

原子力の安全に関する条約 日本国第4回国別報告書

平成19年9月



日本国政府

目次

緒言	1
A. 一般規定	
第6条 既存の原子力施設	
6. 1 本条約に基づく報告の対象となる既存の原子力施設	6-1
6. 2 前回報告以降に実施した既存の原子力施設の安全に関する主な検討及び措置	6-1
6. 3 安全の評価、確認及び運転継続の見解	6-8
B. 法令	
第7条 法令上の枠組み	
7. 1 原子力施設に係る法令の体系	7-1
7. 2 法令等に基づく段階ごとの規制の枠組み	7-4
7. 3 記録、適用される規制及び許可の条件の実施方法	7-7
7. 4 原子力施設に対する技術的要求事項の性能規定化への取り組み	7-8
第8条 規制機関	
8. 1 規制機関の使命と義務	8-1
8. 2 原子力施設に関する安全規制体制	8-1
8. 3 原子力安全・保安院	8-2
8. 4 原子力安全・保安院に関連する組織	8-4
8. 5 原子力安全委員会	8-5
8. 6 原子力委員会	8-6
8. 7 その他の機関	8-6
第9条 許可を受けた者の責任	
9. 1 許可を受けた者が原子力施設の安全のための主要な責任を負うための措置	9-1
9. 2 規制機関による許可を受けた者の監視	9-1
9. 3 事業者とのコミュニケーション	9-3
C. 安全に関する一般的な考慮	
第10条 安全の優先	
10. 1 安全優先の基本方針	10-1
10. 2 安全文化の向上への取り組み	10-1

第11条	財源及び人的資源	
11.1	許可を受けた者の原子力施設の維持のための財源	11-1
11.2	許可を受けた者の原子力施設に係る人的資源	11-2
11.3	規制機関の人材基盤確保への取組	11-3
11.4	我が国の原子力分野での人材育成	11-4
第12条	人的な要因	
12.1	規制機関の取組	12-1
12.2	原子炉設置者の取組	12-4
第13条	品質保証	
13.1	原子力施設における法令による品質保証の枠組み	13-1
13.2	原子力安全・保安院による品質保証の確認	13-2
13.3	原子炉設置者における品質保証プログラムの実施及び評価	13-4
第14条	安全に関する評価及び確認	
14.1	建設前における安全の評価	14-1
14.2	試運転前における安全の評価及び確認	14-2
14.3	供用期間中における安全の評価及び確認	14-3
14.4	確率論的な安全評価の活用状況	14-5
14.5	耐震安全性の評価	14-8
14.6	原子力安全研究の推進	14-9
第15条	放射線防護	
15.1	放射線防護に係る法律、規制及び要求事項の概要	15-1
15.2	放射線防護に係る国の要求事項と原子炉設置者の対応	15-2
15.3	規制による管理活動	15-5
第16条	緊急事態のための準備	
16.1	原子力緊急事態に係る法律、規則の整備	16-1
16.2	原子力緊急事態への対応とそのための措置	16-3
16.3	原子力防災訓練及び演習の実施	16-5
16.4	国際的な枠組み及び近隣諸国との関係	16-6
D. 施設の安全		
第17条	立地	
17.1	原子力施設の立地に係る基本的考え方	17-1
17.2	実用発電用原子炉の立地に係る主要な評価体系	17-1
17.3	外部起因事象に対する評価	17-2
17.4	実用発電用原子炉の事故による周辺公衆への安全影響評価	17-2

17.5	環境影響評価	17-3
17.6	立地関連要因の再評価	17-3
17.7	安全上の影響に関する近隣諸国との協議	17-4

第18条 設計及び建設

18.1	原子力施設の設計及び建設に関連した審査	18-1
18.2	深層防護及び放射性物質の閉じ込めの具体化	18-1
18.3	異常発生防止系及び異常影響緩和系（重要度分類指針）	18-3
18.4	安全設計の評価	18-4
18.5	新しい耐震設計審査指針	18-4
18.6	アクシデントマネジメント策の整備	18-6
18.7	経験・試験・解析により技術の信頼性を確保するための措置	18-6
18.8	人的要因及びマン・マシン・インターフェースの考慮	18-8

第19条 運転

19.1	最初の許認可	19-1
19.2	運転上の制限値及び遵守条件	19-1
19.3	運転、保守、検査及び試験に関する規制	19-2
19.4	事故及び運転上予想される異常事象に対する対応	19-13
19.5	工学的及び技術的支援（研究開発成果の反映）	19-13
19.6	事象報告	19-13
19.7	運転経験の情報蓄積と反映及び共有	19-14
19.8	使用済燃料及び廃棄物の適切な管理	19-15

安全性の向上のための計画的活動

附属書

緒言

1. 報告の作成

(1) 報告書作成に係った組織

本報告書は経済産業省原子力安全・保安院が作成した。作成に当たっては、独立行政法人原子力安全基盤機構(以下、「(独)原子力安全基盤機構」という。)の支援と日本原子力技術協会の協力を得るとともに、関係政府諸機関と協議した。また、経済産業省総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会の審議を受けるとともに、原子力安全委員会の意見を聴いた。

(2) 報告書の作成に当たっての留意事項

今回の報告書の作成に当たっては、特に、原子力安全条約第3回検討会合で採択された「概要についての報告」において次回の報告における記載が望ましいとされた事項、また、我が国の前回の報告書に対する他の締約国からの質問と、レビュー会合での我が国の報告に対して質問やコメントとして提示された事項に、的確に答えることに留意した。

(3) 報告書の記載の基本的考え方

本報告書の構成に当たっては、前回報告からの変更及び追加部分として、国及び産業界が実施した結果について、各条の報告に折り込み、変更のない部分については簡略化することで、現在の安全確保の枠組みの全容が分かるよう配慮した。ただし、安全確保の具体策である運転経験の反映、原子力施設の改善等については、前回の報告との重複を避け、第3回検討会合(2005年4月)後の3年間の報告の対象として記載することとした。

(4) 報告書の記述様式

本報告書の記述に当たっては、前回の報告以降の内容に変更のあるものについては下線付き文字で示し、前回の報告以降の内容に変更がないもの(編集上修正したものも含む。)については下線付き文字で示さないことで、3年間の変更箇所が直ちに判るように配慮した。

本条約の対象である原子力施設(陸上に設置された民生用の原子力発電所)は、我が国の法令上の枠組みにおいては、実用発電用原子炉及びその附属施設、並びに研究開発段階にある発電用の原子炉及びその附属施設が該当するが、これらの原子力施設についての我が国の原子力安全規制は基本的に同じである。このため、本報告のうち、具体的な事項については、立地、設計、建設、運転等の豊富な実績のある実用発電用原子炉施設を例として報告する¹。なお、本条約に関連する国際原子力機関(IAEA)の安全要件に対する我が国の対応状況を、本報告の附属書5. に示す。

2. 我が国の原子力利用活動の現在の状況

(1) 原子力利用全般に係る情勢

現在国内で、本条約の対象となる原子力施設は、56基(運転中の55基及び建設中で臨界に達したものの1基)の原子力施設が運転中であり、2006年度において発電電力量(一般電気事業用)の約30.6%を供給する主要な電源となっている。

2005年10月に閣議決定された原子力政策大綱は、その基本目標の中で、1)2030年以後も発電電力量の30-40%程度かそれ以上を原子力発電で賄う、2)核燃料サイクルを推進する、3)高速増殖炉の実用化を目指す等を示した。経済産業省は、これらの基本目標を実現するための具体策

¹本報告では、本条約の対象である陸上に設置された民生用の原子力発電所を原則として原子力施設と表記する。ただし、法令等に関する記述の場合は、関連する法令で使用されている用語を優先、また実用発電用原子炉及びその附属施設について記述する場合は、これらを総称して実用発電用原子炉施設と表記する。

を審議し、2006年8月に原子力立国計画をとりまとめた。この計画においては、1) 電力自由化環境下においても原子力発電所の新・増設を実現する、2) 安全確保を大前提として既設炉を活用する、3) 高速増殖炉サイクルを早期実用化する、4) 次世代を支える技術人材の厚みを確保する、5) 我が国の原子力産業の国際展開を支援する、6) 原子力発電拡大と核不拡散の両立に向けた国際的な枠組み作りへの積極的な関与等を重点に推進することが決定された。

(2) 原子力施設の状況

我が国の原子力施設としては、2007年8月現在、本条約の対象となるものが56基(運転中の55基及び建設中で臨界に達したものの1基)ある。

我が国における原子力発電の発電出力は、2006年度には4947万kW、総発電出力の約20.7%に当たり、その発電電力量3045億kWhは我が国合計9959億kWhの約30.6%に到達している。設備利用率は70%である。2004年度から2006年度までの平均計画外停止頻度は0.5回/炉年程度の小さい値となっている。

3. 原子力施設の安全確保における国際的な活動

我が国は、原子力施設の安全確保には国際的な協力が重要であるとの認識の下に、多国間及び2国間の協力を進めている。

多国間協力としては、国際原子力機関(IAEA)、経済協力開発機構の原子力機関(OECD/NEA)、更には国際原子力規制者会議(INRA)や国際原子力安全グループ(INSAG)において、安全規制に関する情報交換や原子力安全に係る課題の検討に積極的に参加している。そして、そこで得られた情報や検討結果を、我が国の規制の充実に役立ててきた。

当報告期間中に実施されたあらたな国際活動としては、「使用済み燃料管理と放射性廃棄物管理の安全に関する条約」第二回検討会合に参加したことが挙げられる。これにより、我が国は、原子力施設の安全のみならず放射性廃棄物等に関しても、その管理の安全性について、各国からのピアレビューを受ける機会を得た。2国間協力としては、中国、フランス、韓国、スウェーデン、英国、米国の規制当局との協定の下で安全規制に関する情報交換を行い、知識・経験を共有し、相互の原子力安全性の向上に務めている。

一方、原子炉設置者も、アジア諸国の原子力発電事業者間の情報交換を通じ原子力発電所の運転の安全性と信頼性を高めるために世界原子力発電事業者協会(WANO)東京センターの運営に積極的に関わっている。

なお、2004年11月には、東京電力(株)の柏崎刈羽原子力発電所3号機及び6号機がIAEAのOSARTを受検した。

4. 報告期間中の重要事項

耐震設計審査指針の見直し

2006年9月19日に原子力安全委員会により、新設炉に対する耐震設計審査指針の改訂がなされ、地震動の策定・評価方法の変更等により、より高いレベルの耐震安全性が要求されることになった。原子力安全・保安院は、既設の原子力施設に対しても新指針に基づいて耐震安全性をチェックすることとし、同日原子力事業者(すべての発電用原子炉の設置者)に対し、耐震安全性再評価の実施等を指示した。

検査制度のあり方検討会の活動

2003年10月に導入された新しい検査制度の定着を進めるとともに、高経年化が進む原子力発電所の安全性を確保するために、2005年11月に、検査のあり方検討会を再開して、2006年9月に

「原子力発電施設に対する検査制度の改善について」の報告書をまとめた。その要点は、①高経年化対策の一環として、個々の原子力施設毎の特性に応じた保全活動の充実、②原子炉停止時に行う検査・保安活動に加えて、運転中に行われる保安活動の一層の充実を、③原子炉設置者による不適合是正の徹底を検査制度の中に取り組みることなどである。

技術基準の性能規定化

原子力施設の技術的要求事項を定める技術基準は、従来、性能に係る要求だけでなく、詳細な仕様を定める規定も含んでいた。技術革新や最新の知見への柔軟な対応を可能にするために、これを、技術基準は安全上必要な性能要求だけを規定するものとし、それを満足する詳細仕様は学協会規格を活用するものとした。

安全研究の推進

原子力安全・保安院は、2006年7月に、原子力安全・保安部会の下に原子力安全基盤小委員会を設置し、今後優先的に取り組むべき分野において、産業界、規制機関の安全確保等に向けた仕組みを計画的かつ効率的に構築するためのロードマップを作成し、原子力安全基盤研究の企画、実施、評価を行っていくこととした。また、近年国際的に原子力安全研究のための研究施設が閉鎖の危機にあることに鑑み、日本原子力研究開発機構の材料試験炉(JMTR)を戦略的に重要な安全基盤研究施設として位置付けることを提案した。国際共同研究も積極的に推進し、例えば、経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)に応力腐食割れ(SCC)及びケーブルの高経年化について検討する、我が国からの特別拠出金事業SCAP計画を委託した。

日本原子力技術協会の設置

2005年4月原子力産業界(原子炉設置者、燃料加工事業者、プラントメーカー等)は産業界の自主保安活動の更なる向上を目指し、安全文化の共有化・向上を図る活動として、①原子炉設置者を支援する安全文化普及活動、②原子炉設置者の業務に対するピアレビューの実施、③原子力発電公開ライブラリー「ニューシア」等の情報の分析評価活動、④会員の事業所の安全文化の状況を独立の第三者機関として評価することを目的とする日本原子力技術協会を設立した。

高経年化対策

高経年化の技術評価と10年毎の保全計画の策定・実施について、2003年10月に法令上の要求事項として定め、その実施状況を原子力安全・保安院が確認している。

原子力安全・保安院は、高経年化プラントへの対応を充実強化するために、産業界、学会、政府機関の間で、国内外の技術情報を共有し、有効に活用するために技術情報調整委員会を発足させた。また、原子力安全・保安院、(独)原子力安全基盤機構、大学、研究機関、電力事業者、原子力プラントメーカー、エンジニアリング会社等が参加する特別委員会が日本原子力学会の下に設置され、高経年化対策及び軽水炉の長寿命安全運転に対するロードマップを整備した。

原子力分野の人材の確保

我が国では、熟練技術者の退職、原子力施設の建設機会の減少により、人材の維持が課題となっている。国、産業界、学界では今後の人材確保のあり方を検討すると共に、人材育成や技術伝承のための活動を行っている。

発電設備総点検

2006年10月の中国電力(株)の水力発電所のデータ改ざんに端を発し、火力・原子力をも含めた総点検が実施された結果、全体で316件、原子力で98件の改ざん、手続不備事案が発見された。

原子力施設に関し、経済産業省は、①東京電力(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)及び日本原子力発電(株)の原子力発電所に対する保安規定変更命令の発動、②これら電力会社の原子力発電所の定期検査の前倒し又は延長、③特別原子力施設監督官の任命などを含む保安検査

・定期検査の特別な検査の実施、④事故トラブル情報の国際的な情報共有促進、⑤再発防止のための行動計画の立案指示などの対応を行った。

各電力会社から経済産業省に対し、再発防止に関する行動計画が提出された。その主な具体例は、経営責任者の関与、保安教育の徹底、アラームタイパーの記録保存、保安検査官のフリーアクセスについての協力、原子炉主任技術者の独立性、ニューシア等による情報共有の推進、運転制限条件逸脱の通報、電力会社間の情報共有などである。原子力安全・保安院は、これら行動計画は概ね妥当であると判断し、今後その実施状況を保安検査等を通じて確認していく。また、原子力安全・保安院は、行動計画の実施に対応して必要な法令の改正をしていく。

さらに、原子力安全委員会では、原子力施設における改ざん・隠蔽等の不正の問題について、原子力安全・保安院のから適宜報告を受け、2007年4月23日に本件の対応に関する原子力安全委員会決定を行った。

IRRSの招聘

原子力安全・保安院及び原子力安全委員会は、2007年に国際原子力機関(IAEA)の総合規制レビューサービス(IRRS)を受け入れた。従来の国際規制レビューチーム(IRRT)によるレビューが専らIAEAの安全基準適合性の確認が目的であったが、日本へのIRRSではそれに加えて、規制上の懸案事項について各国の上級規制者との政策対話を広範に実施した。2007年2月に準備会合、同年6月にIRRS本会合を開催した。

中越沖地震

2007年7月16日、東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所から約16km離れた新潟県中越沖においてマグニチュード6.8の地震が発生した。この地震により運転中であった2,3,4,7号機はスクラム信号により自動停止した。また、定期検査のため停止中の1,5,6号機は安全停止を継続した。この地震の後、ごく微量の放射性物質が6号機では排水経路を経て海中へ、7号機では主排気筒から空气中へ放出された。海中へは $9 \times 10^4 \text{Bq}$ ($2 \times 10^{-10} \text{Bq/cm}^3$ 、法令で定められた限度: 0.2Bq/cm^3)、空气中へは $3 \times 10^8 \text{Bq}$ ($2 \times 10^{-7} \text{mSv}$ 、法令で定められた限度: 1mSv/年)の放出であり、いずれも法令で定められた限度を大幅に下回るものであり、公衆に対して有意な放射線被ばくを与えるものではなかった。東京電力(株)は、この地震による発電所内機器への影響等を調査している(2007年7月末現在)。

原子力安全・保安院は、この地震の原子力発電所への影響等の国際的な情報共有を図るため、IAEA調査団を受入れた。また、この地震が柏崎刈羽原子力発電所に及ぼした具体的な影響についての事実関係の調査、当該地震を踏まえた国及び事業者の今後の課題と対応について検討するため、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会の下に「中越沖地震における原子力施設に関する調査・対策委員会」を設置した。この委員会において、今回の地震から得られる知見を踏まえた、耐震安全性を検討する。原子力安全委員会は、地震発生後、原子力安全委員による現地調査、原子力安全・保安院等からの報告聴取、耐震安全性に関するプロジェクトチームの開催などを行い、事実関係を把握し、今後の対応について検討している。2007年7月30日には、この地震による影響に関する見解と、今後の対応について、原子力安全委員会決定を行っている、決定文書を附属書に添付する。

A. 一般規定

第6条 既存の原子力施設

締約国は、この条約が自国について効力を生じた時に既に存在している原子力施設の安全について可能な限り速やかに検討が行われることを確保するため、適当な措置をとる。締約国は、この条約により必要な場合には、原子力施設の安全性を向上させるためにすべての合理的に実行可能な改善のための措置が緊急にとられることを確保するため、適当な措置をとる。当該施設の安全性を向上させることができない場合には、その使用を停止するための計画が実行可能な限り速やかに実施されるべきである。使用の停止の時期を決定するに当たっては、総合的なエネルギー事情、可能な代替エネルギー並びに社会上、環境上及び経済上の影響を考慮に入れることができる。

本条約の対象となる我が国の原子力施設は、2007年6月末現在で合計56基であり、その内訳は、運転中のものが55基、建設中で臨界達成したものが1基である。

前回報告以降、建設中であった中部電力(株)浜岡原子力発電所5号機、東北電力(株)東通原子力発電所1号機、北陸電力(株)志賀原子力発電所2号機が臨界を達成し、本条約の報告対象となった。廃止措置準備中であったふげんの廃止措置計画が認可され、本条約の対象外となった。

既存の原子力施設に関する安全確保に関しては、以下に報告する。

なお、参考として、前回報告以降に報告された事故・故障の一覧を、INES評価の結果と併せて表6-1に示す。

6. 1 本条約に基づく報告の対象となる既存の原子力施設

本条約の対象となる我が国における既存の原子力施設は、2007年6月末現在で合計56基である。その内訳を以下に示す。

本条約の対象となる原子力施設の内訳

分 類	状 況	基 数	備 考
実用発電用原子炉	沸騰水型軽水炉(BWR)	32	
	加圧水型軽水炉(PWR)	23	
研究開発段階にある発電用原子炉	建設中*	1	もんじゅ

*：建設中で臨界を達成しているもの

なお、原子力施設の位置及びリストを図6-1及び附属書1に示す。

6. 2 前回報告以降に実施した既存の原子力施設の安全に関する主な検討及び措置

前回以降に実施した既存の原子力施設の安全に関する主な検討及び措置は、1)美浜発電所3号機2次系配管破損事故への対応(本件に関しては、第3回検討会合のための報告及び同検討会合で一部報告済である)、2)沸騰水型原子力発電所のハフニウム板型制御棒のひび等への対応、3)非常用炉心冷却システムストレナと格納容器再循環サンプルスクリーン機能阻害対策、4)給水流量計試験データの不正への対応、5)炉心の一部に混合酸化物燃料を装荷した発電所の安全審査、6)ABWRタービン翼の設計不良への対応、7)もんじゅ発電所のナトリウム漏えい対策の実施状況の確認、8)女川原子力発電所の耐震安全性確認、9)独立行政法人原子力安全基盤機構の定期検査の一部不備への対応、10)発電設備に係る総点検の実施等がある。

以下にこれらの概要を示す。

(1) 美浜発電所3号機2次系配管破損事故への対応

1) 事故と事故調査の概要

2004年8月9日、関西電力(株)美浜発電所3号機において、定格熱出力一定運転中に主復水配管が破損し、2次系の蒸気がタービン建屋内に噴出した。破損口近くにいた作業員が噴出蒸気にさらされ、5名が死亡し、6名が負傷した。

原子力安全・保安院は事故の原因究明及び再発防止を目的として、ただちに事故調査委員会を

設置し、2005年3月30日に最終報告を取り纏めた。

事故の直接的原因は、関西電力㈱と三菱重工業㈱が事故のあった配管を点検リストに含めていなかったことから、当該配管が浸食・腐食で減肉していた事実を長年見落としとしてきたためであり、その根本原因は、これら事業者の不十分な保守管理・品質保証体制にあった。

