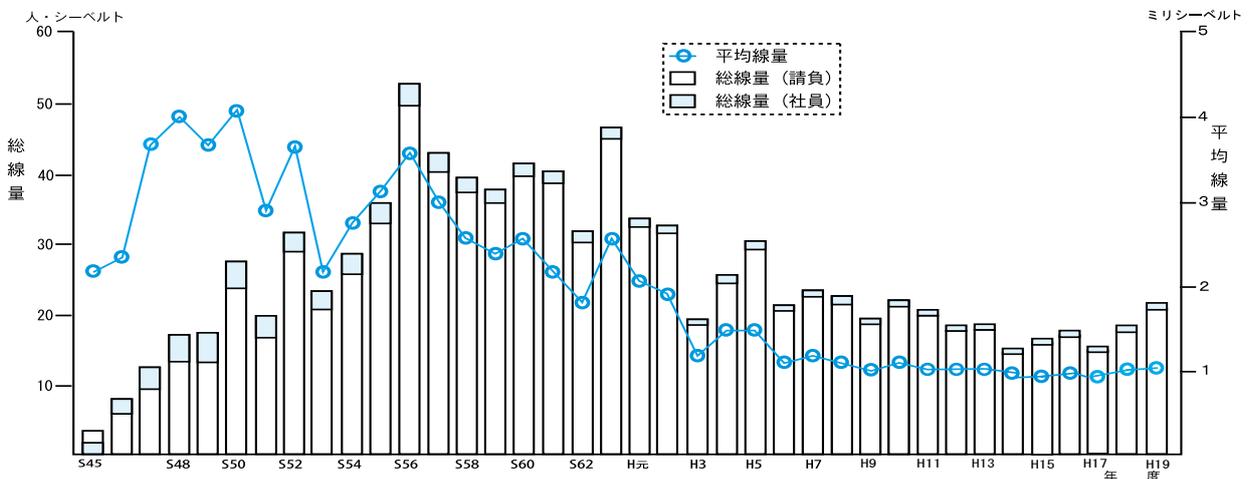


▲ガラス線量計(ガラスバッチ) (左)
アラームメータ(右)



▲ホールボディカウンタ

■県内発電所従事者の被ばく管理状況



7. 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、昭和46年に㈱BWR運転訓練センター(BTC)が、昭和47年には㈱原子力発電訓練センター(NTC)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。

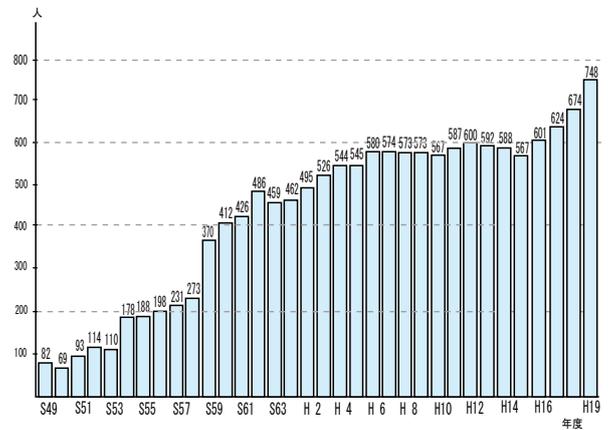
また、同事故の教訓から運転員のうち運転責任者(当直長)については、運転操作について総合的見地に立って適切な指揮をする重い立場にあることから、昭和55年度、運転責任者資格認定制度が設けられた。

一方、保守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、保守員等の知識や技能の向上が図られている。

①(株)原子力発電訓練センター(NTC)