以下に、本件に関する原子力安全・保安院及び原子力安全委員会の取り組みを記す。

2) 原子力安全・保安院の取組状況

(ア) 事故調査委員会の設置 (美浜発電所3号機2次系配管破損事故調査委員会)

2004年8月10日 原子炉安全小委員会の下、事故調査委員会を設置 (以降、11回開催)、

2004年9月27日 中間報告とりまとめ この報告に基づき、事業者に対して原子力安全・保安院による特別な保安検査と原子力安全基盤機構による厳格な定期安全管理審査が実施された。

2005年3月30日 最終報告書とりまとめ

2006年3月28日 再発防止対策の定着状況について評価 (調査委員会開催)

(イ) 美浜発電所3号機2次系配管破損事故を受けて事業者への行政措置

・2004年9月 経済産業大臣名で、関西電力㈱に対して、嚴重注意文書、美浜発電所3号機に係る技術基準適合命令、定期安全管理審査の評定結果格下げに関する通知文書を発出。

・経済産業大臣は、(独)原子力安全基盤機構に対して、関西電力㈱の原子力発電所に係る定期安全管理審査に実施に当たり、厳格な審査を行うように指示。

・原子力安全・保安院長は、関西電力㈱以外の事業者に対しても予防措置に反映することを強く期待する旨の通知。

等を発出。

(ウ) 特別な保安検査の実施 (2004年第3四半期～2005年第4四半期)

再発防止対策を総合的に検証するため、若狭地区の原子力安全・保安院保安検査官事務所の検査官の相互派遣や原子力安全・保安院保安検査官派遣など検査体制を充実・強化して検査を実施。また、2005年7月1日には、地域原子力安全統括管理官(若狭地域担当)を新設し、以降、同管理官も加えて実施。

(エ) 通常の保安検査による確認 (2006年第1四半期から)

原子力安全・保安院美浜保安検査官事務所の行う通常の保安検査において、本事故の再発防止対策の実施状況についても、引き続き確認している。なお、美浜発電所の所管を超え、関西電力(株)原子力事業本部に係わる事項については、美浜、大飯、高浜の3原子力保安検査官事務所の検査官と地域原子力安全統括管理官により実施。

(オ) 原子力保全検証委員会の確認 (2005年6月17日、関西電力㈱内に設置)

第3者委員により構成される関西電力(株)の内部監査組織である原子力保全検証委員会に原子力安全・保安院もオブザーバーとして参加し、再発防止対策が着実に実行されていること等について監視している。

(カ) 三菱重工業㈱の再発防止対策の確認

原子力安全・保安院は2005年8月29日以降、定期的(約1回/四半期)に、三菱重工業(株)の再発防止対策の実施状況について、聞き取り調査を実施している。

三菱重工業㈱の再発防止対策については、すでに実行に移されているが、評価・改善活動を確実に展開していくことが必要であり、原子力安全・保安院としては、同社の再発防止対策が自律的に実施されるかどうかについて、関西電力㈱が実施する調達管理の改善状況を確認することを通して注視。

3) 原子力安全委員会の取組状況

原子力安全委員会は事故発生後、ただちに原子力安全委員会臨時会議を開催し、事故の概要を調査し、今後とるべき対応に資するために「関西電力㈱美浜原子力発電所3号機における事故について」を取りまとめた。また、原子力施設における2次系配管の安全確保に関する技術的・専門的事項等について調査審議を行うため、原子力安全委員会原子力事故・故障分析評価

専門部会に美浜発電所3号機2次系配管事故検討分科会を設置し、2005年4月28日に最終報告書を取りまとめた。事故検討分科会においては、事故調査の進捗に応じて、原子力安全・保安院から事故の調査内容の報告を受け、着目すべき点や留意すべき点、原子力安全委員会としての考え方等を取りまとめ、原子力安全・保安院に通知を行った。

さらに、「実用発電用原子炉施設の定期事業者検査に関連する規制に係る規制調査」及び「運転段階の保安活動における品質保証に関する規制調査」を実施し、美浜発電所3号機事故を受けた規制行政庁の対応について調査を行い、原子力安全委員会としての意見を提示し、それぞれ2005年2月に報告書を取りまとめている。更に「関西電力(株)美浜発電所3号機2次系配管事故の再発防止に係る規制行政庁の確認状況に関する規制調査」を実施し、規制行政庁が行った関西電力(株)の再発防止策の実施状況を確認するための体制等について確認し、2006年3月に報告書を取りまとめている。

4) 事故に付随する事象とその対応

美浜3号機の2次系配管の減肉による破断事故の調査から、高経年化プラントの保守管理の重要性、組織風土の劣化に対する対応の必要性が認識され、それらに対する取り組みが充実強化された(14.3節参照)。また、事故時に、噴出した蒸気が中央制御室に浸入しており、中央制御室の気密性の不足が明らかとなった。このため、現在中央制御室の居住性に係る検討が行われている(第18.7節参照)。

(2) 沸騰水型原子力発電所のハフニウム板型制御棒のひび等への対応

2006年1月に東京電力(株)福島第一原子力発電所第6号機で、使用中のハフニウム板型制御棒にひび等が確認され、事業者より原子力安全・保安院に報告があった。原子力安全・保安院は、BWRを設置する事業者(以下、「BWR事業者」という)に対して、同型制御棒の使用状況についての調査、運転中の原子炉における同型制御棒の動作確認の実施、停止中の原子炉に係る同型制御棒のひび等の有無の確認を実施し、その結果を報告するよう指示した。

2006年2月、原子力安全・保安院は、上記の報告内容を評価した結果として、同型制御棒を使用しているBWR事業者に対し、同型制御棒を一定レベル以上の中性子照射量になるまで用いる場合は、ひび等の発生による制御棒の不挿入等を回避するため、全挿入位置での使用を指示した。(対象は、2006年3月末現在、同型制御棒使用の原子炉：敦賀1号、東通1号、女川1, 2, 3号、福島第一2, 3, 4, 5, 6号、福島第二1, 2, 3, 4号、柏崎刈羽1, 2, 3, 6号、浜岡1, 2, 3, 4, 5号以上、23基)

原子力安全・保安院は、2006年5月に使用中あるいは、使用済みの同型制御棒にひびが発見された原子炉について、東京電力(株)及び中部電力(株)よりハフニウム板型制御棒に関する原因と対策等に関する報告書を受領した。これを受けて、原子力安全・保安院としての調査報告書を公表し、短期的な取り組みとして、同型制御棒について毎年定期事業者検査時に全数外観点検検査の実施等を指示した。また、原子力安全・保安院と事業者が中長期的に検討すべき課題も明確にした。これらの対応については、原子力安全・保安部会原子力防災小委員会事故・故障対策WGと原子力安全委員会に報告された。

(3) 非常用炉心冷却システムストレーナと格納容器再循環サンプスクリーン機能阻害対策

2004年6月、原子力安全・保安院は、BWR及びPWRの原子炉冷却材喪失事故時に、ストレーナあるいは、サンプスクリーンの目詰まりによって非常用炉心冷却系の再循環機能が影響を受け得る問題について、海外における検討状況を踏まえた検討結果として、事業者に対して、BWR及びPWRの保温材等の実態調査及びBWRのストレーナの有効性評価について報告するように指示した。

2005年4月、いくつかの事業者から、BWR及びPWRの保温材等の実態調査結果及び運転要領の改訂等の暫定対策が報告された。原子力安全・保安院は、事業者から報告された暫定対策は、米国で有効性が確認されている対策と同等の内容であり、ストレーナあるいは、サンプスクリーンの大型化等、設備上の対策が講じられるまでの間であっても、暫定対策の実施によって安全上重要な問題が生じることはないとして、当該暫定対策の実施を全事業者に指示

するとともに、その実施状況を保安検査等で確認している。また、BWRのストレーナの有効性評価については、米国規制指針による保守的な評価の結果、一部の原子力施設においては、その有効性が確認されなかったとの報告を受け、原子力安全・保安院は、それらの評価や対策の妥当性について原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会安全評価ワーキンググループにおいて検討した。その結果、ストレーナの大型化及び保温材の取り替えが必要との結果を得て、原子力安全・保安院は、2005年10月、BWRについて、設備上の対策の実施を指示した。各事業者は、指示に従って、順次対策を実施中である。なお、その実施状況については、原子力安全委員会に順次報告している。

また、2005年10月、原子力安全・保安院は、PWRのサンプスクリーンの有効性評価について、当該事業者に対し、2006年8月までに評価の提出を指示した。2006年8月、事業者から各プラントの設備上の対策案と有効性評価方法の回答があり、当該ワーキンググループにおいて検討した結果、2007年5月、当該設備上の対策が必要との結果を得ている。

(4) 給水流量計に係る実流量試験データの不正への対応

2005年11月15日に「(株)東芝の原子炉給水流量計の実流量検定試験データは、ほぼ全数ねつ造である。」との内部告発があり、原子力安全・保安院は同社製流量計を用いている東京電力(株)及び東北電力(株)の10基の原子炉について調査を実施した。その結果、両事業者の3基のプラントに納入された給水流量計の試験データに不正な補正が行われたことが確認された。ただし、原子力安全・保安院の評価の結果、給水流量計の精度に安全上・法令上の問題は無いと判断された。

原子力安全・保安院は(株)東芝に対し、このような不正を2度と起こさないよう、徹底した原因分析を行い、その結果を踏まえた再発防止策を策定して報告するよう命じた。また、東京電力(株)及び東北電力(株)に対しても、再発防止のために、調達品の品質保証対策を確立して報告するよう求めた。原子力安全・保安院は(株)東芝に対し、2006年6月、10月及び12月に、再発防止対策の実施状況を確認するため、原子炉等規制法に基づく立ち入り検査を実施した。

(5) 炉心の一部に混合酸化物燃料を装荷する発電所の安全性に関する安全審査

玄海3号機(九州電力(株):PWR)を2005年9月7日許可、伊方3号機(四国電力(株):PWR)を2006年3月28日許可、浜岡4号機(中部電力(株):BWR)を2007年7月4日許可した。

(6) ABWRタービン翼の設計不具合(浜岡5号機、志賀2号機)

2006年6月、中部電力(株)浜岡原子力発電所5号機において、低圧タービン(B)第12段の羽根の脱落によるタービンの軸振動の過大により、蒸気タービン及び原子炉が自動停止した。原子力安全・保安院は、低圧タービン(B)の脱落した段と同じ段の羽根等について、車軸から外して外観目視確認を行ったところ、羽根のフォーク状の取付部に折損、ひびを確認し、同タービンが発電用原子力設備に関する技術基準に適合していないものと判断した。原子力安全・保安院は、浜岡5号機と同型式である北陸電力(株)志賀原子力発電所2号機の蒸気タービンについても、同技術基準への適合性について確認する必要があると判断し、羽根の点検を行うよう指示した。その結果、志賀2号機においても低圧タービン(B)の羽根の折損、ひびが確認された。

原子力安全・保安院は、同年10月、中部電力(株)及び北陸電力(株)より、原因と対策に係る報告書を受領した。そこでは、短期的対策として、運転再開に先立って、低圧タービン全ての第12段の羽根を取り外すとともに、同段の静翼部分に圧力プレート(整流板)を適用すること、また、長期的対策として、ランダム振動及びフラッシュバックによる流体加振力に対する対策を施した第12段の羽根を設計・製作することが示された。原子力安全・保安院は、同年11月に、事業者による再発防止は妥当であるとの調査報告書を公表した。

同院はまた、こうした対応について、原子力安全・保安部会原子力防災小委員会事故・故障対策WG、原子力安全委員会に報告した。

中部電力(株)は2006年11月8日に浜岡5号機の圧力プレート設置の工事計画を届け

出た。原子力安全・保安院はこれに対する審査を行った。中部電力（株）は、2007年3月13日に使用前検査に合格し、浜岡5号機の営業運転を再開した。

原子力安全・保安院は、北陸電力（株）より、2006年11月13日に志賀2号機の整流板設置の工事計画の届け出を受理し、審査を行った。

(7) もんじゅ発電所のナトリウム漏えい対策に係る実施状況の確認

高速増殖原型炉「もんじゅ」は、1995年12月に2次冷却系のナトリウム漏えい事故が発生し、以後低温停止状態を維持したまま現在に至っている。

事業者である核燃料サイクル開発機構（2005年10月より、日本原子力研究所と統合して（独）日本原子力研究開発機構となった。）が2005年9月より開始したナトリウム漏えい対策工事は、2007年5月に完了し、現在、当該工事の確認試験を実施している。原子力安全・保安院は、「もんじゅ」が再起動するまでの当面の安全規制の取り組みとして、

1) 長期間使用していない機器システムや燃料等の健全性について、法令に基づく使用前検査、立ち入り検査等による妥当性の確認

2) 技術的能力と関連する品質保証、2次系ナトリウムの抜き取りの所要時間、プラントの保守計画等について、法令に基づく使用前検査、保安検査等による確認

3) 初装荷燃料等の変更に伴う安全審査

等を実施している。

「初装荷燃料等の変更に伴う安全審査」については、「もんじゅ」の運転再開に当たり、取替燃料を初装荷燃料として使用すること等に伴い、2006年10月に同機構から原子炉設置変更許可申請があり、2007年7月に原子力安全・保安院は、原子力委員会及び原子力安全委員会に諮問した。

「もんじゅ」の安全確保に関する諸活動については、2005年11月に原子力安全・保安部会の下に「もんじゅ安全性確認検討会」が設置され、公開の場で検証されている。2007年6月現在までに、同検討会は9回開催されている。

原子力安全委員会は、「高速増殖原型炉もんじゅ安全性総点検に係る確認結果の報告について」及び「核燃料サイクル開発機構高速増殖原型炉もんじゅの原子炉の設置変更（原子炉の施設の変更）許可後の段階における重要事項の審議について」に係る確認について規制調査を実施し、規制行政庁が行った（独）日本原子力研究開発機構の品質保証体制等の確認状況について2007年6月に報告書をまとめている。

(8) 東北電力株女川原子力発電所の耐震安全性の確認

2005年8月に宮城県沖で発生した地震において、東北電力株の女川原子力発電所では基準地震動を上回る地震動が観測された。このため原子力安全・保安院は、東北電力株に対し、基準地震動を上回った地震動が起きた要因の分析と同発電所の安全上重要な設備の耐震安全性の確認を指示した。同指示に基づいて、東北電力株はまず同発電所2号機及び3号機に対する耐震安全性確認結果を原子力安全・保安院に報告した。同院は、それを評価した結果として、同社に対し、同社の耐震安全性の評価手法及び耐震安全性評価結果の検討は妥当であると通知した。女川発電所1号機は、運転開始後22年を経過していることから、原子力安全・保安院は同炉については経年化が耐震安全性に及ぼす影響についても評価するように指示した。同院は、2006年9月に同社に対し、同社から提出された耐震安全性確認結果の評価手法とその結果は妥当であると通知した。なお、本件については第14条の報告（14.5節）を参照のこと。

女川発電所1、2及び3号機は、地震に伴い自動停止し、その後定期検査を実施していたが、設備の耐震安全性の確認の通知を受けて、順次定期検査を終了して、運転を再開した。

(9) 独立行政法人原子力安全基盤機構による定期検査の一部不備への対応

原子力安全・保安院は2007年2月22日に（独）原子力安全基盤機構から、同機構が2005年に実施した日本原子力発電株東海第二発電所の第21回定期検査に一部不備（機能検査の不実施）が確認されたとの報告を受けた。原子力安全・保安院は、2007年2月23日に

同機構に対して電気事業法第106条第5項に基づき、報告徴収を行った。同機構は2007年3月9日に原子力安全・保安院に、上記の不備に加え、他の発電所の定期検査においても3項目の記録確認の不備が発見されたと報告した。報告では、記録確認の不備（記録確認の不実施及び検査記録作成の不実施等）の根本的な原因は、人的過誤によって記録確認漏れが生じないようにするための仕組みが不十分であったこと、また、再発防止対策としては、適切な管理表の作成による進捗管理や、管理部門によるチェックの仕組みの改善を図ることが示された。原子力安全・保安院長は同機構理事長に対し、「(独)原子力安全基盤機構による定期検査の不備が見つかったことは遺憾である。」として、文書により嚴重注意と再発防止の徹底について指示を行った。

(10) 発電設備に係る総点検

1) 発電設備に係る総点検の背景・経緯

2006年11月21日に原子力安全・保安院は中国電力㈱から、同社が過去において水力発電所のダムのデータを改ざんしたことに関する報告を受けた。同院はまた、その他の事業者も河川法に基づく許可を得ないで水力発電設備の工事をしているとの情報を得たため、各事業者に水力発電設備に係る調査を実施するよう指示した。一方、原子力発電所においては、冷却用海水の温度測定値に係る不適切な補正が明らかになるなどの事例が続いた。

こうした一連の報告を受けて、原子力安全・保安院は2006年11月30日に経済産業大臣の指示により、事業者に対して、発電用の水力設備、火力設備及び原子力設備等の設備に係る同様なデータの改ざんが無いかを点検（以下、総点検と言う。）し、その結果を2007年3月31日までに報告するよう指示した。

2007年3月30日、事業者から原子力安全・保安院に対し、データ改ざん等に関する総点検結果として、合計316件の事案が報告され、同年4月6日に再発防止対策が報告された。

経済産業大臣は2007年4月20日に各電力会社の経営者宛に、総点検の趣旨と目的を再確認する文書を発出した。同文書において、総点検の最大の眼目は「事実を隠さず出す」ことであり、具体的には、①過去の不正を前提に記録を改竄し続けて行くという悪循環を断ち切ること、②不正を許さない仕組みを構築すること、③事故やトラブルの情報を共有し、再発防止に活かすこと、④このような活動を着実に進めることで電力会社の体質を改善することとされた。

316事案は、その内容に応じて以下の4区分に分類された。

区分1：法令に抵触し、安全に影響があるもの

区分2：安全を損なうことはなかったと確認されたものの、法令に抵触し、コンプライアンス上問題となるもの

区分3：必ずしも安全に関する要求ではないものであるが、法令に抵触し、コンプライアンスの観点からは問題のあるもの

区分4：誤記等

経済産業大臣は、報告事案の内容及びこれら区分に応じ行政処分を行うこととし、行政手続き法の規定に基づき、処分内容の事前通告とともに当該処分に関する弁明を認める旨の文書を事業者に発出した。また、再発防止対策の具体的計画・スケジュールの提出を命ずる文書も発出した。さらに各メーカーに対して、原子力安全水準向上のため情報共有の仕組みを含めた行動計画を策定すること及び電力会社からの調達や保守管理に際し安全技術に関する情報の共有を進めることを要請する文書を発出した。

上記行政処分については、各事業者から弁明の申し入れがなかったため事前通告どおり処分が行われた。また同時に、発電設備に係る総点検結果を踏まえた経済産業省としての対応を定めた行動計画が策定された。

2) 原子力発電設備の安全・保安の向上の取り組み

原子力発電設備に関する総点検結果としては、検査制度が改正された2003年10月以降の事案はなかった。それ以前の事案としては合計98事案、うち原子炉等規制法及び電気事業法への抵触と同法が確保しようとする安全が損なわれた事案(区分1)に該当するものは11(表6-2参照)事案であった。この結果を受け、経済産業省のとった主な対応として、①東京電力(株)、北陸電力(株)、中国電力(株)及び日本原子力発電(株)の原子力発電所に対する保安規定変更命令の発動、②これら電力会社原子力発電所の定期検査の前倒しまたは延長とともに、原子力安全・保安院特別原子力施設監督官の任命などを含む保安検査・定期検査の特別な検査の実施、③制御棒引き抜け等についての報告義務化のための省令改正、事故トラブル情報の国際的な情報共有促進などが挙げられる。

2007年5月21日、各事業者から経済産業省に対し、再発防止に関する行動計画が提出された。その主な具体例としては、経営責任者の関与、保安教育の徹底、アラームタイパーの記録保存、原子力安全・保安院保安検査官の原子力施設へのフリーアクセスについての協力、主任技術者の独立性、ニューシア等による情報共有の推進、運転制限条件逸脱の通報、部門間の情報共有、電力会社間の情報共有など、経済産業省からの指示事項を踏まえたものとなっており、また、これらの実施に向けたタイムスケジュールや手法が具体的に記載されているとして、原子力安全・保安院はこれら行動計画は概ね妥当であると判断、今後その実施状況を保安検査等を通じて確認することとした。また、原子力安全・保安院は、行動計画の実施に対応して必要な法令の改正等を実施することとした。これらの対応については、原子力安全委員会に報告された。

原子力安全委員会では、原子力施設における改ざん・隠ぺい等の不正の問題について、規制行政庁である原子力安全・保安院から報告を受け、その状況の把握に努めるとともに、検討を行ってきた。原子力安全委員会では、経済産業省のとった対応を踏まえ、2007年4月23日に「原子力施設における改ざん、隠ぺい等の不正に係る今後の対応について」(第6条の報告に別紙として添付)を決定した。これを踏まえ、原子力安全委員会では、2007年5月15日に、各原子力発電所の原子炉主任技術者を招き、原子力安全委員との意見交換を行い、2007年5月17日及び31日に北陸電力(株)からの意見聴取、2007年5月28日及び6月4日にBWR事業者協議会及びPWR事業者連絡会からの事故・トラブル情報の分析・活用の取り組み状況に関する報告聴取などを行った。

6. 3 安全の評価、確認及び運転継続の見解

原子力安全・保安院は、既存の原子力施設について、その計画、設置、建設、運転の各段階について、必要な安全の評価と確認を、第7条から19条に関する報告において示す規制に基づき、実施してきた。

これらを通じて本条約の原則は、既存の原子力施設の設置段階以降の安全確保に関して適用されている。

また、6. 2節にて示したとおり、前回報告以降発生した事象についても、原子力安全・保安院は安全上の問題点の有無を適切に判断し、必要に応じて事業者に対し安全確保の措置を講じるように指示し、これらの措置が的確に講じられていることを確認している。したがって、運転中の原子力施設についてその運転を継続することは適当である。

また、建設中で臨界を達成している原子力施設である「もんじゅ」については、ナトリウム漏えいに対する安全対策を実施し、使用前検査に合格することが、運転のために必要な条件である。

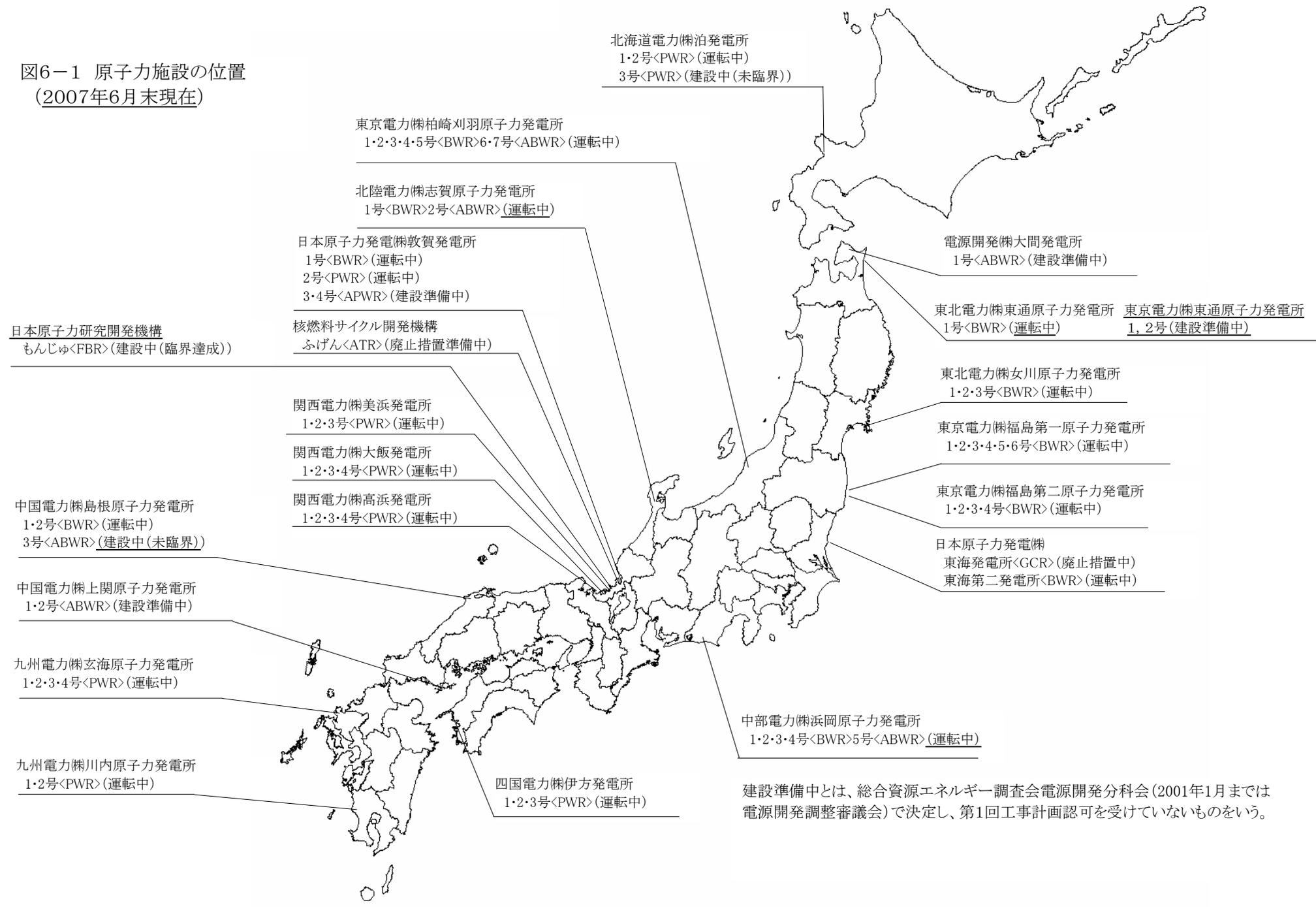
表6-1 報告期間中に事業者より報告された原子力発電所の事故・故障

発電所名	件名	発生日	INESレベル
高浜 4号	蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査による有意な指示	2004年9月6日	0-
川内原子力 1号	蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査による有意な指示	2004年9月10日	0-
泊 1号	蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査による有意な指示	2004年9月21日	0-
福島第一原子力 2号	原子炉冷却材再循環ポンプ1台の自動停止	2004年9月29日	0-
美浜 1号	タービン動補助給水配管の肉厚不足	2004年10月25日	0-
川内原子力 2号	蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査による有意な指示	2004年12月15日	0-
浜岡原子力 1号/2号	1・2号機共用排気筒ダクト接続部のひび割れ	2004年12月21日	0-
伊方 1号	原子炉補助建屋排気筒のひび割れ	2004年12月23日	0-
敦賀 2号	蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査による有意な指示	2005年1月18日	0-
柏崎・刈羽原子力 1号	タービン建屋内小口径ドレン配管からの蒸気漏えい	2005年2月4日	0-
女川原子力 1号	原子炉格納容器からの窒素漏えい	2005年2月25日	0-
美浜 1号	B-充てんポンプマニホールカバーボルトの損傷	2005年3月19日	0-
美浜 1号	補助建屋排気筒下部のひび割れ及びドレン管の接続不良	2005年4月28日	評価対象外
伊方 3号	中央制御室空調用冷凍機の損傷	2005年5月12日	0-
柏崎・刈羽原子力 5号	復水器真空度低下によるタービン停止に伴う原子炉自動停止	2005年7月3日	0+
島根原子力 1号	ドライウェル真空破壊弁閉表示不具合	2005年7月8日	0-
東海第二	電動機駆動原子炉給水ポンプ出口弁弁棒の破断	2005年8月10日	0-
福島第一原子力 5号	炉心スプレイ系テストバイパス弁弁棒の破断	2005年8月22日	0-
美浜 1号	1次冷却材ポンプNo.3 シールからの補給水の漏えい	2005年9月29日	0-
福島第一原子力 2号	原子炉冷却材再循環ポンプ1台の自動停止	2005年10月9日	0-
福島第二原子力 2号	残留熱除去機器冷却系海水ストレーナの損傷	2005年11月2日	0-
泊 1号	非常用排気筒の補強材溶接部近傍のひび割れ	2006年1月6日	0-
川内原子力 1号	蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査による有意な指示	2006年1月13日	0-
志賀原子力 2号	原子炉隔離時冷却系蒸気供給隔離弁の動作不良による原子炉手動停止	2006年1月27日	0-
福島第一原子力 6号	ハフニウム板型制御棒のひび等	2006年2月1日	1
福島第一原子力 3号	ハフニウム板型制御棒のひび等	2006年3月3日	1
福島第一原子力 2号	原子炉冷却材再循環ポンプ1台の自動停止	2006年3月14日	0
伊方 1号	湿分離加熱器蒸気整流板溶接部の割れ	2006年6月5日	評価対象外
福島第二原子力 1号	残留熱除去系流量調節弁弁棒の割れ	2006年6月7日	0
浜岡原子力 5号	蒸気タービン停止に伴う原子炉自動停止	2006年6月15日	0+
女川原子力 2号	原子炉建屋トラス室での放射性物質を含む水たまりの確認	2006年8月3日	0-
浜岡原子力 3号	ハフニウム板型制御棒のひび等	2006年8月7日	1
福島第一原子力	管理区域外へのトリチウム放出	2006年8月11日	0-
高浜 3号	出力降下中における蒸気発生器水位低に伴う原子炉自動停止	2006年8月18日	0+
敦賀 2号	原子炉補機冷却系の伝熱管からの冷却水の漏えい	2006年10月4日	0-
島根原子力 1号	復水貯蔵タンクにおける腐食	2006年10月13日	0-
島根原子力 1号	復水フィルタ出口ヘッダー配管における減肉	2006年11月9日	0-
福島第一原子力 2号	自動減圧系回路地絡に伴う原子炉手動停止	2007年1月17日	0-
玄海原子力 2号	余剰抽出水系統取出配管のひび割れ	2007年1月24日	0-
福島第一原子力 4号	操作の誤りによる原子炉出力変動	2007年2月11日	0+ (暫定評価)
福島第二原子力 4号	「主蒸気管放射能高高トリップ」の警報発信による原子炉自動停止	2007年2月18日	0- (暫定評価)
福島第一原子力 5号	炉心スプレイ系にある弁の不具合による原子炉手動停止	2007年2月20日	0+ (暫定評価)
川内原子力 1号	蒸気発生器伝熱管の渦流探傷検査による有意な指示	2007年5月10日	0- (暫定評価)

表6-2 原子力において区分Iと評価した11事案の一覧

電力会社	プラント名	時 期	概 要
北陸電力	志賀 原子力発電所 1号機	1999年6月	○原子炉停止中に発生した臨界事故（定期検査期間中） 定期検査期間中に、水圧制御ユニットの隔離作業の不手際により、3本の制御棒が引き抜けたため臨界事故が発生した。本件について運転日誌等を改ざんし、法令で求められる国への報告も行わなかった。さらに、原因究明と再発防止対策も講じなかった。
東京電力	福島第一 原子力発電所 3号機	1978年11月	○制御棒引き抜けに伴う原子炉臨界と運転日誌等の改ざん 定期検査期間中に、水圧制御ユニットの隔離作業の不手際により、5本の制御棒が引き抜け、臨界状態に至った。その時の当直は臨界発生の認識がなく特段の対応をとらなかったため、7時間半にわたり臨界状態が継続した。また、運転日誌を改ざんし、事実を隠した。
	福島第二 原子力発電所 4号機	1988年10月 ～ 1990年1月	○制御棒駆動機構の工事計画及び使用前検査の不正 制御棒駆動機構（CRD）の単体でのスクラム試験において、CRD1体に不具合が生じたため、当該のCRDの取替工事を行うこととしたが、工事計画届出を行わなかった。その後、CRDの使用前検査を模造品で受検する等の不正も行われた。
	柏崎刈羽 原子力発電所 1号機	1992年5月	○残留熱除去冷却中間ポンプ（A）起動の不正表示 残留熱除去冷却中間（RHIW）ポンプ（A）の電動機が故障していたにもかかわらず、中央制御室の表示灯には起動しているよう不正表示して、非常用ディーゼル発電機等の検査を受けた。その後、保安規定で要求されている他系統の健全性を確認することなく、原子炉を起動させた。
中国電力	島根 原子力発電所 2号機	1998年5月	○ディーゼル機関冷却水漏れの補修に際しての他系列作動の未確認 定格出力運転中、非常用ディーゼル発電機1系列が使用不能であったにもかかわらず、運転を継続する上で保安規定で要求されている他系列についての試験を行ったことの記録を確認できなかった。
	島根 原子力発電所 1号機	2001年6月	○高圧注水系主塞止弁（HPCI MSV）開不良時の補修に際しての他系列作動の未確認 定格出力運転中、主塞止弁が開不良であったため補修が行われたが、運転を継続する上で保安規定で要求されている代替の非常用炉心冷却系が動作可能であることの確認を行ったことの記録を確認できなかった。
日本原電	敦賀発電所 2号機	1994年1月	○非常用ディーゼル発電機の気密性を持たせるための部品（ガスケット）交換工事に際しての他系統作動の未確認 非常用ディーゼル発電機の冷却水系統に漏水が発生したが、他系統の健全性を確認せずに運転を継続した。
	敦賀発電所 1号機	1995年9月 ～ 2000年3月	○復水貯蔵タンクの外面腐食事象の隠ぺい タンク下部の腐食により板厚が工事計画認可申請書に記載されている必要最小肉厚を下回ったが、必要な強度の確認をすることなく、タンク水位を下げてそのまま継続して使用した。
	敦賀発電所 2号機	1996年4月 ～12月	○一次冷却材の微少漏えい事象発生時期の隠ぺい 格納容器内の配管に漏えいを発見した際に、運転を停止して補修すべきところ、その事実を隠ぺいし、約8カ月間程度、その状態で運転を継続した。
	敦賀発電所 2号機	1997年7月	○格納容器漏えい率検査における均圧弁に係る不正操作 原子炉格納容器漏えい率検査の実施に当たり、漏えいが特定された通常用エアロックの内側均圧弁の出口に、適切な社内手続きを経ずに閉止板を取り付け検査を受検した。その後、均圧弁を取り替えて原子炉を起動したが、事前に局部漏えい率試験を行わなかった。
	東海第二 発電所	2001年以前	○原子炉建屋ガス処理系機能検査における流量データの改ざん 非常用ガス処理系の機能検査において、風量が規定流量を満足しなかったため、計器調整で規定流量を満足しているようデータ改ざんを行った。

図6-1 原子力施設の位置
(2007年6月末現在)



建設準備中とは、総合資源エネルギー調査会電源開発分科会(2001年1月までは電源開発調整審議会)で決定し、第1回工事計画認可を受けていないものをいう。

原子力施設における改ざん・隠ぺい等の不正に係る今後の対応について

19 安委決第8号

平成19年4月23日

原子力安全委員会決定

原子力安全委員会は、4月20日に、経済産業省原子力安全・保安院(以下「保安院」という。)から「発電設備の総点検に関する評価と今後の対応について」(以下「総点検報告」という。)及び「北陸電力株式会社志賀原子力発電所1号機における平成11年の臨界事故及びその他の原子炉停止中の想定外の制御棒の引き抜け事象に関する調査報告書」(以下「臨界事故報告」という。)について報告を受けた。

一連の改ざん・隠ぺい等の不正は、安全確保の基本を揺るがすものであり、中には重大な事案も含まれていたことは誠に遺憾であると言わざるを得ない。事業者は、過去において同種のデータ改ざん等の不正が明らかになったことへの反省から、平成14年から15年にかけて、強化された規制制度の下、再発防止対策を策定し、現在、その取組の最中であった。今回、新たに判明した事案は、ほとんど全てがそれらの対策が講じられる以前のことであるものの、結果的に、国民の信頼を再び失うこととなった。

原子力安全委員会としては、失われた信頼を回復するためには、保安院から報告された事項に係る今後の対応等について、可能な限り早期に実効あるものとしていくことが重要であると考えており、当面、以下のような対応を図っていくこととする。

1. 臨界事故・制御棒引き抜け事象について

北陸電力志賀1号機の臨界事故は、臨界事象という緊急の事態が発生したにもかかわらず、その事実を隠すという、原子力の安全確保にとって誠に憂慮すべき事案である。原子力安全委員会としては、一連の制御棒引き抜け事象について、原子力安全の基本に関わるとの観点から、今後、十分な検討を加えることとする。

なお、この北陸電力の臨界事故に端を発して明らかになった一連の制御棒引き抜け事象は、データ改ざん等がなされていない事象も含まれており、データ改ざん等の徹底的調査を目的とする総点検の結果明らかになった他の多くの事象とは少し趣を異にしている。

(1) 原子炉停止時の安全確保対策について

原子炉停止時、特に定期検査時又は試験時における安全確保対策については、保安院の臨界事故報告において「定期検査停止時には検査、点検等で安全のための設備の機能を一時的に解除する必要があるため、今回の臨界事故を教訓に、停止時の運転管理のあり方等について設備面での対策を含めて、原子炉の一層の安全確保を図っていくための検討を行うことが重要である。」としている。

原子力安全委員会としては、原子炉停止時であっても深層防護の考え方に基づいた安全確保対策が確認され、確実に実施されているべきであると考ええる。

このため、原子力安全委員会は、停止時における設備面も含めた運転管理等の安全確保対策のあり方に関して、今般明らかになった事故の教訓や海外の事例も踏まえ保安院が調査・検討した結果について、報告を受けつつ、必要な検討を行うこととする。

(2) 北陸電力志賀1号機の臨界事故について

保安院の臨界事故報告では、北陸電力が行った解析について、「解析結果については、(中略)安全審査における異常な過渡変化の解析の判断基準を十分満足しており、結論としては、燃料の健全性に影響を及ぼすものではなかったと考えることができる。」としている。

保安院は、本解析に関し、原子力安全基盤機構に対してクロスチェック解析を指示しており、原子力安全委員会としては、これを踏まえた評価結果について報告を受けることとする。

また、原子力安全委員会としては、いわゆる規制とは別に、このような重要な事象の隠ぺいが二度と起きないような具体的対策が事業者自身によって立案されることが不可欠であると考え、当該事業者の経営責任者から、できるだけ早期にその点に関する取組に関し意見聴取することとする。

2. 事故・トラブル情報の分析・活用について

(1) 事故・トラブル情報の国際的な共有・活用

保安院の臨界事故報告においては、「商業発電用沸騰水型軽水炉において予期せず臨界に達した事象としては6件公表されており、うち3件は原子炉停止中のものである。しかし、いずれも制御棒の引き抜きあるいは挿入操作をしている際に発生したものであって、今般の国内事象とは性質の異なるものであり、今回判明した国内事象の未然防止に有益な知見を提供するものではない。」としている。

保安院の臨界事故報告では言及がないが、米国・NRCにより、1987年のスウェーデン・オスカーシャム原子力発電所での原子炉運転停止時の臨界事象発生に関して米国内のBWR型原子炉所有事業者への注意喚起がなされている。

日本における事故・トラブル情報の国際的な共有化への対応については、今般の臨界事象のみならず、米国・サリー原子力発電所2号機における2次系配管破断(1986年)、スウェーデン・バースベック原子力発電所2号機におけるストレ

ナの閉塞(1992年)等の例に見られるとおり、なお十分とは言い難い状況にあると原子力安全委員会では認識せざるを得ない。

言うまでもなく、諸外国の事故・トラブル情報については、そこから得られる教訓を我が国の原子力施設の安全に反映することが極めて重要であり、同時に、我が国から情報発信を行うに当たっては、我が国の原子力施設に係る影響のみならず、他国における情報活用の観点から検討を行うことが重要である。

このような観点から、保安院においては、国際原子力機関(IAEA)等の多国間や二国間の枠組みを活用し、事故・トラブルに係る国際的な情報の収集・発信、及び得られた情報の分析・活用に係る取組を一層強化することが必要と考える。

原子力安全委員会としても、IAEA等において情報共有がなされる事象等について、それらの情報を我が国における事故の再発防止に活用する方策について検討を進めることとする。

(2) 事業者(電力会社及びメーカー)間の情報の共有・活用

事故・トラブル情報の活用にあたっては、原因を深く分析し、分析結果に基づいた再発防止対策を電力会社とメーカーの間で共有することが重要である。このような観点から、保安院が臨界事故報告において、「電力会社とメーカーがともに参画するBWR事業者協議会における情報共有活動の取り組みがなされているところであり、これらの活動を精力的、実効的に実施することが求められる。」と指摘しているとおり、BWR事業者協議会、PWR事業者協議会のように、電力会社及びメーカー間での技術情報の共有、事故再発防止への活用が進められることが重要である。

原子力安全委員会としては、このような活動を促進するとの観点から、BWR事業者協議会・PWR事業者協議会から、適切な段階で、具体的にどのような取組がなされているかに関し、直接状況を聴取することとする。

(3) 事業者による運転管理情報の知識基盤化

運転管理情報を適切に記録・保存し、分析・活用していくことは、原子力施設の安全性を向上させていく上での基本であるが、今回の総点検で明らかになった事案の中には、残念ながら、その点に難があると思わざるを得ない事例が多く見られる。

原子力安全委員会として、それら運転管理情報の事業所内における知識基盤化は、今後の再発防止対策における共通の基本事項であるべきと考える。そのためには、事業所内で事故・トラブル情報を共有するとともに、運転管理情報を電子化し、自動的に記録・保存すること等が有効であり、いわゆる規制とは別の次元において、事業者による積極的取組を求める。こうした取組は、データ改ざん等の不正の防止にも資するものとする。