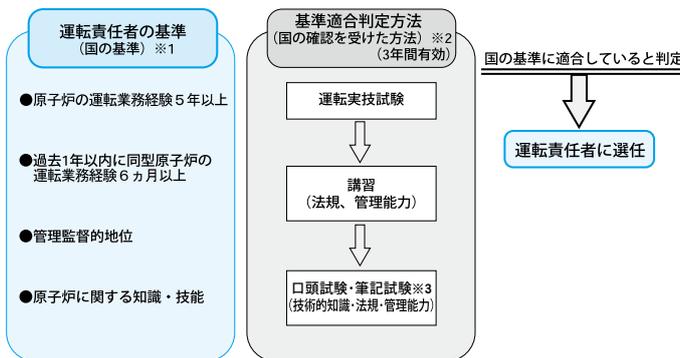
加圧水型原子力発電所(PWR)の運転員の教育・訓練を行っている。高浜発電所3号機(出力87万kW)、大飯発電所3号機(出力118万kW)、泊発電所1号機(出力57.9万kW)をモデルとした3台のシミュレータおよび泊発電所3号機(出力91.2万kW)と伊方発電所2号機(56.6万kW)を切り替えて使用できる総デジタル型のシミュレータ1台が設置されており、平成20年3月末現在、延べ14,712人、4,044チームが訓練を終了している。運転員は、実際のプラントを運転しているのと全く同じ状況に置かれるため、実物そのままの訓練が可能で、加えて各種の異常状態や事故に対する即応動作を繰り返し訓練することができる。

■(株)原子力発電訓練センターでの運転員訓練実績



▲(株)原子力発電訓練センター

運転責任者の選任



※1 運転責任者は原子炉の運転に必要な知識技能および経験を有しており、経済産業大臣の定める基準に適合した者の中から選任しなければならない。

※2 基準に適合しているかどうかの判定を行う方法についてあらかじめ経済産業大臣の確認を受けなければならない。

※3 平成21年度から導入



②(独)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を観察や消火訓練などが行われている。また、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。



▲ナトリウム訓練セル

③関西電力(株)原子力運転サポートセンター

平成18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。

また訓練風景は、隣接するPR施設「エルガイアおい」からガラス越しに見学することができる。



▲原子力運転サポートセンター

④関西電力(株)原子力研修センター

この研修センターは、原子力発電所の保守業務に従事する者の教育訓練を行うため、昭和58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、主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)が保守技術習得のため訓練を実施している。



▲原子力研修センター

⑤日本原子力発電(株)敦賀発電所運転シミュレータ

日本原子力発電(株)では、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。



▲敦賀発電所2号機用小型シミュレータ

⑥株原子力安全システム研究所

この研究所は、平成3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、平成4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、平成9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。

さらに、平成16年8月、美浜発電所3号機2次系配管破損事故の経験を踏まえ、高経年化研究の強化や新たな研究分野への取り組みも行っている。



▲腐食試験装置を用いた高温高压水中での応力腐食割れ試験



▲材料のマイクロ組織観察を行う電界放射型透過電子顕微鏡



8. 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)の輸送については、国際原子力機関(IAEA)の定めた「放射性物質安全輸送規則」に基づき、各国とも安全規制を実施している。わが国も原子力安全委員会での審議を経て、この輸送規則に準拠した国内規則を定めている。

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、経済産業省や(独)原子力安全基盤機構が実施している。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、国土交通省や(独)原子力安全基盤機構、運搬経路等については都道府県公安委員会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の伴走車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極めて沈みにくい構造の専用船を使用するなど安全の確保に努めている。

平成10年10月、日本原燃株の使用済燃料輸送容器の中性子遮へい材のデータに改ざんがあることが判明。科学技術庁(現：文部科学省)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。

■ A型核分裂性輸送物の安全基準

○線量当量率

表面で	2 ^{Sv} シーベルト/時以下
表面から1m離れた位置で	0.1 ^{Sv} シーベルト/時以下

○表面汚染密度

α線を放出する放射性物質の場合	0.4 ベクレル/cm以下
α線を放出しない放射性物質の場合	4 ベクレル/cm以下

■ 輸送物の試験条件

一般の試験条件	1. 水の吹き付け試験 1時間に50ミリの雨量	2. 自由落下試験 例:15トン以上は、0.3メートルの高さからの落下	3. 圧縮試験 例:自重の5倍で24時間	4. 貫通試験 6キログラムの丸棒を1メートルの高さから落下	
	特別の試験条件	1. 落下試験-I 9メートルの高さから落下	2. 落下試験-II 1メートルの高さから棒上に落下	3. 耐火試験 800°Cで30分	4. 浸漬試験 15メートルの水底に8時間