3. 検査制度の見直しの加速について

保安院は、現在、「検査の在り方に関する検討会」において、プラント毎の特性を踏まえた保全プログラムに基づく科学的・合理的な検査制度へ改善するべく検討を進めているところである。

原子力安全委員会としては、事業者における安全確保への一層の取組を促す観点から、今回の総点検結果を契機に、それを教訓として積極的に生かすことが重要であり、「検査の在り方に関する検討会」において示されているこうした方向性を加速することが望ましいと考えている。このため、保安院からそれに向けた取組を加速するための具体的な方策について適切な段階に報告を受けることとする。

4. 原子炉主任技術者との意見交換を通じた現場重視への取組について

原子炉等規制法に位置付けられている原子炉主任技術者は、原子炉の運転に関して保安の監督を行うこととされており、高度な技術的知識・経験に基づき、原子炉の安全確保において要の役割を果たすことが期待されている。

原子力安全委員会としては、いわゆる規制とは別の観点から、原子炉主任技術者と原子力安全委員会の直接的意見交換のための会合を早期に開催する等様々な手段を講じ、原子力安全委員会委員と原子炉主任技術者の間での問題意識の共有化を図るとともに、原子炉主任技術者相互の情報交換を奨励し、安全の最前線である「現場」重視への取組を促していくこととする。

5. 保安規定の変更認可、特別な検査等の対応について

保安院は、総点検報告において、評価区分Ⅰとした7原子力発電所(9プラント)について、再発防止の観点から、重大事故が発生した場合、経営責任者に適切に報告がなされる体制を構築すること等を内容とする保安規定の変更を求めるとともに、直近の定期検査において特別な検査を実施し、また、特別原子力施設監督官による特別な監視・監督及び特別な保安検査を行うとしている。

原子力安全委員会としては、これらの保安院の対応について適宜報告を受け、その状況を把握していくこととする。

6. 保安院の今後の対応に係る規制調査の実施について

今回の総点検に係る保安院の今後の対応のうち、規制に関連するものについては、原子力安全委員会としても必要に応じて規制調査を行うことを通じ、安全性の向上を図っていくこととする。

B. 法令

第7条 法令上の枠組み

1. 締約国は、原子力施設の安全を規制するため、法令上の枠組みを定め及び維持する。
2. 法令上の枠組みは、次の事項について定める。
 - (i) 国内的な安全に関して適用される要件及び規制
 - (ii) 原子力施設に関する許可の制度であって許可を受けることなく原子力施設を運転することを禁止するもの
 - (iii) 原子力施設に対する規制として行われる検査及び評価に関する制度であって適用される規制及び許可の条件の遵守を確認するためのもの
 - (iv) 適用される規制及び許可の条件の実施方法(停止、変更、取消し等)

我が国の法令上の枠組みに関しては、原子力利用に係る基本的法令として、原子力基本法が定められ、当条約の対象となる原子力施設の安全に係る法令として、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(原子炉等規制法)、電気事業法等が定められている。

前回報告以降の進展としては、電気事業法の技術基準が性能を規定するものに改正され、その性能を満足する詳細仕様は、民間規格で定めるものとされた。又、最新の知見を採り入れた技術的要求事項に関する改訂として、耐震設計審査指針等の改訂が行われた。現在検討中の課題で今後の法令の改正及び指針の改訂あるいは策定に繋がると考えられるものとしては、検査のあり方に関する検討会で検討している新検査制度(19条)と、リスク情報の規制(14条)への活用等がある。

7.1 原子力施設に係る法令の体系

(1) 原子力利用全般に係る法令

原子力利用全般の体系は、原子力基本法に基づいている。

原子力基本法の目的は、「原子力の研究、開発及び利用を推進することによって、将来におけるエネルギー資源を確保し、学術の進歩と産業の振興とを図り、もって人類社会の福祉と国民生活の水準向上とに寄与すること」である。その基本方針は、「原子力の研究、開発及び利用は、平和の目的に限り、安全の確保を旨として、民主的な運営の下に、自主的にこれを行うものとし、その成果を公開し、進んで国際協力に資するものとする」と規定されている。

これらの目的及び基本方針を達成するため、

- ・原子力委員会及び原子力安全委員会の設置及び任務、組織・運営・権限
- ・核燃料物質、核原料物質に関する規制
- ・原子炉の建設等の規制
- ・放射線による障害の防止
- ・原子力損害による賠償

等を目的とする法律を制定することを規定し、原子力の利用を行う者が、これらの法律に基づき規制機関の監督の下に安全の確保を第一にして施設の運用に当たることとしている。

また、規制に係わる組織の設置根拠やその使命については、「原子力委員会及び原子力安全委員会設置法」、「経済産業省設置法」、「独立行政法人原子力安全基盤機構法」等の法律において規定されている。

(2) 原子力安全条約の対象となる原子力施設の安全規制法の体系

原子力施設の安全規制に関する主要な法令を図7-1に示す。図に示すように主要な法令としては、1)核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律、2)電気事業法、3)災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法、4)放射線防護に係る法律、5)環境影響評価法及び6)原子力損害の賠償に関する法律が制定されている。

これらの法律は、原子力施設の設置許可、建設、運転及び廃止措置に係る認可、検査、届出等の要求事項を定めており、国会の審議を経て制定される。この法律を改定する場合も、国会の議決が必要である。

当条約の対象となる原子力施設は、核燃料を使用する原子炉に関する安全規制(原子炉等規制法)と発電を事業として行う場合の安全規制(電気事業法)の両法の規制を受けることになる。但し、同一の事項について、両法の規制が重複することの無いようにしている。

法律の下には、法律の委任に基づき、その法律を所管する省庁、認可、検査、届出等の手続きを定めた政令が内閣の決定を得て制定・改正される。更に法律主管省庁は、法律・政令の委任に基づき、政令の下に各種の認可、検査、届出等に関する申請内容、認可の基準、技術的要求事項、放射線防護のための管理事項及び事業者の保安措置等の詳細を定めた規則を制定できる。また、法令主管省庁は、これらの法令に基づき詳細な技術的な要求事項等を技術基準(省令、告示)・指針として定めることができる。

(3)原子力施設の安全規制における主要な法令の概要

以下に各法令の概要を記載する。

1)核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(原子炉等規制法)

原子炉等規制法は、「原子力基本法の精神にのっとり、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の利用が平和の目的に限られ、かつ、これらの利用が計画的に行われることを確保するとともに、これらによる災害を防止し、及び核燃料物質を防護して、公共の安全を図る」ために、原子炉の設置及び運転等に関して規定している。原子炉施設に関しては、

- ・施設設置に際しての基本設計ないし基本的設計方針の規制(設置許可)
- ・施設建設に際しての詳細設計の規制(設計及び工事の方法の認可)
- ・施設建設に際しての検査(溶接の方法の認可、溶接検査、使用前検査)
- ・施設運転に際しての規制(保安規定認可及び保安検査(保安規定の遵守状況の検査)、運転計画届出)
- ・施設運転に係る検査(施設定期検査)
- ・施設の保安及び特定核燃料物質の防護のために講ずべき措置
- ・施設の譲渡、相続、合併等の規制
- ・施設の廃止措置

等が定められている。

また、原子力事業者の従業者による申告制度が定められ、原子炉等規制法の違反などの事実がある場合に、経済産業大臣又は原子力安全委員会に申告することができる環境が整備されている。この制度に基づいて、申告をしたことにより不利益を受けないように、申告者個人に関する情報を保護すること、申告案件の調査・公表の適切に行うこと等、申告を処理するルールが定められている。2007年3月末までに、経済産業省は33件、原子力安全委員会は、6件の申告案件を処理した。申告制度により、事業者による法令違反行為等を早期に発見し、もって原子力災害を未然に防止することが期待される。

経済産業大臣は、保安規定の認可及びその変更の認可の実施状況について、四半期ごとに原子力安全委員会に報告することが定められている。

なお、実用発電原子炉については、施設建設に際しての詳細設計の規制(設計及び工事の方法の認可)、施設建設に際しての検査(溶接の方法の認可、溶接検査、使用前検査)、運転開始後の検査(施設定期検査)に関しては、電気事業法の規定が適用され、原子炉等規制法の適用を除外することが原子炉等規制法に定められている。

2)電気事業法

電気事業法では、「電気工作物の工事、維持及び運用を規制することによって、公共の安全を確保し、及び環境の保全を図る」ために安全規制が定められている。

電気事業に使用される電気工作物の安全確保の観点から、原子力発電設備に関し工事計画認可、燃料体検査、溶接安全管理検査、使用前検査、定期事業者検査、定期安全管理審査、定

期検査、保安規程等に関して規定されている。

また、経済産業大臣は、工事計画の認可、使用前検査、燃料体検査、定期検査、定期安全管理審査等の実施状況について、四半期ごとに原子力安全委員会に報告することが定められている。

3) 災害対策基本法及び原子力災害対策特別措置法

これまで原子力災害は一般法である災害対策基本法に含まれる形で対処されてきたが、原子力災害の特殊性にかんがみ、1999年12月に原子力災害対策特別措置法が制定された。この法律により、原子力災害の予防に関する原子力事業者の義務等、原子力緊急事態宣言の発出及び原子力災害対策本部の設置等並びに緊急事態応急対策の実施その他原子力災害に関する事項についての特別の措置が定められている。また、原子力施設のある地域に原子力防災専門官が置かれ、原子力事業者が実施する原子力災害予防対策に関する指導及び助言を行うほか、原子力災害の発生又は拡大の防止の円滑な実施に必要な業務を行っている。

また、災害対策基本法に基づく防災基本計画についても、その原子力災害対策編の中で、異常事象の発生、原子力緊急事態、事故対策の各段階ごとに実施すべき措置が明確に規定されている。

4) 放射線防護に係る法律

原子力施設の放射線防護に関しては、原子炉等規制法、電気事業法及び労働安全衛生法のそれぞれで規定されている。

原子炉等規制法においては、放射線業務従事者及び一般公衆を含む公共の安全を図る観点から、放射線防護上の区域管理、放射線業務従事者の線量管理、放射線レベルの測定監視等を定めており、電気事業法においては、原子力施設に設置すべき放射線計測装置について規定している。一方、労働安全衛生法においては、放射線業務従事者の安全及び健康を確保する観点から、被ばく限度等について定めており、原子炉等規制法と同等の規制となっている。放射線障害防止の技術的基準に関する法律に基づき、放射線審議会が設置されており、放射線障害の防止に関する技術的基準の斉一を図っている。

放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律(以下、放射線障害防止法という。)においては、原子力施設が所持している放射性同位元素等による障害を防止し、公共の安全を確保するため、放射線防護の区域管理、放射線業務従事者の線量管理、管理区域等における放射線の測定等を定めている。

なお、1990年の国際放射線防護委員会(ICRP)勧告を取り入れる観点から関係法令等が改正され、2001年4月に施行された。

5) 環境影響評価法

原子力施設の周辺環境への安全性以外の影響評価については、従来1977年7月の通商産業省省議決定に基づいて行ってきたが、1999年6月の環境影響評価法の施行に伴い、同法に基づいた環境影響評価が実施されている。

環境影響評価法の目的は、規模が大きく環境への影響の程度が大きい事業について、事業者が環境への影響評価を適切に行い、環境保全の見地から評価結果を事業計画に反映させるためのものであり、これに関する一連の手続きが定められている。原子力施設を含めた商業用発電設備の環境評価は、環境影響評価法の規定と電気事業法の環境影響評価に関する規定に基づき行われる。原子力施設は、その規模にかかわらず全て環境影響評価の対象としている。

6) 原子力損害の賠償に関する法律

原子力損害の賠償に関する法律は、原子力事故による原子力損害が生じた場合における損害賠償に関する基本的制度を定めている。

原子力損害の賠償に関する法律では、民法の一般原則に従い被害者に原子力事業者の故意・過失を立証させること(過失責任)は被害者の保護に欠けるとの観点から、故意・過失がなくとも「原子炉の運転等」に起因する原子力損害に対しては原子力事業者が賠償責任を負うという「無過失責任」を採用している。

我が国では原子力事業者の責任額に制限を設けておらず(無限責任)、全ての損害を賠償するまで原子力事業者は責任を免れないこととなっている。

また、一定の賠償資力を確保し、被害者への救済の円滑化を図るため、原子力事業者は損害賠償にあてるべき財政的措置を講ずることが義務付けられており、原子力施設についてはその額は一事業所ごとに原則600億円とされている。

なお、損害賠償措置は、主に原子力損害賠償責任保険契約と原子力損害賠償補償契約の締結によってなされている。責任保険契約は民間保険であり、一般的な事故による原子力損害を填補する。補償契約は政府との契約であり、責任保険契約で填補することのできない地震、噴火等による原子力損害を国が補償することを約するものである。

賠償責任額が賠償措置額を超え、かつ、この法律の目的を達するため必要があると認めるときは、国会の議決に基づき、国が原子力事業者に対して必要な援助を行うこととなっている。また、「異常に巨大な天災地変又は社会的動乱」による原子力損害については、原子力事業者は免責され、国が必要な措置を講ずることとなっている。

(4)安全規制における技術的要求事項に関する規定

原子力施設の基本設計を審査する際に使用する技術的要求事項は、原子力安全委員会が、設計指針類及び安全性評価のための指針類として定めている。この指針類の体系を、表7-1に示す。これらの指針類は、設置許可の申請に対する安全審査において、事業者の申請内容の妥当性を判断する際に用いられる。

原子力施設設置許可後の工事計画の認可、使用前検査、運転開始後の定期検査等の後段規制に必要な技術的要求事項に関しては、原子力安全・保安院が性能規定としての技術基準を定めている。この体系を図7-2に示す。

さらにこの性能規定を具体化する仕様規定として、原子力安全・保安院は民間規格である学協会規格を技術評価した上で、これを用いている。主要な学協会規格類を表7-2に示す。

また、原子力安全・保安院は、各種評価のガイドラインや審査要領等の内規を定めている。

前回報告以降の指針類の改訂として、原子力施設の耐震安全性及びその信頼性等のより一層の向上を目的とした、2006年9月の耐震設計審査指針の改訂がある(第18条参照)。これを受け、既存の原子力施設等についても、改訂された指針に照らした耐震安全性を確認するため、各原子力事業者等に対し、新しい耐震設計審査指針に照らした耐震安全性評価の実施を要請した。

前回以降に行われた技術基準の改定としては、従来仕様規定を含んでいた技術基準を性能規定化し、仕様については学協会規格を技術評価した上で使用することにしたことである。

7.2 法令等に基づく段階ごとの規制の枠組み

計画段階から運転段階までにおける原子炉等規制法等に基づく我が国の安全規制の概要を、図7-3に示す。なお、本項では、実用発電用原子炉を例に安全規制の概要を記す。

(1)計画段階

原子力施設の計画地点の選定に当たっては、環境影響評価法及び電気事業法に基づき、電気事業者が環境影響調査を実施し、環境の現状及び環境保全のために講じようとする対策などを取りまとめた環境影響準備書を経済産業大臣に届け出る。それと同時に、計画地点の所在する市町村

などにおいて環境影響準備書を公開・縦覧するとともに、地元住民の意見把握を行い、これに対する電気事業者の見解を取りまとめる。ただし、放射性物質による大気、水質及び土壌の汚染については原子炉等規制法において影響評価を実施することから、環境影響評価法の適用を除外している。

経済産業省はこれらを踏まえ、専門家の意見を聴きつつ、環境審査を行う。

また、経済産業省は、原子力施設の立地選定に当たって、地元住民の一層の理解と協力を得るために公開ヒアリング(第1次公開ヒアリング)を実施している。公開ヒアリングの結果については、立地選定の検討等において参酌される。

(2) 設置段階

計画段階の諸手続を終了し、原子炉設置の許可を受けようとする者は、原子炉等規制法に基づき、設置許可申請書を経済産業大臣に提出しなければならない。申請書には、原子力施設の安全設計に関する説明書、放射線の被ばく管理等に関する説明書、事故故障等に関する説明書等を添付しなければならない。

原子力安全・保安院は、炉心の核的安全性、施設設置に伴う放射線被ばくに係る安全性の評価を中心として、立地地点の妥当性及び施設・設備・機器の基本設計の妥当性が災害の防止上支障がないかとの観点から審査する。また、原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと、その許可をすることによって原子力の開発及び利用の計画的な遂行に支障を及ぼすおそれがないこと、原子力施設の設置を計画する者が必要な技術的能力を保有すること及び設置に必要な経理的基礎を有することも併せて審査する。

なお、この審査の中で、原子力安全委員会が定めた表7-1に示す指針類及び各種報告書を用いるとともに、必要に応じ、現地調査、安全解析等による確認を行う。

経済産業大臣は、審査結果について原子力委員会及び原子力安全委員会の意見を聴くために諮問する。原子力安全委員会が施設固有の安全性について独自の審査を行ったのち、その意見を答申する。経済産業大臣は、これらの意見を聴き、文部科学大臣の同意を得て許可を与える。なお、広く国民から意見を募集する機会を持つために、原子力施設の新増設を行う際には、立地選定段階において、事業者が行う環境影響評価の中で、環境影響評価法に基づく手続きが、定められている(報告書17.5節及び図17-1参照)。また、設置許可の段階において、第一次公開ヒアリング(一次公ヒア)と第二次公開ヒアリング(二次公ヒア)を開催している。一次公ヒアは、経済産業省が当該施設の設置に係る諸問題について地元住民の意見を聴取、電力会社による説明を行うこと等により、地元住民の理解の増進に資するため開催するものである。一方、二次公ヒアは、申請者の電力会社から出された原子炉設置(変更)許可申請に対する経済産業省の安全審査の結果について原子力安全委員会が調査審議するに当たり、当該施設固有の安全性について、地元住民の意見等を聴取し、これを参酌するために行うものである。二次公ヒアでは、経済産業省が安全審査の概要を説明し、陳述された意見等に対する見解を示すこととなっている。また、原子力安全・保安院は、本報告8.3(4)に示すように、住民に対して積極的な広報広聴活動を展開している。これらに加えて、経済産業省総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会においては、基本的な政策の策定及び変更に係る立案並びに国民の権利義務に影響を与える新たな制度の導入及び変更に係る事項を議決する場合は、意見の募集(パブリックコメント)を行っている。原子力安全委員会においても、委員会自らが主要な政策決定を行う場合や、専門審査会で調査審議を行う安全審査については、事務局がこれを一定期間公開し、一般からの意見の募集を行っている。

(3) 建設段階

原子炉設置の許可を受けた者は、工事を開始する前に、電気事業法に基づき、電気工作物の設置について工事計画を作成し、経済産業大臣の認可を受けなければならない。原子力安全・保安院は、当該工事計画の認可に当たって、電気工作物の詳細設計が設置許可段階の基本設計ない

し基本的設計方針に矛盾することなく、かつ、電気事業法に基づく技術基準に適合するものであること等に関して審査を行う。また、原子炉設置の許可を受けた者は、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者を選任し、届け出なければならない。

原子炉設置の許可を受けた者は、工事計画の認可又は届出後、工事の工程ごと及びすべての工事が完了した時に原子力安全・保安院¹による使用前検査を受け、工事計画どおり工事がなされていること、及び技術基準に適合することの確認を受けなければ原子力施設を使用することが出来ない。また、原子炉に装荷される燃料体については、原子力安全・保安院の設計認可及び燃料体検査を受けなければならない。さらに、耐圧部分及び格納容器等の溶接については溶接事業者検査を行うとともに、検査の実施に係る組織、検査の方法、工程管理その他経済産業省令で定める事項について(独)原子力安全基盤機構が行う審査を受けなければならない(溶接安全管理審査)。

(4) 運転段階

事業者は、運転開始に当たって、原子炉等規制法に基づき、原子力安全・保安院に対し運転計画の届け出をしなければならない。又、運転管理の具体的方法、運転制限値、原子炉の運転に関する保安教育等を定めた保安規定の認可を受けなければならない。さらに、原子力施設の運転の保安の監督をする原子炉主任技術者、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の選任、及び資格を持った運転責任者の配置について届け出なければならない。

なお、運転計画については、毎年度届け出が必要である。保安規定に記載すべき事項は、原子炉等規制法により17項目が定められており、その中には、原子力施設の定期的な評価、品質保証、保守管理等が含まれている。

事業者は、原子炉等規制法に基づき、放射線業務従事者の放射線被ばくの線量が線量限度を超えないよう管理し、これら従事者の被ばく線量を定期的に原子力安全・保安院に対して報告しなくてはならない。

事業者は、運転に伴い発生する気体及び液体放射性廃棄物については、施設の外へ排出する際は、原子炉等規制法に定められている濃度限度を下回るように管理しなければならない。また、発電用軽水型原子力施設周辺の線量目標値に関する指針(以下「線量目標値指針」という。)に従って、周辺公衆の被ばく線量を年間50マイクロシーベルト以下に保つため、放出量をできるだけ低減するよう努めなければならない。