9. 原子炉の廃止措置

(1) 基本的考え方

わが国では、原子炉の廃止措置を進めるに当たっての基本的考え方として、

- 安全の確保(作業環境の放射線防護および周辺公衆の被ばく防止など)
- 原子炉の廃止措置後における敷地の有効利用
- 地域社会との協調

を挙げ、原子炉の運転終了後、できるだけ早い時期に解体撤去することを原則としている。

原子炉施設の廃止措置に伴う解体作業は、基本的には既存技術またはその改良により対応可能であると考えられるが、作業者の安全性の一層の向上、解体コストおよび解体廃棄物発生量の低減化等を図る観点から、解体技術の一層の向上を図る必要がある。総合エネルギー調査会(現：総合資源エネルギー調査会)原子力部会では、昭和60年に、系統除染、安全貯蔵、解体撤去の3段階を踏むという廃止措置の標準工程を策定した。

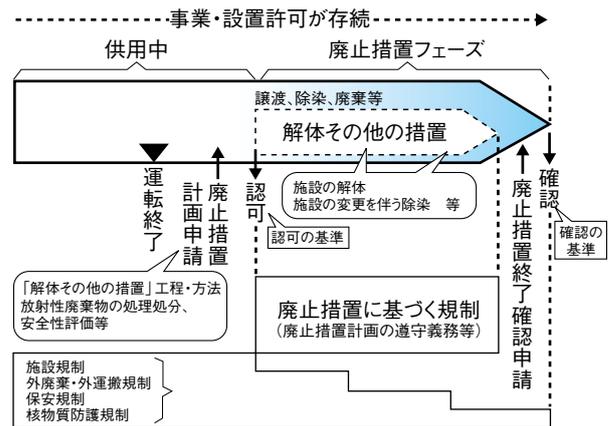
その後、同部会の原子炉廃止措置対策小委員会において、今後必要となる原子炉廃止措置に係る技術水準や標準工程の検証、安全確保の手続き、廃棄物の処理処分等について検討が行われ、平成9年1月、原子力部会の報告書「商業用原子力発電施設の廃止措置に向けて」がまとめられた。

さらに、平成13年8月には、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃止措置安全小委員会が、廃止措置を標準工程の各段階に分割し、段階的に実施することを基本とすること、

廃止措置に要する期間は30年程度を一応の目安とすることなど、報告書「実用発電用原子炉施設の廃止措置に係る安全確保及び安全規制の考え方について」を取りまとめた。

その後、廃止措置安全小委員会では、平成16年10月から、現行の廃止措置規制制度の課題の抽出と今後の廃止措置規制制度の在り方について検討を行い、同年12月に報告書「原子力施設の廃止措置規制の在り方について」を取りまとめた。この報告書を受けて国は平成17年5月に原子炉等規制法を改正し、従来は使用済燃料を施設外に搬出し、解体届の届出を行った後、解体に着手することとしていたが、今後は、発電所の運転終了後に、事業者が「廃止措置計画」を作成し、大臣の認可を義務付けることとした。

■ 廃止措置規制



【ポイント】

1. 原子炉の場合は、一部廃止の場合も「廃止措置規制」を適用
2. 廃止措置フェーズの施設規制や保安規制については、廃止措置の進捗に応じた合理的な規制レベルとするため、政省令において具体的に規定。



(2) 廃止措置の標準工程

原子力発電所の運転終了後の、廃止措置の標準的な進め方(標準工程)としては使用済燃料の施設外への搬出を経て、以下のとおり、系統除染、安全貯蔵、解体撤去の3段階で進めていくこととしている。

①系統除染

配管や容器内に残る放射性物質を化学薬品などを用いて除去する工程で、後に行う解体撤去などを実施しやすくするために行う。

②安全貯蔵

系統除染後、放射性物質の減衰を待つための期間で5～10年の期間が想定される。放射性物質を閉じ込めるため、弁や施設内の扉の閉鎖などの手当てを行う。

③解体撤去

放射性物質を飛散させないように、原子炉容器や配管等の建屋内の構造物から順に解体処理し、最後に建屋などを解体撤去する手順となる。

(3) 解体に伴い発生する廃棄物の処分

原子力発電所の廃止措置に伴い発生する解体廃棄物の総量は、110万kW級の軽水炉の場合、約50～55万トンである。このうち、放射性廃棄物として処理処分する必要がある低レベル放射性廃棄物は約1万トンと総廃棄物重量の3%以下と試算されている。この中には、放射性物質濃度が比較的高い炉内構造物などの廃棄物(高β γ 放射性廃棄物)も約200トン含まれている。

残りの約9割以上は、「放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物」と考えられており、放射性物質の濃度に応じて合理的な処分方法を行うため、放射性廃棄物と放射性廃棄物として扱う必

要のないものを区分する制度(クリアランスレベル制度)が整備されたことにより、資源として再利用することができる。

廃止措置費用については、110万kW級の原子力発電施設で約300億円程度(昭和59年度価格)と試算されており、その費用確保のため、「原子力発電施設解体引当金制度」が昭和63年度に整備され、電力会社による廃止措置費用の積立が行われている。

また、廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物の処理処分費用については、110万kW級原子力発電施設の場合、PWRで約192億円、BWRで約178億円(いずれも平成9年価格)と試算されており、これらの費用についても平成12年度から「原子力発電施設解体引当金制度」の対象費用に加えられ積立が行われている。

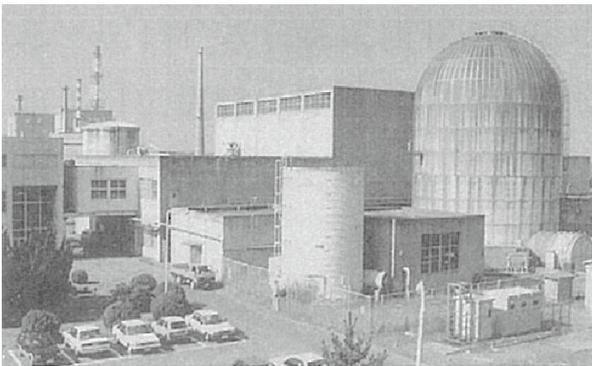
(4) わが国における廃止措置の状況

わが国では、日本で最初に原子力発電に成功した日本原子力研究所(現:独日本原子力研究開発機構)の動力試験炉(JPDR)の解体撤去が昭和61年に開始された。解体撤去では、放射性物質を除去する技術、厚板鋼材や堅固なコンクリート構造物の切断技術、遠隔操作技術など、既に開発されていた技術を用い、平成8年3月に計画どおり解体撤去を完了した。

また、日本最初の商業用原子力発電所である日本原子力発電(株)東海発電所は、経済的理由から平成10年3月31日に運転を終了した。海外再処理施設への使用済燃料の搬出完了後の平成13年10月、原子炉等規制法に基づく解体届を経済産業省に提出し、同年12月から廃止措置に着手した。平成18年6月には改正後の原子炉等規制

法に基づく廃止措置計画により廃止措置工事を実施している。東海発電所は、炭酸ガス冷却型炉であるため系統除染は不要で、原子炉領域は約10年間の安全貯蔵期間の後、約7年をかけて解体撤去を、原子炉領域以外の周辺機器等は順次解体撤去を行う予定で、解体に伴い発生する低レベル廃棄物量は、約23,500トンと推定されている。

福井県内では、「ふげん」が平成20年2月に廃止措置計画の認可を受け、廃止措置作業に着手している。「ふげん」では平成40年度の完了を目指し、放射能レベルが低い設備から段階的に解体が行われるとともに、廃止措置に関する安全性実証試験が行われている。



▲解体前の J P D R (昭和61年 5 月)