運転開始後、事業者は、電気事業法に基づき、定期事業者検査を行い設備が技術基準に適合していることを確認しなければならない。定期事業者検査の記録については当該電気工作物が廃棄された後5年間事業者が保管することが義務づけられている。また、原子炉圧力バウンダリーなどの重要な部分については健全性評価を実施することが義務づけられている。また、所定の安全上重要な構成部分について、原子力安全・保安院による定期検査を受けなければならない。定期検査及び定期事業者検査は、運転が開始された日又は前回の検査が終了した日から13か月を超えない時期に運転を停止して行われる。2003年10月からは、定期検査の実施に当たっては、(独)原子力安全基盤機構がその一部を行い、その結果を原子力安全・保安院に通知する。また、事業者は定期事業者検査の実施に係る組織、検査の方法、工程管理、その他経済産業省令で定める事項等を審査する監査型検査(定期安全管理審査)を受けなければならない。定期安全管理審査は、(独)原子力安全基盤機構が行い、審査結果を原子力安全・保安院に報告する。原子力安全・保安院は総合的に評定する。

また、事業者は、保安規定の遵守状況の検査(保安検査)を受けなければならない。保安検査では、原子炉設置者の組織、責任体制をはじめ、品質保証、保守管理、運転方法、機器の保守・補修、サーベイランス、被ばく管理、放射性廃棄物管理、気体・液体放射性廃棄物放出管理、モニタリング、原子炉の運転に関する保安教育等について原子力保安検査官による確認が行われている。さらに、原子力安全・保安院は、必要な場合、安全規制の遵守状況を確認するため原子力施設への立入検査を行う。

¹ 2003年10月からは、使用前検査の一部を(独)原子力安全基盤機構が行っている。

事業者は、原子炉等規制法及び電気事業法の規定に基づき、発生した事故・故障等について原子力安全・保安院に対し直ちに報告するとともに、速やかに事故・故障の状況及びそれに対する処置の報告を原子力安全・保安院に対して行わなければならない。国民に対する情報の提供の透明性を向上するために、原子炉等規制法に基づく事故・故障等の報告については、従来、法令に基づくものと通達に基づくものと2種類の報告事項に分けていたが、2003年10月からは、法令に基づくものに一本化した上でその報告基準を明確化した。また、事業者は、上記の報告基準に達しない軽微な事象を含めた情報の収集・提供体制を整備して、透明性の確保に配慮するように運用している。

また、運転開始後の事業用電気工作物の改造・修理の工事に当たっては、建設段階と同様に、電気事業法に基づく工事計画の認可又は届出が必要であり、これらの使用に対して使用前検査が行われる。2003年10月からは、工事計画の認可の申請、届出の必要の有無を明確にした改正電気事業法施行規則が定められている。

定期安全レビューは、通商産業省(現在経済産業省)の1992年の通達に基づく自主的な活動として実施されていたが、2003年10月からは、法令に基づく保安規定に記載すべき事項として、事業者に対して一定期間(10年)毎に、定期安全レビューの実施を義務づける一方、実施状況の確認を行い、必要に応じて改善を求めることとした。さらに2005年12月に原子力安全・保安院は、高経年化対策の充実及び事業者の組織風土の劣化防止の観点からのレビューもこの定期安全レビューに含めることとした。ただし、確率論的安全評価については、法令に基づく義務づけを行わず、引き続き自主的な活動として実施することとなる。

また、2003年10月から、運転開始後30年を迎える原子力施設を対象として、経年変化に関する技術的評価を実施し、10年間の保全計画を策定(以降、10年を超えない期間ごとの再評価を含む)することが法令上義務づけられている。2005年12月に原子力安全保安院は、事業者の高経年化対策実施ガイドライン及び高経年化対策標準審査要領を定めて、高経年化対策の充実を図っている。

7.3 記録、適用される規制及び許可の条件の実施方法

事業者は、原子炉の運転その他原子炉の使用に関し、必要な事項を原子炉毎に記録し保存しておくことが義務づけられ、具体的項目及び期間は実用発電用原子炉の設置、運転に関する規則に定められている。

経済産業大臣は、原子炉等規制法に基づき、原子力施設の設置変更許可を受けずに基本設計ないし基本的設計方針を変更した場合、法に基づく経済産業大臣の命令に違反した場合、経済産業大臣の定める保安のために必要な措置を講じなかった場合、保安規定の認可を受けなかった場合等は、設置許可の取り消し又は1年以内の原子力施設の運転停止命令を出すことができる。

また、原子炉等規制法は、原子力施設の設置許可を受けずに原子力施設を設置することを認めていないが、そのようなことをした場合、運転停止命令に違反した場合、危険時の措置を講じなかった場合等については懲役若しくは罰金に処し、又はこれらを併科することを規定している。さらに、経済産業大臣は、災害の防止のために必要があると認める場合は、保安規定の変更を命ずることができる。原子炉設置の許可を受けた者は、この命令に従わなかった場合には、罰金に処される。

また、経済産業大臣は、電気事業法に基づき、電気工作物が技術基準に適合しないと認められるときは修理、改造、移転、使用の一時停止、使用の制限を命ずることができる。

さらに、電気事業法は、技術基準適合命令に違反した場合、工事計画認可が必要な電気工作物の設置又は変更の認可を受けずに行った場合、使用前検査、燃料体検査を受けずに又は合格せずに使用をした場合、または溶接事業者検査を行わず、溶接安全管理検査を受けなかった場合等に罰金に処すこと若しくは、事業者が法律又は法律に基づく命令の規定に違反した場合において公共の利益を阻害したと認められる時は、事業の許可を取り消すことができることを規定している。

2003年10月からは、従業者の業務に違反行為があった場合に法人も罰せられる規定を強化

し、組織的な不正を防止するため法人重課を、個人に対する罰金刑の100倍にしている。

7.4 原子力施設に対する技術的要求事項の性能規定化への取り組み

電気事業法に基づく技術基準は、原子力施設の技術的要求事項を定めているが、従来の技術は、性能に係わる要求だけでなく、詳細な仕様を定める規定も含む体系となっていた。これを技術基準は安全上必要な性能要求までを規定するものとし、それを満足する詳細仕様は学協会規格を活用するものとした。

技術基準の性能規定化と学協会規格活用に関する背景、現状、活用の基本方針、規制基準としての条件、その確認方法等は以下のとおりである。

- ・ 背景

我が国の従来の技術基準は、構造や材料、寸法に関して要求される詳細かつ具体的な「仕様規定」が記載されていた。これは基準の内容、可否の判断が明快かつ公平に行えるとの長所もあるが、一方で技術革新や最新の知見への柔軟な対応が困難であるとの短所もある。これに対して、規制当局は規制当局が必要と考える安全レベルを達成する上で、安全に係わる諸設備が本来果たすべき目的や機能だけを「性能規定」として定め、それを満足する詳細仕様は別途それぞれの分野の専門家の知見を集約して策定された「詳細仕様」を活用するという方法がある。国内外における運転経験・最新の知見等を「詳細仕様」として迅速に反映する上からも、近年技術基準を出来るだけ「性能規定」化していくことが社会的に要求されていた。

- ・ 現状

我が国では、日本電気協会の電気技術規定や指針(JEAC, JEAG等)のように産業界が中心となって自主的に規定した民間規格があり、その多くは事業者により活用されてきたが、規制基準には正式に採り入れておらず参考情報の位置付けにとどまっていた。これらは産業界による「自主的な民間規格」として位置付けられてきたが、最近では、日本電気協会のほか、日本機械学会や日本原子力学会等の学会及び協会が、公正中立な検討メンバーによる公開された場で検討を行うなど、公平性、公正性、公開性を重視したプロセスで民間規格の策定が進められており、これらの規格を学協会規格と呼び、活用することとした。

- ・ 原子力安全・保安院の学協会規格活用に関する基本方針

①規制基準は要求性能を中心とした規定とし、その実現方法として学協会規格を積極的に活用する。

②事業者が使用する学協会規格が、原子力安全・保安院の要求する性能を満足することが証明された場合、原子力安全・保安院はその規格を技術評価した上でその旨公表する。

③学協会規格が整備されていない場合は、保安院はその策定を奨励すると共に、これが策定されるまでに間は、従来の仕様規定に定められて仕様により実現される性能を、規制基準で要求する性能を満たす規格と位置付ける。

- ・ 学協会規格が規制基準を満たすための条件とその確認

学協会規格が以下の条件を満たすことが確認できれば規制基準が満足されていると判断する。

①規制基準で要求している性能を示す項目と対応がとれていること。

②規制基準で要求している性能を達成するために必要な技術的事項について、具体的な手法や仕様が示されていること。

③学協会規格に記載されている具体的な手法や仕様について、その技術的妥当性が証明されていること。

学協会規格はどのような主体によって策定されたものであっても、公正性、公平性、公開性などを重視したプロセスにより策定された規格であり、上記の3条件が確認できるものであれば、規制基準で要求する性能を満たしていると判断される。規制を効率的かつ実効性のあるものとするために、規制当局は、作成プロセスに参加した専門家の技術的知見を尊重しつつ、迅速に判断をする。

- 学協会規格活用の現状と今後の方針

上述の方針を実行するための発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(1965年通商産業省令第62号)の改正は、世界貿易機構(WTO)通報、パブリックコメントの募集を経て、2005年7月1日公布、2006年1月1日施行された。

原子力安全・保安院は、同省令の実施において、学協会規格が存在する場合は、技術評価した上で、技術基準省令62号の「解釈」においてその適用を明確にし、学協会規格が存在しない場合は、原子力安全・保安院としての要求事項をその「解釈」において明確にしている。2007年3月31日時点で21件の学協会規格が活用できるとしている。

原子力安全・保安院は、今後、学協会規格の整備を受け技術評価を行って行くこととしている。

表 7-1 原子力安全委員会が定めた発電用軽水型原子炉施設に関する主要安全審査指針類

災害防止	立地	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて
	設計	<ul style="list-style-type: none"> 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針 発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針 放射性液体廃棄物処理施設の安全審査に当たり考慮すべき事項ないしは基本的な考え方
	安全評価	<ul style="list-style-type: none"> 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針 発電用加圧水型原子炉の炉心熱設計評価指針 軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針 発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針 BWR. MARK I 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針 BWR. MARK II 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針
	線量目標値	<ul style="list-style-type: none"> 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 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針 発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針
技術的能力		原子力事業者の技術的能力に関する審査指針

表7-2-1 学協会規格類（（社）日本電気協会指針及び規程）

番 号	名 称
JEAC4111-2003（*）	原子力発電所における安全のための品質保証規程
<u>JEAC4121-2005</u>	<u>原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC 4111-2003）の適用指針－原子力発電所の運転段階－</u>
JEAC4201- <u>2004</u>	原子炉構造材の監視試験方法
JEAC4202-2004	フェライト鋼の落重試験方法
JEAC4203-2004（*）	原子炉格納容器の漏えい率試験規程
JEAC4205-2000	軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査
JEAC4206- <u>2004</u>	原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法
JEAC4209-2003（*）	原子力発電所の保守管理規程
JEAC4602- <u>2004</u> （*）	原子炉冷却材圧力バウンダリ，原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程
JEAC4605- <u>2004</u> （*）	原子力発電所工学的安全施設及びその関連施設の範囲を定める規程
JEAG4101-2000	原子力発電所の品質保証指針
JEAG4102-1996	原子力発電所の緊急時対策指針
JEAG4204-2003	発電用原子燃料品質管理指針
JEAG4207-2004（*）	軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験指針
JEAG4208- <u>2005</u>	軽水型原子力発電所用蒸気発生器伝熱管の供用期間中検査における渦流探傷試験指針
JEAG4601-1987（*）	原子力発電所耐震設計技術指針
JEAG4601・補-1984（*）	原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力編
JEAG4601-1991（*）	原子力発電所耐震設計技術指針〔追補版〕
JEAG4603-1992	原子力発電所保安電源設備の設計指針
JEAG4604-1993	原子力発電所安全保護系の設計指針
JEAG4606-2003	原子力発電所放射線モニタリング指針
JEAG4607-1999（*）	原子力発電所の火災防護指針
JEAG4608-1998	原子力発電所の耐雷指針
JEAG4609-1999	安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する指針
JEAG4610-2003	原子力発電所個人線量モニタリング指針
JEAG4611-1991	安全機能を有する計測制御装置の設計指針
JEAG4612-1998	安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針

JEAG4613-1998	原子力発電所配管破損防護設計技術指針
JEAG4614-2000	原子力発電所免震構造設計技術指針
JEAG4615-2003 (*)	原子力発電所放射線遮へい設計指針
JEAG4616-2003	乾式キャスク貯蔵建屋基礎構造の設計に関する技術 指針
JEAG4617-2005	中央制御室の計算機化されたヒューマンマシンインタフェースの開発及び設計に関する指針
JEAG4618-2005	鋼板コンクリート構造耐震設計技術指針 建物・構築物編
JEAG4801-1995	原子力発電所の運転マニュアル作成指針
JEAG4802-2002	原子力発電所運転員の教育・訓練指針
JEAG4803-1999	軽水型原子力発電所の運転保守指針

表 7-2-2 学協会規格類 ((社) 日本機械学会規格)

番 号	名 称
JSME S CA1-2005	発電用原子力設備規格 配管減肉管理に関する規格 (2005年版) (増訂版)
_____	発電用原子力設備規格 加圧水型 配管減肉管理に関する技術規格 (2006年版)
_____	発電用原子力設備規格 沸騰水型 配管減肉管理に関する技術規格 (2006年版)
JSME S NA1-2002 (*)	発電用原子力設備規格 維持規格 (2002年改訂版)
JSME S NA1-2004	発電用原子力設備規格 維持規格 (2004年版)
JSME S NB1-2001 (*)	発電用原子力設備規格 溶接規格
JSME S NC1-2001 (*)	発電用原子力設備規格 設計・建設規格
JSME S NC1-2005(*)	発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2005年版)
JSME S ND1-2002	発電用原子力設備規格 配管破損防護設計規格
JSME S NE1-2003 (*)	発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格
JSME S NF1-2006	発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 (2006年版)
JSME S FA1-2001	使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格
JSME S FB1-2003	使用済燃料貯蔵施設規格 コンクリートキャスク、キャニスタ詰替装置およびキャニスタ輸送キャスク構造規格
JSME S012 (*)	配管内円柱状構造物の流力振動評価指針
JSME S014	原子力発電用動的機器の検証規格
JSME S016	蒸気発生器伝熱管U字管流力弾性振動防止指針
JSME S017 (*)	配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針
JSME S NA-CC-001	発電用原子力設備規格 維持規格 事例規格 高ニッケル合金のPWR一次系水質環境中のSCCき裂進展速度
JSME S NA-CC-002	発電用原子力設備規格 維持規格 事例規格 周方向欠陥に対する許容欠陥角度制限の代替規定
JSME S NA-CC-003	発電用原子力設備規格 維持規格 事例規格

	蒸気発生器伝熱管の体積試験（渦流深傷試験）の判定基準
<u>JSME S NC-CC-001</u> <u>(*)</u>	発電用原子力設備規格 設計・建設規格 事例規格 過圧防護に関する規定
<u>JSME S NC-CC-002</u> <u>(*)</u>	発電用原子力設備規格 設計・建設規格 事例規格 発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」

表7-2-3 学協会規格類（（社）日本原子力学会規格）

番 号	名 称
AESJ-SC-P001:2002	原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価手順
AESJ-SC-P002:2003	BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準
AESJ-SC-P003:2003	原子炉施設の安全解析における放出源の有効高さを求めるための風洞実験実施基準
AESJ-SC-P004:2006	原子力発電所の定期安全レビュー実施基準：2006
AESJ-SC-P005:2007	原子力発電所の高経年化対策実施基準：2007
AESJ-SC-R003:2006	原子炉施設の廃止措置の計画と実施：2006
AESJ-SC-F001:2000	使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物輸送容器定期点検基準
AESJ-SC-F003:2002	収着分配係数の測定方法－浅地中処分のバリア材を対象としたバッチ法の基本手順
AESJ-SC-F005:2005	クリアランスの判断方法：2005
AESJ-SC-F006:2006	使用済燃料・混合酸化物新燃料・高レベル放射性廃棄物輸送容器の安全設計及び検査基準：2006
AESJ-SC-F007:2006	極めて放射能レベルの低い放射性廃棄物処分の安全評価手法：2006
AESJ-SC-F008:2006	収着分配係数の測定方法－深地層処分のバリア材を対象とした測定の基本手順：2006
	原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007

表7-2-4 学協会規格類（（社）火力原子力発電技術協会）

番 号	名 称
TNS-S3121-2003	電気工作物の溶接部に関する民間製品認証規格（原子力）
<u>JBWR-NCG-01-2005</u> <u>(*)</u>	BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン

注：* 原子力安全・保安院が、仕様規定の例示基準として活用するため、技術的妥当性の検討を行い技術評価した学協会規格。

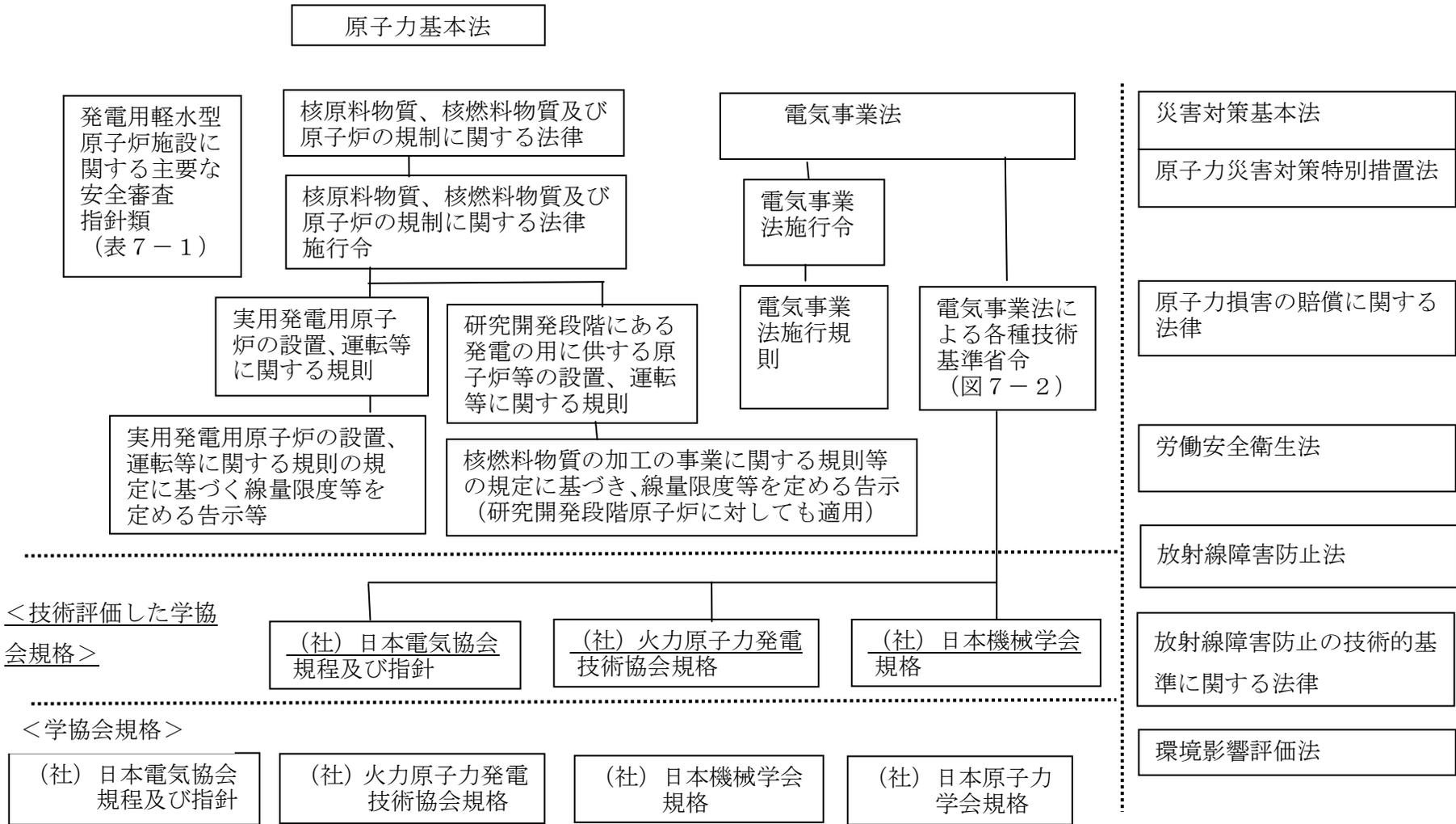


図7-1 原子力施設の安全規制における主要法令等

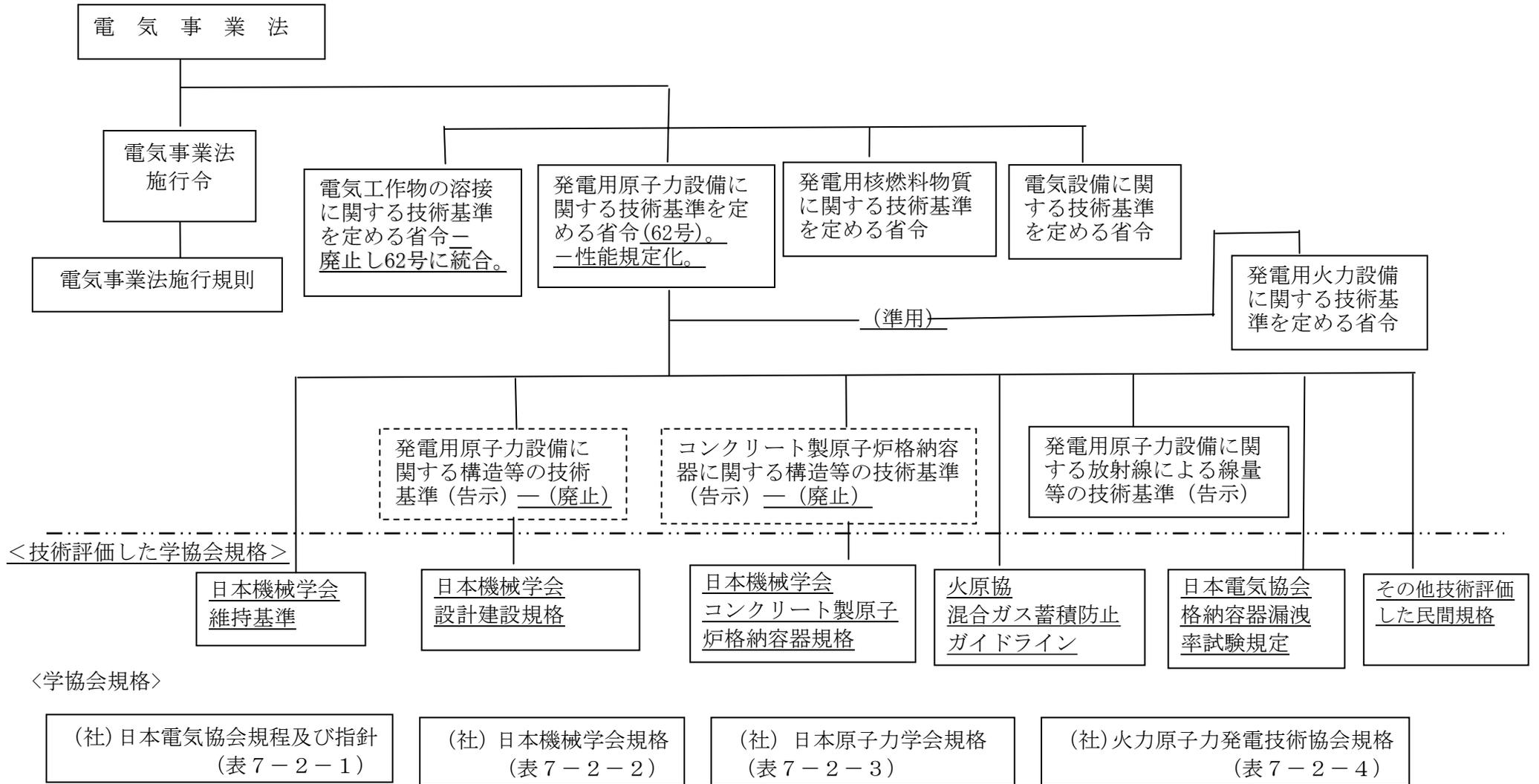


図 7-2 技術基準等の体系

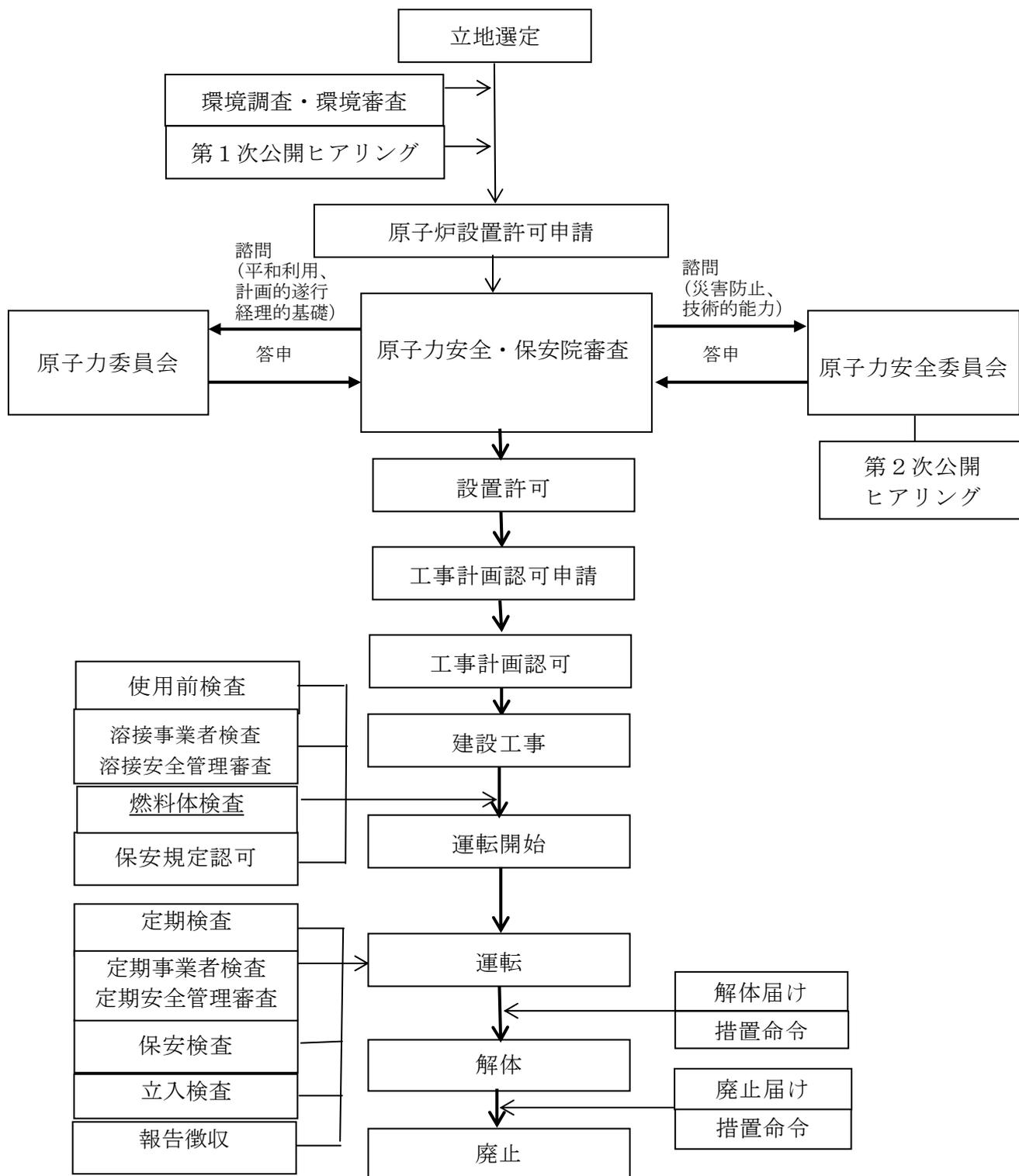


図7-3 原子力施設の法令等に基づく安全規制の流れ

第8条 規制機関

1. 締約国は、前条に定める法令上の枠組みを実施することを任務とする規制機関を設立し又は指定するものとし、当該機関に対し、その任務を遂行するための適当な権限、財源及び人的資源を与える。
2. 締約国は、規制機関の任務と原子力の利用又はその促進に関することをつかさどるその他の機関又は組織の任務との間の効果的な分離を確保するため、適当な措置をとる。

我が国における原子力エネルギー利用に係る施設及び活動の安全確保のための規制機関は、原子力安全・保安院である。原子力安全・保安院は、原子炉等規制法等に基づき、安全規制についての明確な権限と権能を有している。また、内閣府に設置された原子力安全委員会が原子力安全・保安院の規制活動の監視、監査を行っている。原子力安全・保安院は、原子力利用の促進に関することをつかさどる他の機関または組織との間の効果的な分離が確保されている。

この他、経済産業大臣の所管の下に(独)原子力安全基盤機構が設置されており、原子炉等規制法及び電気事業法に基づき、原子力施設に対する検査の一部を担っており、規制機関である原子力安全・保安院の活動を支援している。

前回報告以降、原子力安全・保安院は、2003年に改正された検査制度の定着を図るべく、定期安全管理審査等を実施し、その実施結果を原子力安全委員会に報告してきた。これらの報告に対する原子力安全委員会の規制調査の結果をも踏まえ、原子力安全・保安院は、さらなる規制の改革に取り組んでいる。また、原子力安全・保安院は、その業務運営の透明性、効率性を高めるための業務マネジメントシステムも導入した。

さらに、原子力安全・保安院は、これら一連の原子力安全規制活動について国際的な評価を受けるために、原子力安全委員会とともに、2007年に国際原子力機関(IAEA)による総合的規制評価サービス(IRRS)を受けたところである。規制機関の振興機関からの分離に関しては、IRRSでは、「原子力安全・保安院は実効的に資源エネルギー庁から独立しており、これは、GS-R-1 (IAEAの国際基準) に一致している。更に、将来において、かかる状況については、より明確に法令に反映させることが出来得るものである。」とされたところである。¹

8.1 規制機関の使命と義務

規制機関の使命は、原子力施設の安全を確保することであり、その義務は第7条に関する報告において記述した法令上の枠組みを実施することである。

規制機関がその責任を果たす上で重要な条件は、原子力安全条約第8条第2項に規定しているように、原子力の利用又はその促進に関することをつかさどるその他の機関又は組織の任務と規制機関の任務との間の効果的な分離を確保することである。さらに、規制機関の重要な機能としては、その規制上の決定及び見解やそれらの基盤について、独立に公衆と対話することがあげられる。

我が国の規制機関は、原子力基本法を踏まえ、原子炉等規制法、電気事業法等に明記されている規制要件を確実に実施する責務を有しているとともに、これら原子力施設の基本設計又は基本的設計方針の審査、建設、運転段階における原子力施設の検査等に際して用いられる法令等については、原子力安全・保安院及び原子力安全委員会において、運転経験及び技術の進歩等の最新知見の動向、並びに国際的な合意を踏まえて、その改善・向上に努めている。

なお、原子力災害に当たっては、災害対策基本法、原子力災害対策特別措置法等の関連法規が適用されるが、これらを所管する機関については第16条に関する報告において述べる。

8.2 原子力施設に関する安全規制体制

我が国では、原子力発電を含め、エネルギーとしての原子力利用に関する全ての活動についての安全規制を経済産業大臣が主務大臣として行う。また、安全規制のための行政組織として、原子力安全・保安院が経済産業省の通常の内部組織ではなく、「特別の機関」として設置され、原子力の

¹ IRRS報告書は、本報告書作成時点において発行に向けた諸手続を行っているところである。

推進をつかさどる資源エネルギー庁から独立して政策を遂行している。

さらに、原子力安全・保安院とともに原子力エネルギーの利用における安全を確保するための基盤を整備する機関として、2003年10月より、(独)原子力安全基盤機構が設立されている。

また、内閣府に原子力委員会及び原子力安全委員会がそれぞれ独立して設置されている。両委員会の委員は、国会の同意を得て内閣総理大臣が任命している。

これら2つの委員会は、我が国全体の立場から、それぞれ原子力利用に関する事項あるいは、原子力利用に係る安全確保に関して、政策を企画、審議、決定している。

原子力安全・保安院は、第7条に関する報告で述べているように、原子力施設の設置について審査を行い、経済産業大臣は審査結果について原子力委員会及び原子力安全委員会の意見を聴く。

原子力安全委員会は、施設固有の安全性について公開ヒアリング(第2次公開ヒアリング)を行うなど、意見の提出のための独自の審査を行ったのち、答申する。また原子力安全委員会は、審査に用いる指針類を定める。

我が国における、原子力施設の安全規制に係る行政組織の概要を、図8-1に示す。

8.3 原子力安全・保安院

(1) 原子力安全・保安院の役割

原子力安全・保安院は、原子力施設の安全規制をつかさどっている。具体的には、以下に述べる経済産業大臣の権限の行使に関する事務を行っている。

経済産業大臣は、原子炉等規制法の定める主務大臣として、原子力施設の設置に当たり、その位置、構造及び設備が原子力施設による災害の防止上支障がないものであること等を審査し、その許可を与える権限を有するとともに、許可を受けた者が同法に違反した際等にはその許可を取り消す権限を有している。

経済産業大臣は、原子炉の運転にあたり、運転計画、保安及び特定核燃料物質の防護のために講ずべき措置、保安規定、原子炉主任技術者並びに危険時の措置等に関する省令を策定するとともに、保安規定を認可し、運転計画、原子力施設の廃止措置計画の認可及び原子炉主任技術者の選解任に関する届出を受理し、許可を受けた者に対する報告徴収・立入検査、原子力施設の設置許可の取消又は使用停止、保安措置等の命令、原子炉主任技術者の解任命令、廃止措置に係る措置命令、災害の防止のための措置命令等の権限を有している。

なお、経済産業大臣は、文部科学大臣とともに、原子炉主任技術者試験を行い、免状の交付を行う。これらの主任技術者が同法令に違反した際にはその免状の返納を命じる権限を有している。

また、経済産業大臣は、電気事業法の定める主務大臣として、技術基準、使用前検査、燃料体検査、溶接安全管理検査、定期検査、定期安全管理検査等に係る省令を策定して、工事計画の認可、発電所全体の安全性能の確認を含む使用前検査、燃料体検査、定期検査を実施するとともに、技術基準に適合していない場合には適合命令を出す権限を有している。さらに、電気技術者試験センターを指定して、電気主任技術者試験の事務を実施させ、また、電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の免状の交付を行い、これらの主任技術者が同法令に違反した際にはその免状の返納を命じる権限を有している。

原子力安全・保安院は、定期事業者検査の実施に係る原子炉設置者の組織、検査の方法、工程管理その他経済産業省令で定める事項について(独)原子力安全基盤機構の定期安全管理審査の結果に基づき評定を行う。

なお、溶接安全管理審査においても、原子力安全・保安院は、(独)原子力安全基盤機構の溶接安全管理審査の結果に基づき評定を行う。

(2) 原子力安全・保安院の組織

原子力安全・保安院は、「特別の機関」として経済産業省に設置されており、原子力施設(核燃料サイクル施設を含む)の安全規制をつかさどる11の課を持っている。

それらは企画調整課、原子力安全広報課、原子力安全技術基盤課、原子力安全特別調査課、原子力発電安全審査課、原子力発電検査課、核燃料管理規制課、核燃料サイクル規制課、放射性廃棄物規制課、原子力防災課及び電力安全課である。各課の所掌事務を、表8-1に示す。

また、各原子力施設所在地に原子力保安検査官が常駐している。原子力保安検査官事務所の位置を、図8-2に示す。

原子力安全・保安院の管理部門を含め原子力安全規制業務に従事する者の全体の数は約350人で、これには、原子力施設駐在の原子力保安検査官及び原子力防災専門官約100人を含む。

(3) 原子力安全・保安院の規制活動の品質向上

原子力安全・保安院においては、その業務遂行に当たり、強い使命感、科学的合理的判断、業務執行の透明性、及び中立性・公正性が職員の行動の規範として定めている。この一環として、企画調整課において、各課の業務執行状況等について把握、評価し、是正が必要な点があれば、トップと協議して、適宜是正を図る体制としている。2006年度から、規制活動の品質を向上するために、マネジメントシステムの構築に着手し、2007年度から実施している。マネジメントシステムの要件に従って、2007年6月に原子力安全・保安院の中期目標と2007年度の取り組みを公表した。

原子力安全・保安院とは独立した組織である原子力安全委員会では、規制行政庁の行う原子力施設の設置許可等の後の安全規制を合理性、実効性、透明性等の観点から監視・監査する規制調査を行うことにより、安全規制の品質が仕組みとして確認される体制としている。

また、原子力安全・保安院は、第11条に関する報告に示すように職員の教育訓練、国際的な活動、加えて原子力安全・保安部会委員等学識経験を有する専門家から意見を聴取する等により、安全規制業務の品質の確保に努めている。

さらに、2002年4月に「行政機関が行う政策の評価に関する法律」が施行され、この法律に基づき政府の各行政機関が自らの政策について計画的に評価し改善していく仕組みが作られた。経済産業省では、2004年度において、所管する規制法令を評価する計画を策定しており、原子力安全・保安院では、その計画に基づき「原子炉等規制法」、「電気事業法」等に基づく原子力安全規制について評価することとしている。

(4) 情報の公開へのさらなる取組

原子力安全・保安院は、2001年9月から、情報提供活動を規制業務プロセスと統合した形で、組織的に行い、外部からのフィードバックを規制活動の質的活動につなげる新しい取り組みとして、リレーションシップマネジメント(RM)を導入して積極的な情報公開活動を進めている。RMの達成すべき課題としては、原子力安全・保安院の認知度の向上、原子力安全・保安院の日常活動への国民の理解の促進、国民の特別な関心への対応、規制制度のあり方・改正についてのオピニオン形成、事故等緊急時における対応及び内部のコミュニケーションの活性化等である。

原子力安全・保安院は、2004年4月には、このような広聴・広報をさらに強化するため新たな予算措置を講じるとともに担当の部署として原子力安全広報課を新設し、また、原子力安全地域広報官を配置した。

原子力安全・保安院の2004年度から2006年度までの主な活動としては、①原子力安全・保安院幹部による地元自治体の訪問・説明を実施、(2004年度から、2006年度までの3年間に、それぞれ、133回、113回及び64回実施。)、②ニュースレター、メールマガジンの発行、③国民全般への原子力安全規制の施策・活動実施(クリアランス制度、炉規制法改正の説明会、プルサーマルシンポジウム、耐震安全性説明会開催、原子力安全・保安院の規制を説明する「一日原子力安全・保安院」等を主要都市や立地市町村で実施)、④立地地域住民との直接対話型コミュニケーションの実施(平成18年度は、北海道泊村、佐賀県玄海町等全国10カ所で「対話の集い」を実施)、⑤保安検査官事務所による広聴・広報活動実施、⑥リスクコミュニケーション技術研修を自治体職員等向けに実施、⑦原子力安全・保安院・原子力保安検査官事務所の紹介や新検査制度など、重要な施策について幹部自らが説明する映像を作成し、立地地域CATVでの放映や、ホームページへの掲載などを実施している。

また、(独)原子力安全基盤機構内に原子力ライブラリを設置し、原子炉設置許可申請書や事故故障の報告書並びにエネルギー・原子力発電に関する一般書籍やパンフレット等を一般の閲覧に供している。

8.4 原子力安全・保安院に関連する組織

(1) 審議会等

経済産業省には、経済産業省設置法に基づき、総合資源エネルギー調査会が設置されており、その下に原子力の安全確保及び電力の保安の在り方等を付託事項とする原子力安全・保安部会が設置されている。原子力安全・保安部会の構成を表8-2に示す。

総合資源エネルギー調査会の委員は、学識経験のある者のうちから、経済産業大臣が任命するものであり、その委員の互選により会長が選任される。その下の部会は、同調査会の議決により置かれ、部会に属する委員は会長が指名するものとなっている。原子力安全・保安部会委員等の専門家は、核熱設計、燃料設計、システム設計、機械設計、耐震設計、材料強度、放射線管理、気象、地質、地盤その他の専門分野に関する学識経験を有する者の中から委嘱している。

原子力安全・保安部会には、「環境変化を踏まえた今後の原子力の安全確保及び電力の保安の在り方は、如何にあるべきか。」等の課題が付託されている。また、原子力安全・保安部会、各小委員会において、原子力安全規制制度の在り方等に関する審議が行われ、原子力安全・保安院に対する提言がなされている。

この他、原子力安全・保安院は、必要に応じ原子力安全・保安部会委員等の専門家から意見を聴取している。

(2) 独立行政法人原子力安全基盤機構(JNES)

2003年10月に、原子力安全・保安院とともに原子力エネルギー利用における安全を確保するための基盤を整備する機関として、(独)原子力安全基盤機構(役職員数:約420名)が設立された。

(独)原子力安全基盤機構は、以下に示す原子力安全行政の基盤的業務を実施する機関として、これらの業務を科学的・合理的に行うことを旨としての確に実施し、専門機関としての能力を活用して、原子力安全規制行政の高度化に貢献し、また、原子力安全確保に関する情報を積極的に発信、提供することが使命として与えられている。

この業務の実施を通じて原子力の安全確保を確実にすること、及び原子力安全に関する国民の信頼を構築することも期待されている。

このため次の業務を行うこととしている。

- ・原子力施設及び原子炉施設に関する検査その他これに類する業務を行うこと。
- ・原子力施設及び原子炉施設の設計に関する安全性の解析及び評価を行うこと。
- ・原子力災害の予防、原子力災害(原子力災害が生ずる蓋然性を含む。)の拡大の防止及び原子力災害の復旧に関する業務を行うこと。
- ・エネルギーとしての利用に関する原子力の安全の確保に関する調査、試験、研究及び研修を行うこと。
- ・安全確保に関する情報の収集、整理及び提供を行うこと