▲ J P D R 解体跡地(平成 8 年 3 月)

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、平成20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。

【初期消火体制の整備】

- ・火災の発生を消防機関に確実に通報するために必要な設備の設置（専用回線や衛星電話など）
- ・初期消火活動を行うために必要な要員の配置（24時間常駐を基本とし、常時10名程度以上の人員の確保）
- ・初期消火活動を行うために必要な化学消防自動車の配備（危険物火災に機動的に対応）
- ・訓練や実際の火災等における対応を適切に検証・評価し、より適切な体制になるよう適宜見直しを実施

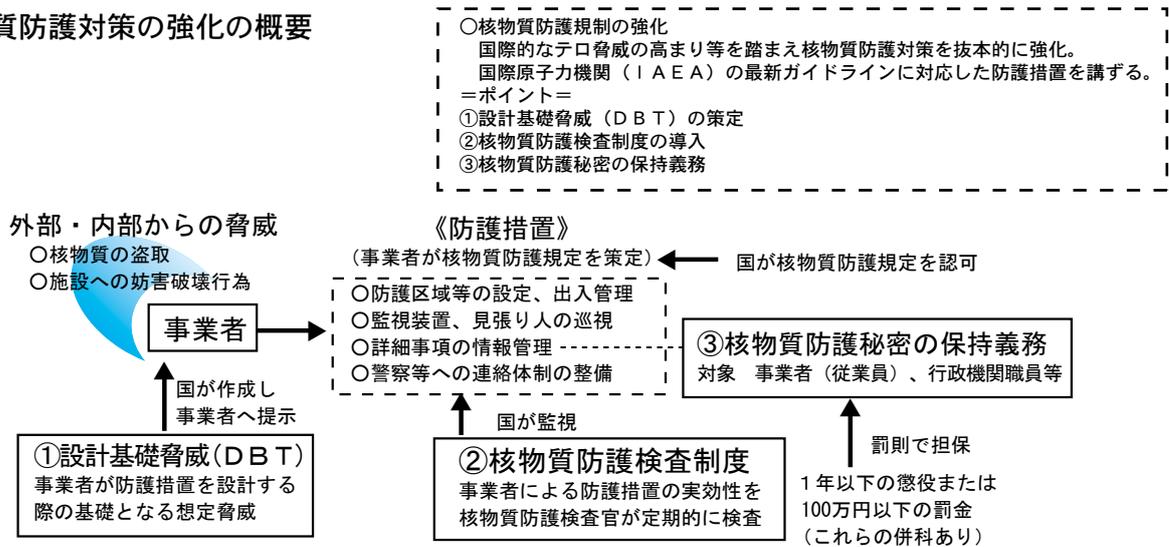


11. 核物質防護対策の強化

国際原子力機関（IAEA）のガイドライン「核物質防護に関する勧告」の改訂や原子力防災小委員会の報告書を踏まえ、国は、核物質防護対策を強化するため、平成17年5月に原子炉等

規制法を一部改正した（平成17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。

■核物質防護対策の強化の概要



12. 外部機関による評価

IAEAは、加盟国の保有する原子力発電所等の運転管理の安全性の継続的な向上を支援するため、加盟国からの要請に基づき運転管理調査チーム(OSART)を要請された発電所に派遣している。派遣される運転管理調査チームは、IAEAと関係する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分野の実施状況をIAEAの関係する原子力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OSART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。(わが国のOSART実績)

- ・関西電力(株)高浜発電所3・4号機(昭和63年)
- ・東京電力(株)福島第二発電所3・4号機(平成4年)
- ・中部電力(株)浜岡原子力発電所3・4号機(平成7年)
- ・東京電力(株)柏崎刈羽発電所3・6号機(平成16年)
- ・関西電力(株)美浜発電所3号機(平成21年)

また、世界原子力発電事業者協会(WANO)や日本原子力技術協会のピアレビューは、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、課題や良好事例などを抽出することで、発電所の安全性や信頼性の向上に寄与することを目的に行われている。