である。

次に、(独)原子力安全基盤機構がその業務を実施するまでの仕組み及び経済産業省原子力安全・保安院との関係は、以下のとおり。

- ・原子力安全・保安院は、(独)原子力安全基盤機構のそれぞれの業務について規制ニーズに基づき、企画立案し、独立行政法人通則法に基づく中期目標を作成し、経済産業大臣が(独)原子力安全基盤機構にその実行を指示する。
- ・(独)原子力安全基盤機構は、中期目標を達成するための計画(中期計画)を作成して経済産業大臣に申請し、認可を受けた後、中期計画に基づく年度計画を作成し同大臣に届出を行って業務を実施する。

8.5 原子力安全委員会

1978年10月4日、原子力基本法等の一部を改正する法律が施行され、原子力の安全確保体制を強化するためにそれまでは、原子力委員会に属していた安全規制機能を原子力委員会から移して原子力安全委員会が新たに総理府に設置された。(注:2001年1月6日の中央省庁改革後は、内閣府に設置)

原子力安全委員会は、原子力の研究、開発及び利用に関する事項のうち、安全の確保に関する事項についての企画、審議、及び決定を行う。

原子力安全委員会では、原子力安全・保安院が申請者から提出された申請書の審査を行った結果について災害の防止及び技術的能力の確保の観点から独自の審査を行う。また、規制行政庁の行う原子力施設の設置許可等の後の安全規制を合理性、実効性、透明性等の観点から監視・監査する規制調査を行うことにより、安全規制の品質が仕組みとして確認される体制としている。

原子力安全委員会は、所掌事務について必要があると認めるときは、内閣総理大臣を通じて関係行政機関の長に勧告することができるとともに、関係行政機関の長に対し報告を求めることができるほか、資料の提出、意見の開陳、説明その他必要な協力を求めることができる。

この機能は、2003年4月以降(一部のものについては、10月以降)、原子力安全・保安院から、四半期毎に原子力施設の設置許可後の工事計画の認可、使用前検査、定期検査、定期安全管理審査、溶接安全管理審査、保安規定の認可、保安検査等の規制の実施状況、事故・故障の報告等についての報告を受けることが法定化され、さらに規制機関が実施した規制を監視・監査するために、直接事業者及び保守・点検事業者を調査可能にするように定められた。

原子炉施設において、安全規制に違反する事実がある場合に、従業者が、原子力安全委員会にも申告を行うことが認められており、原子力安全委員会は、その審査を行う権限を有している。

さらに、原子力施設の設置許可に当たっては、経済産業大臣は、(1)申請者が原子力施設を設置するために必要な、かつ原子炉の運転を的確に遂行するに足る技術的能力があるか、(2)施設の位置、構造及び設備が核燃料物質又は原子炉による災害の防止上支障がないか、について、原子力安全委員会の意見を聴かなければならない。

原子力安全委員会は、国会の同意を得て内閣総理大臣が任命する委員5人で構成され、委員長は委員の互選により選任される。また、原子力安全委員会の庶務は、内閣府原子力安全委員会事務局が総括して処理している。事務局には、事務局長、総務課、審査指針課、管理環境課及び規制調査課が設置されており、約100名の職員がいる。

原子力安全委員会には、表8-3に示すように、2つの安全専門審査会をはじめ、17の専門部会等が組織され、関係する事項を審議している。また、専門部会は、必要に応じてその下に分科会を設置する。

原子炉安全専門審査会及び核燃料安全専門審査会の審査委員は、原子力委員会及び原子力安全委員会設置法等に基づき、学識経験のある者のうちから、内閣総理大臣が任命する。緊急技術助言組織は原子力安全委員会委員及び緊急事態応急対策調査員で構成され、その調査委員も学識経験のある者のうちから、内閣総理大臣が任命する。その他の専門部会の委員は、安全委員及び学識経験者で構成されている。

各審査会及び専門部会の調査及び評価の結果は、原子力安全委員会に報告され、更に審議を行った上で決定される。緊急技術助言組織の本部組織における審議結果を踏まえ、原子力安全委員会として、助言事項を確定する。

また、原子力安全委員会では、その下にある専門部会や分科会も含めて審議は全て公開しており、傍聴が可能であるほか、その内容を原子力安全委員会のホームページ(<http://nsc.go.jp/>)や原子力公開資料センター等を通じて一般の閲覧に供している。

8.6 原子力委員会

原子力委員会は、「原子力基本法」及び「原子力委員会及び原子力安全委員会設置法」に基づき、原子力の研究、開発及び利用に関する国の施策を計画的に遂行し、原子力行政の民主的な運営を図るため、1956年1月1日に総理府に設置された。(注:2001年1月6日の中央省庁改革後は、内閣府に設置)

原子力委員会は、原子力の研究、開発及び利用に関する事項(安全の確保のための規制に関する事項を除く。)についての企画、審議、及び決定を行う。

また、原子力委員会は、所掌事務について必要があると認めるときは、内閣総理大臣を通じて関係行政機関の長に勧告するとともに、関係行政機関の長に対し報告を求めるほか、資料の提出、意見の開陳、説明その他必要な協力を求めることができる。

さらに、原子力施設の設置許可に当たっては、経済産業大臣は、原子力施設が平和の目的以外に利用されないこと、原子力の開発及び利用の計画的な遂行に支障を及ぼすおそれがないこと、及び原子力施設を設置するために必要な経理的基礎があることについては、特に原子力委員会の意見を聴いて許可をしなければならない。

原子力委員会は、国会の同意を得て内閣総理大臣が任命する委員長及び委員4人で構成されている。

8.7 その他の機関

原子力施設の設置に当たっては、消防法、港湾法等の関連法規の適用がなされることから、それぞれの許認可に関する法的な規制が、消防庁、国土交通省等の当該法律を所管する省庁によって実施されている。

表 8-1 経済産業省原子力安全・保安院の原子力施設
(核燃料サイクル施設を含む)の安全規制関係課の所掌事務

企 画 調 整 課	原子力安全・保安院の全体の政策に係る企画・調整
原 子 力 安 全 広 報 課	原子力安全に係る広報・広聴活動、原子力保安検査官・ 原子力防災専門官の管理、原子力の安全の確保に関する事務に従 事する職員の職務上必要な訓練及び研修
原子力安全技術基盤課	原子力安全の確保に関する技術政策に関する企画・調整 研究開発段階にある発電用原子炉に係る規制
原子力安全特別調査課	原子力安全に関する申告調査、訟務の総括
原子力発電安全審査課	実用発電用原子炉の設計・建設段階に係る規制
原 子 力 発 電 検 査 課	実用発電用原子炉の運転段階に係る規制
核燃料管理規制課	使用済核燃料貯蔵事業に係る規制、核燃料物質の事業所外への 運搬に係る規制
核燃料サイクル規制課	精錬・加工・再処理事業に係る規制
放射性廃棄物規制課	廃棄事業及び原子力施設（核燃料サイクル施設を含む） の解体・廃止措置に係る規制
原 子 力 防 災 課	原子力災害政策の企画立案と推進 原子力事業等の事故・故障の調査、防止対策 原子力緊急事態等における原子力の安全確保、事務の統括 核物質防護に関すること
電 力 安 全 課	電気工作物の溶接に係る規制 環境保全調査

表 8-2 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会の構成

基本政策小委員会	安全確保に関する横断的な事項
原子炉安全小委員会	実用発電用原子力施設及び新型炉施設の安全性に関する技術的事項
核燃料サイクル安全小委員会	核燃料の加工及び再処理、使用済燃料の貯蔵並びに核燃料物質の運搬に係る安全規制の考え方、技術基準の策定等
廃止措置安全小委員会	原子力施設*)の廃止措置に関する安全確保の在り方
廃棄物安全小委員会	廃棄の事業に係る放射性廃棄物の処分、貯蔵管理等に関する安全確保の在り方
耐震・構造設計小委員会	原子力施設*)の耐震安全性や構造の健全性に関する技術的事項
原子力防災小委員会	原子力施設*)の事故故障対策及び原子力災害・核物質防護等の危機管理全般についての検討
I N E S 評価小委員会	原子力施設*)の事故・故障等についての I N E S 評価
原子力安全条約検討小委員会	原子力安全条約に係る事項等、原子力安全に関する国際的事項
電力安全小委員会	電力の保安の在り方
検査の在り方に関する検討会	原子力発電施設及び核燃料サイクル施設に係る検査制度の在り方に関する事項
廃棄物等安全条約検討小委員会	廃棄物等安全条約に係る事項等
原子力安全規制法制検討小委員会	自主点検記録の不正等の問題の発覚を踏まえ、この背景の検証及び再発防止のための法制度等の検討
原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会	炉心シュラウド又は原子炉冷却材再循環系配管にひび割れが存在する原子力施設について、以下の検討を行う。 ① 炉心シュラウド等の点検方法の適切性の確認 ② 健全性の技術的な評価・判定方法 ③ 具体的な点検結果に基づく個別原子力施設の健全性の確認等
原子力安全基盤小委員会	安全基盤（安全基盤研究、規格基準、人材基盤、研究施設基盤、知識基盤）に係る現状及び課題等の検討
高経年化対策検討委員会	高経年化対策の拠り所となる基準、指針等の明確化や、国による合理的な検査のあり方についての検討

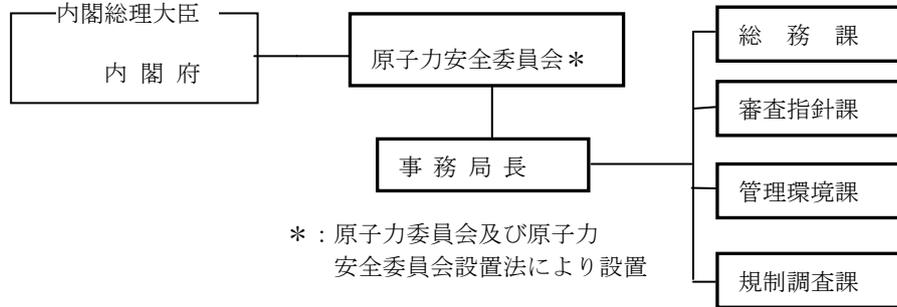
*) 核燃料サイクル施設を含む

表8-3 原子力安全委員会の専門部会等一覧

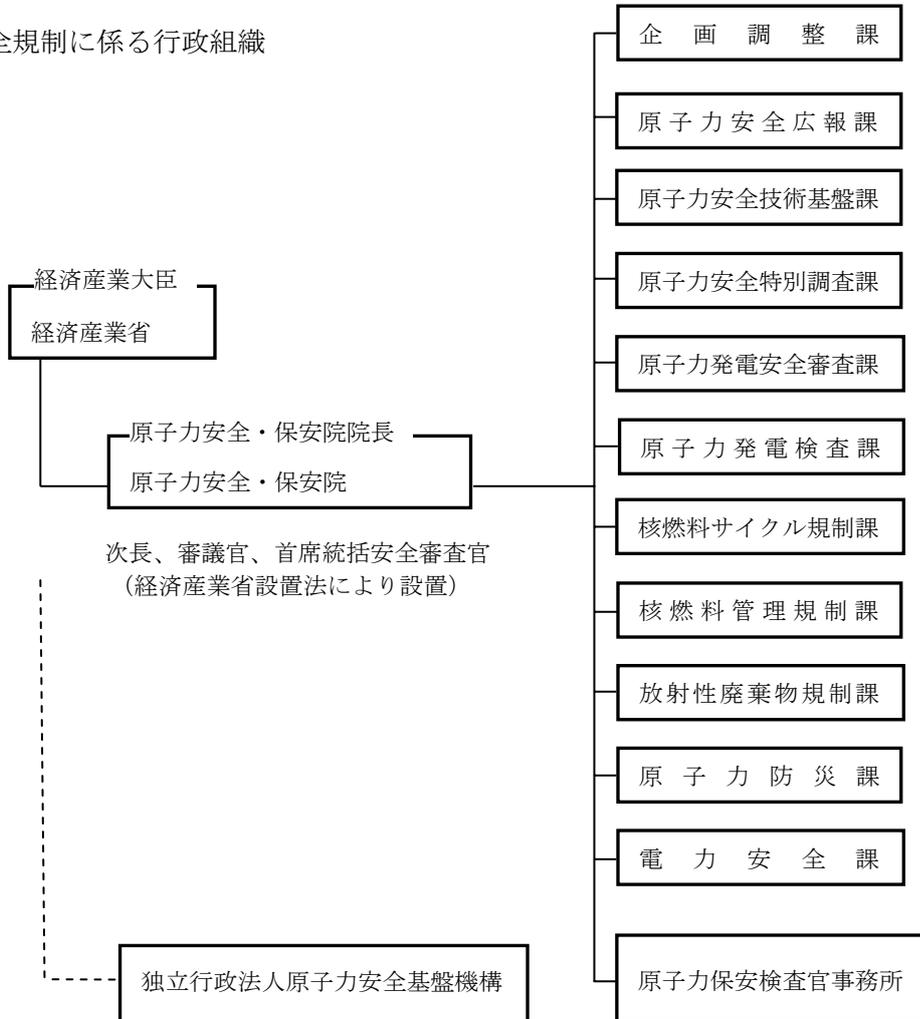
原子炉安全専門審査会	・原子炉に係る安全性に関すること
核燃料安全専門審査会	・核燃料物質に係る安全性に関すること
緊急技術助言組織	・原子力施設等に一定基準を満たす事故・故障が生じた際に必要な応急対策に関する技術的助言等
原子力艦災害対策緊急技術助言組織	・原子力艦の原子力災害の発生のおそれがある場合又は原子力艦の原子力災害が発生の際に必要な応急対策に関する技術的助言等
武力攻撃原子力災害等対策緊急技術助言組織	・武力攻撃原子力災害等が生じた際に必要な応急対策に関する技術的助言等
原子力安全基準・指針専門部会	・原子炉、核燃料施設その他原子力施設に係る安全基準・指針に関すること
放射性廃棄物・廃止措置専門部会	・放射性廃棄物処分の安全確保に関すること ・原子力施設の廃止措置に係る安全確保に関すること
安全目標専門部会	・安全目標の策定
放射線防護専門部会	・国内外の動向を踏まえた放射線防護に係る対応に関すること
放射性物質安全輸送専門部会	・国内外の動向を踏まえた放射性物質の輸送の安全確保に関すること
原子力事故・故障分析評価専門部会	・国内外の原子力事故・故障の分析・評価に関すること
原子力安全研究専門部会	・原子力安全研究の計画の策定 ・原子力安全研究の計画の遂行状況の調査 ・原子力安全研究の計画の評価
原子力施設等防災専門部会	・原子力施設等の周辺における防災対策
リスク情報を活用した安全規制の導入に関するタスクフォース	・リスク情報を活用した安全規制の導入における課題に関する調査審議
再処理施設安全調査プロジェクトチーム	・六ヶ所再処理施設の試験運転段階における安全規制活動において考慮すべき事項の調査分析
特定放射性廃棄物処分安全調査会	・高レベル放射性廃棄物の最終処分における安全確保のための技術的事項
耐震安全性に関する調査プロジェクトチーム	・既設の原子力施設に関する耐震安全性の評価結果の検討に関すること ・耐震安全性に係る最新知見に関すること

図 8 - 1 原子力施設（核燃料サイクル施設含む）の安全規制に係る行政組織図

規制機関を監査・監視する行政組織



原子力安全規制に係る行政組織



(独立行政法人通則法及び独立行政法人原子力安全基盤機構法により設置)

(原子力発電所所在地 17ヶ所に設置)

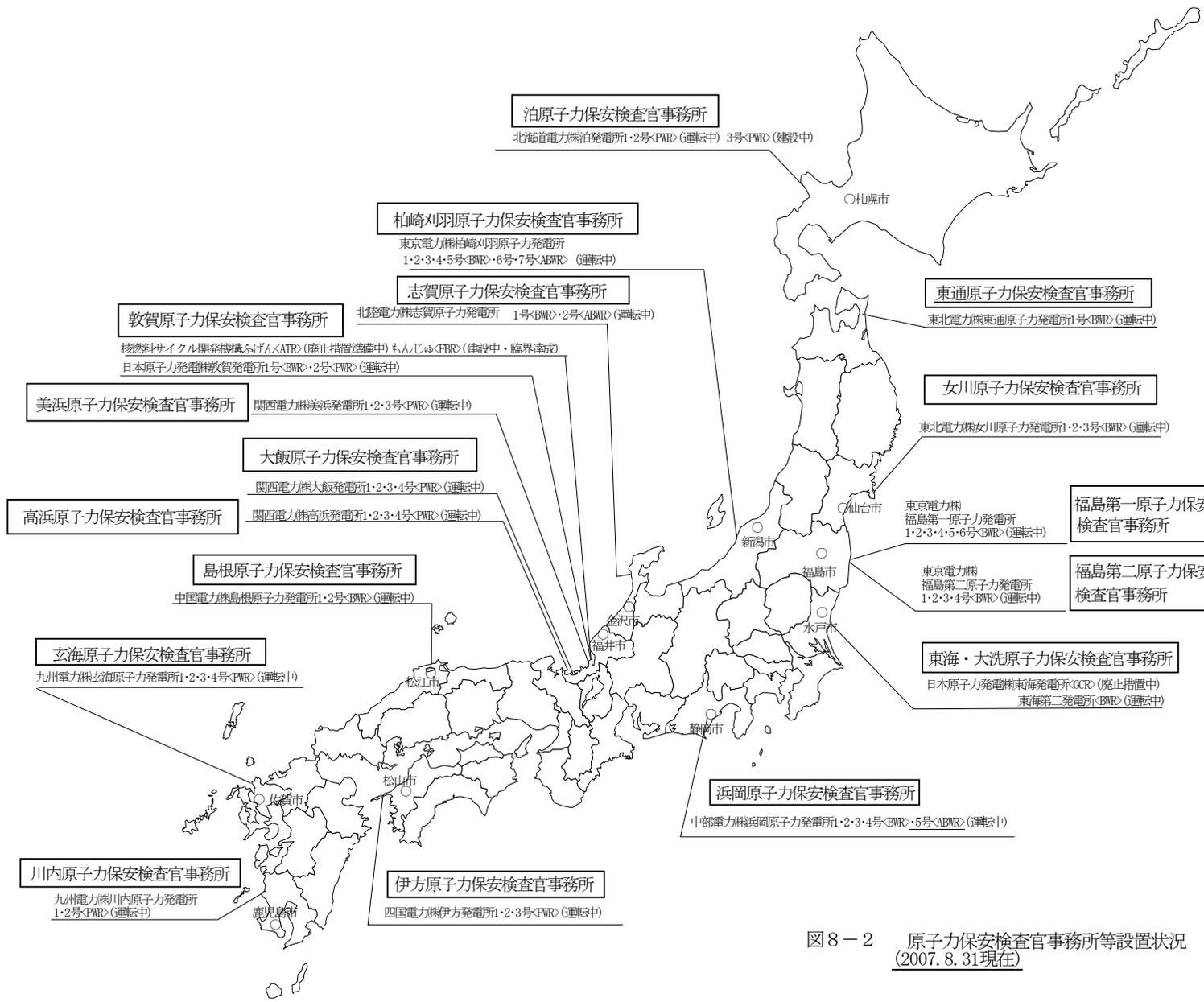


図8-2 原子力保安検査官事務所等設置状況
(2007. 8. 31現在)

第9条 許可を受けた者の責任

締約国は、原子力施設の安全のための主要な責任は関係する許可を受けた者が負うことを確保するものとし、また、許可を受けた者がその責任を果たすことを確保するため適当な措置をとる。

原子力施設の安全に係わる第一義的な責任は原子炉設置者にあるが、規制機関は公共の安全を図るため必要な法令等を定め原子炉設置者がこれを遵守するように適切に監視しなければならない。

原子炉等規制法に基づく規則では、原子炉設置者の品質保証及び保守管理の確立を義務化するとともに、電気事業法では定期事業者検査及び定期安全管理審査を導入し、原子炉設置者の義務を明確化している。

9.1 許可を受けた者が原子力施設の安全のための主要な責任を負うための措置

原子力施設の安全性に係る第一義的な責任は、原子炉設置者にあり、規制機関の定める法令等を遵守しなければならない。すなわち、原子炉設置者は、原子力施設の設置段階から運転・保守段階の全般にわたって、原子炉等規制法、電気事業法等に明記されている規制要件を十分に満たすよう必要な対応を行う責務を有している。原子力施設の計画段階から運転段階までの各段階における原子炉等規制法及び電気事業法に基づく原子炉設置者の責務については第7条に関する報告で述べているとおりである。原子炉設置者の以下の活動については以下のそれぞれの条に関する報告に記す。

- ・運転員等の教育訓練(第11条)
- ・品質保証活動の実施(第13条)
- ・定期安全レビュー(第14条)
- ・高経年化評価(第14条)
- ・緊急事態のための準備(第16条)
- ・設計及び建設(第18条)
- ・運転(第19条)

さらに、これらの規制要件を満たすことにとどまらず、安全確保をより一層確実なものとするため、原子炉設置者は、以下の対応を取ることで、原子力施設の安全性及び信頼性の一層の向上を図る努力を継続している。

- ・運転員、保守員等の教育・訓練及び有効な運転手順書等の整備
- ・運転経験の収集・検討・情報交換
- ・最新知見の検討や安全研究の実施
- ・運転経験等の設計、運転及び保守への反映
- ・品質保証活動の実施
- ・アクシデントマネジメント整備等

9.2 規制機関による許可を受けた者の監視

我が国の原子力施設の安全確保のための基本的メカニズムは、法令上及び行政上の枠組み全体として、原子炉設置者に許認可を与え、安全確保の第一義の責任を負わせ、原子力安全・保安院がこれを監視するシステムとなっている。

これらのメカニズムの概要について、以下に述べる。

(1) 許認可等

経済産業大臣は、原子力施設の設置に当たり、平和目的以外に利用されるおそれがないこと、原子力の開発利用の計画的遂行に支障を及ぼすおそれがないこと、原子炉設置者の技術的能力および経理的基礎が十分であること、原子力施設の位置、構造及び設備が災害の防止上支障がないものであることを審査し、許可を与える。原子力施設の計画段階から運転段階までの各段階における原子炉等規制法及び電気事業法に基づく規制については、7.3節で述べている。

(2) 定期事業者検査及び定期安全管理審査

原子力安全・保安院が定期検査として確認しているものの他に、これまで原子炉設置者が任意に実施してきた自主点検を、2003年の電気事業法の改正により「定期事業者検査」として法的に位置づけた。これにより、原子炉設置者は技術基準が適用される原子力発電設備を定期的に検査し、技術基準への適合性を確認するとともに、その結果を記録・保存することが義務づけられている。当該検査の実施体制は「定期安全管理審査」として(独)原子力安全基盤機構によって審査され、この審査の結果は原子力安全・保安院に通知される。原子力安全・保安院は当該審査の結果に基づき評定を行いその結果を公表している。

(3) 保安検査及び原子力保安検査官

原子力安全・保安院は、原子炉等規制法に基づき、保安規定の遵守状況についての定期的な検査を「保安検査」として行っている。

また、原子力安全・保安院は原子力保安検査官を原子力施設所在地に常駐させ、年4回の保安検査の実施を含む保安規定の遵守状況検査及び調査、並びに事故・故障時の対応に当たらせている。

(4) 品質保証活動及び保守管理活動

原子力安全・保安院は、原子炉設置者に対して、原子炉等規制法に基づき「保安規定」において適切な品質保証体制や保守管理活動の確立について記載させている。原子力安全・保安院は、保安検査を通じてその遵守状況を確認している。

(5) 原子力防災専門官

原子力安全・保安院は、原子力災害対策特別措置法に基づき、原子力防災専門官を原子力施設所在地に常駐させている。

原子力防災専門官は、防災業務計画の作成その他原子炉設置者が実施する原子力災害予防対策に関する指導及び助言を行うほか、原子力災害の発生又は拡大の防止に必要な業務を行う。

(6) 定期安全レビュー

原子力安全・保安院は、原子炉等規制法に基づく省令により、原子炉設置者に対して、運転中の原子炉施設について10年毎に定期安全レビューを実施させている。

(7) 高経年化評価

原子力安全・保安院は、原子炉等規制法に基づく省令により、運転中の原子力施設について、営業運転開始から30年を経過するまでに、原子力施設を構成する各機器・構築物に対して経年変化に関する技術評価の実施及び10年間の保全計画を策定・実施を原子炉設置者に義務づけている。原子力安全・保安院は、原子炉設置者の経年変化に関する技術評価及び保全計画を評価している。

(8) アクシデントマネジメント

原子力安全・保安院は、原子力安全委員会の1992年の決定「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」に基づき、原子炉設置者が報告するアクシデントマネジメントについてその技術的妥当性を検討、評価している。

(9) 事故・故障に関する報告

原子力安全・保安院は、原子炉等規制法又は電気事業法に基づいて、原子炉設置者に対して事故・故障について報告させている。

(10) 立入検査

原子力安全・保安院は、原子炉等規制法又は電気事業法に基づいて、必要な場合、原子炉設置者、溶接事業者等に対し立入検査を行う。

(11) 法令に基づく義務に違反した時の措置

経済産業大臣は、法令に基づく義務に違反したと判断された場合、法律に基づき原子力施設の許可の取り消し、運転の停止、罰金等の処分を行う。

例えば、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第35条の規定により、原子炉設置者には、1)原子炉施設の保全、2)原子炉の運転、3)核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の運搬、貯蔵又は廃棄のそれぞれの事項について、安全を確保するために必要な措置を講ずることが義務づけられており、これに違反している場合には、経済産業大臣は、原子炉施設の使用の停止等の命令を発することができる。 また、「電気事業法」第39条の規定により、事業者は、電気工作物について、技術基準に適合するように維持することが義務づけられており、これに違反している場合には、経済産業大臣は、電気工作物の使用の停止等の命令を発することができる。

9.3 事業者とのコミュニケーション

原子力安全・保安院は、規制に関する保安院の考え方を事業者を理解させるため、また事業者の規制に対する考え方を把握するため、透明性の確保を前提に、事業者と意見交換を行う機会を十分確保するよう以下の方策をとっている。

- ・ 検査現場での事業者との信頼関係構築、コミュニケーションの円滑化を進めるため、検査官の心得を記載した「検査官必携」を原子力安全・保安院検査官に配布し常時携帯させている。
- ・ 事業者、原子力安全基盤機構（JNES）、原子力安全・保安院の三者による「検査制度運用改善プロジェクトチーム」を設置し、新検査制度を効果的なものとして定着させる努力を行っている。
- ・ 安全確保への取組状況及び今後の課題について、品質保証活動の重要性に鑑み、原子力安全・保安院長と各事業者社長等との間で、幅広い観点から自由な意見交換の場を設けている。また原子力安全・保安院職員が原子力発電所を訪問し、現場の従業員に対して安全規制動向、その背景にある考え方等について説明、意見交換を行い、関係者の安全意識の高揚を図る取り組みを行っている。
- ・ 原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構、電気事業者、電気事業連合会、日本原子力技術協会間で、原子力発電所の事故・故障等原子力関係安全情報の共有化を確実なものにするため、安全管理に関する意見交換の場として「原子力発電所安全管理定例会合」を二カ月に一回程度開催している。

C. 安全に関する一般的な考慮

第10条 安全の優先

締約国は、原子力施設に直接関係する活動に従事するすべての組織が原子力の安全に妥当な優先順位を与える方針を確立することを確保するため、適当な措置をとる。

我が国は、原子力基本法に基づき、安全の確保を第一として、原子力開発及び利用を進めてきている。

1999年のJCO臨界事故等の問題の発生は、組織における倫理、従業員への教育の重要性を具体的に示した。この後、保安検査制度、従業者による申告制度等が新たに導入された。

2002年8月に明らかとなった東京電力不正問題は、安全を第一に優先する価値観が現場に根付いていないと組織的な不正が起り得ることを示した。これを契機に、原子力安全・保安院は、原子力安全規制の抜本的改善を加速し、その一環として組織・管理面での規制改善の中で、原子炉設置者への品質保証を導入し、その定着化を図ってきた。2004年8月に発生した美浜発電所3号機二次系配管破損事故は、不適切な品質保証及び保守管理活動が原因であり、その背景には「安全文化」の綻びがあったことが指摘されている。品質保証及び保守管理活動は、原子力安全に関する企業文化・組織風土(安全文化)に密接に係わるものであり、規制機関は、定期安全レビューにおいて企業文化・組織風土の劣化防止への取り組みを把握し、良好事例についてはこれを積極的に奨揚する等、原子炉設置者の取り組みを促している。一方、原子炉設置者等においては、2007年4月、約100件の情報改ざん・手続不備事案の再発防止対策を原子力安全・保安院に報告し原子力安全の確保を図るため、組織的に安全文化の向上への取り組みを強化し、その定着化に着手した。原子力安全・保安院はこれら報告を受け、原子炉設置者における安全の優先に関連する対応を行っている。

10.1 安全優先の基本方針

安全の優先は、原子力開発及び利用すべてにおける基本政策であり、原子力基本法の第2条においても、安全の確保を旨(第一)とすることとしている。

また、安全規制面に関しては、原子炉等規制法において、「原子力基本法の精神にのっとり、原子炉等の利用が平和目的に限られ、かつ、これらの利用が計画的に行われることを確保するとともに、これらによる災害を防止し、公共の安全を図るために、原子炉の設置及び運転等に関する必要な規制を行うことを目的」としている。

10.2 安全文化の向上への取り組み

原子力施設の安全確保には、それに関わる組織において安全を第一に優先する価値観すなわち安全文化が重要な役割を果たしている。組織の安全文化に問題があると、その影響は大規模になる可能性が大きい。

安全文化が関連する組織に根付くよう、官民をあげて種々の取り組みが行われている。

(1) 原子力産業界の取り組み

1) 原子力産業界全体の施策

我が国の原子力に直接または間接に関連のある約480の団体(原子炉設置者、メーカーほか)が会員である(社)日本原子力産業協会は、2006年10月「原子力産業安全憲章」を制定した。この「憲章」の制定の目的及び「憲章」本文を以下に示す。各組織のトップは、この「憲章」がそれぞれの組織の現場第一線まで浸透し、自主的かつ継続的な取り組みとして確実に実践され、安全実績の長期継続がはかられるよう、必要な措置を講じていくこととしている。

「憲章」制定の目的

我が国の原子力平和利用技術は世界的にも高い水準にあるものの、原子力産業界で発生している様々な事故・トラブル等により、原子力産業に対する社会の信頼は十分とはいえない状況にある。社会から信頼され、社会の安心を得るために、原子力産業界の一人ひとりが、誇りと責任感をもち「どんな事故も絶対に起こさない」という意識をより一層高め、行動を通じて安全を確実に根づかせることが必要である。このための行動指針として「憲章」を制定する。

「憲章」本文

第1条

いかなる状況にあっても、責任感と使命感をもち、安全確保をすべてに優先させる

第2条

過去の失敗事例に謙虚に学び、安全情報の共有により安全対策の徹底をはかる

第3条

不安全と感じたことをいつでも話し合える、風通しのよい職場環境づくりにつとめる

第4条

良好な安全実績にも慢心することなく、常に「問いかける姿勢」を維持する

第5条

広く社会の声に誠実に耳を傾けるとともに、マイナス情報も積極的に公開する

なお、本憲章は各会員の自主的な取り組みを基本とするが、(社)日本原子力産業協会では、会長による立地自治体訪問、事業所訪問による趣旨説明、会員連絡協議会での各会員の自主的な取り組み事例の紹介等より、本憲章の定着を促進する活動を実施している。

一方、2005年4月原子力産業界(原子炉設置者、燃料加工事業者、プラントメーカー等)は産業界の自主保安活動の更なる向上を目指し、安全文化の共有化・向上を図るためのそれまでのネットワーク組織「ニュークリアセーフティネットワーク(略称NSネット)」及び(財)電力中央研究所・原子力情報センターの機能を継承・強化し更に規格基準の検討・作成機能を付加した有限責任中間法人日本原子力技術協会を設立した。同協会の安全文化向上に係る活動は、以下のとおりである。

a. 安全文化普及活動

- ・安全に関するセミナーの開催や原子炉設置者の事業所を対象とした安全に関する講演会と意見交換などを行っている。またその活動を公開し、透明性を高めている。
- ・国内外の動向を調査、勘案し、安全文化に関する原子炉設置者の自主活動の支援を計画している。

b. ピアレビュー活動

- ・米国においてピアレビュー実績の豊富な原子力発電運転協会(INPO)や国際的なピアレビューを展開している世界原子力発電事業者協会(WANO)と連携をとっている。従来の資料確認中心のレビューから現場活動の観察を主体とするレビューを強化した。また、WANOやIAEAのピアレビューにも職員を派遣し、国外の良好事例の修得に努めると共に、国際的な貢献もしている。
- ・ピアレビュー結果の公表を通じて、社会的合意の形成を引き続き図っている。

c. 情報活用

原子力発電公開ライブラリ「ニューシア」及び海外情報等を活用して情報を分析・評価し、その結果を定期的開催する「運転情報検討会」やピアレビューを通じて電力会社へ提供している。また、原子炉設置者は海外との運転経験情報交流について原子力発電運転協会(INPO)及び世界原子力発電事業者協会(WANO)等と協力を行っている。

d. 安全文化評価活動

これまでのNSネットの安全文化醸成活動の取り組みに基づき、アンケートをもとに、会員の事業所の安全文化の状況を独立した第三者機関として評価して、会員の安全文化醸成のた

めの自主活動を支援する。この評価活動は、2007年度より試運用を行い、2008年度から本格運用の予定である。

2) 各原子炉設置者の施策

各原子炉設置者は、原子力施設において安全を優先する方針を公表・宣言し安全文化のみならず企業倫理や品質保証の向上に向けて努力を行ってきた。このような安全を優先する方針のもと、全原子炉設置者はトップマネジメント(社長)が安全遂行に直接関与し責任を負う体制構築に着手した。

しかしながら、2006年7月、原子力安全・保安院は、東北電力㈱の品質保証体制が十分機能していないおそれがあると判断し、東北電力㈱に対して、品質保証体制の総点検を指示した(13. 2節参照)。また、2006年10月の中国電力㈱の水力発電所のデータ改ざんに端を発し、火力・原子力をも含めた調査を行った結果、全体で316件、原子力で98件の改ざん、手続不備事案が発見された。(6. 2節参照)

この原因は、原子炉設置者でもある電力会社においてこれまでの取り組みが、現場まで徹底されず、また現場での業務プレッシャーを軽減するようなトップマネジメント及び管理者からのサポートが不十分であったためであると自ら判断した。2007年3月、電力会社は、電気事業連合会「信頼性回復委員会」で再発防止について議論した結果、同連合会の行動指針を見直し、同年5月にはトップマネジメントの関与、社員への研修・教育の徹底、安全情報、共有の強化などを盛り込んだ再発防止のための行動計画を、原子力安全・保安院に提出し、安全文化の再構築・定着に着手した。

(2) 国の取り組み

安全文化の構築は、原子力施設の安全運転に一義的な責任を負う原子炉設置者の組織の中で行われることを前提に、国は原子炉設置者の安全文化の醸成について適切な関心を払い、それを促している。

1) 原子力安全・保安院の取り組み

原子力施設の現場の人々に対して、安全を最優先するとの価値観を植え付けるような組織経営を実践していくことが重要であり、そのような観点から、原子炉設置者の経営の本質を見抜き、安全文化の推進を図るようにすることが規制機関として必要である。規制機関は、原子炉設置者の経営に品質マネジメントシステム及び安全文化を取り込むことを働きかけるとともに、当面は原子炉設置者に品質マネジメントシステムの厳格な実践を求めることにより、安全優先の価値観を現場に根付かせることを目指している。この一環として、原子力安全・保安院は、品質保証に係わる規制要求を法的に明確化し、原子炉設置者の品質保証体制を確立させるよう制度設計している。品質保証体制の確立については、第13条に関する報告に記す。

原子力安全・保安院は、(独)原子力安全基盤機構と協力し、原子炉設置者における安全文化の推進を図るため以下のような取り組みを行っている。

・品質保証体制の整備

2003年10月から、原子炉設置者の品質保証体制を保安規定に位置付け、保安検査等において品質保証活動が機能しているかを確認している。品質保証については第13条を参照。

・企業文化・組織風土の劣化防止

企業文化・組織風土は、安全を確保するための各種活動の基礎であることから、原子炉設置者は、その劣化防止策を講じ定期安全レビューにて自己評価を行っている。原子力安全・保安院は、この原子炉設置者の取り組みを保安検査において把握し、取り組みに良好事例があれば奨励している。

a) 視点・着眼点

原子力安全・保安院は、原子炉設置者の取り組みを以下の視点から確認する。

① 組織風土劣化の検出及びその劣化防止の取り組みの有効性。

② 組織風土劣化の検出及びその劣化防止の取り組みの有効性についての自己評価又は外

部評価。

b) 奨揚の対象

- ① 組織風土劣化の検出又はその劣化防止のための取り組みであって、特に有効であるもの。
- ② 組織風土における高経年化対策を充実させるための特に有効な取り組みであるもの。この取り組みの把握に際して用いる(独)原子力安全基盤機構が整備した視点を表10—1に示す。

・安全文化の評価

原子力安全・保安院は、原子炉設置者の日常活動における安全文化を保安検査等において分析・評価するための安全文化劣化防止のためのガイドラインを、(独)原子力安全基盤機構と協力して整備している。このガイドラインの作成では、IAEAの発行文書(INSAG-4「安全文化」、「ASCOT ガイドライン」等)、ISO9001(2000)、諸外国の例等を参考にしている。

注) ASCOT: Assessment of Safety Culture In Organizations Team

・事故・故障の根本原因分析

事故・故障が発生した時には、直接原因分析で終結させるのではなく、組織要因まで遡って根本原因を明らかにする必要がある。原子炉設置者は体系的かつ恒久的処置を実施することが求められる。原子炉設置者による根本原因分析を実効的なものにする観点から、(社)日本電気協会の品質保証規格の体系の中に根本原因分析のガイドラインを整備している。原子力安全・保安院は、原子炉設置者が実施する根本原因分析の実施内容を評価するためのガイドラインを(独)原子力安全基盤機構と協力して整備している。

・発電設備総点検

発電設備の総点検(6.2節参照)を踏まえ、原子力安全・保安院は原子炉設置者における安全優先をさらに徹底させる対応をとることとした。これらは、今後、関連する法令等に反映される。

①法令遵守体制等を保安規定へ明確化

保安規定に記載すべき事項として、以下を追加する。

- －法令遵守のための体制に関すること。
- －安全文化を醸成するための体制に関すること。
- －事故等の原因を根本にまで遡って究明すること。
- －安全上重要な情報の発信に関すること。

②保安のために講ずべき措置の追加

- －作業手順書等を適正に作成し、これを遵守して保安活動を行うこと。
- －メーカーの安全技術についての情報を原子炉設置者間で共有しうるために必要な調達管理上の措置を行うこと。

③原子炉主任技術者の独立性が担保される組織体制の整備

2)原子力安全委員会の取り組み

・第1次安全文化意見交換会

原子力安全委員会は、1999年9月に起きたJCO臨界事故後の対応の一つとして、2001年7月から2003年12月にかけて、全国21カ所の原子力関連施設の課長・当直長と、「(第1次)安全文化意見交換会」を開催した。その内容を「安全文化意見交換会－安全確保の現場で話し合ったこと」(2004年1月)としてまとめ、公表した。その概要は、以下のとおりである。

①現場から寄せられた安全文化醸成の事例から得られた知見

- a. 個人を組織の中に埋没させずに、「顔」(＝プライドや責任感)を持たせる。
- b. 自らの価値観で安全の重要性を認識できるようにするため、常識や作法を身に付けさせる。
- c. ミスから追求すべきは個人の罪状ではなく再発防止・安全確保への教訓であるから、ミスの報告などについてはこれを奨励し、罰しないなどの工夫が必要。
- d. トラブルを座学で学ぶだけでなく、みずから模擬させることで経験知を得る。
- e. トラブル再発防止などの組織的学習の機会、教訓は現場の至る所に発見できる。

- f. 成功体験には賞味期限があり、時には腐敗するので鵜呑みにせずに確認・熟考を心がける。
- g. 品質管理システムの知見などを業務マネジメントに積極的に導入する。
- h. 何が起きても対応できるように、可能な限り多種・多様な事態を想定してあらかじめ意志決定責任の最適化を行っておく。
- i. 情報は集めただけでは意味がない。誰がどう集めどう使うかが最重要。
- j. 距離を置いた視点から、自分・組織を眺める姿勢を身につける。

② 現場から寄せられた安全文化に関する重要課題からの示唆

- a. 「企業倫理」の遵守を徹底する。
- b. 逆境、プレッシャーを逆手に取る(周囲の目が厳しいから緊張を保てる)。
- c. 平常時よりメディアとの対話交流を心がけ、情報の公開、透明化を進める。
- d. 任務の全体的な流れを意識する「癖」を職員一人ひとりにつけさせる。
- e. 報告すること、相談することが安全確保の確認の近道になることを認識させる。
- f. 「技術者倫理」、「業務遂行の作法」を教育訓練プログラムに組み入れる。
- g. 職員一人ひとりが自分の業務、行為、活動の安全に関して、常に問い直す姿勢を持つ。
- h. 技術・技能継承を支援する総合的解析システム、あいまいさの解明に取り組む先端技術などの知見を最大限に活用する。
- i. 人的資源の最適配分を常に認識する(トップマネジメント)。
- j. 品質保証システムを強化し、ソフト面の品質保証に重点的に取り組む。
- k. 直営工事の比率の増加による職員の能力の維持・向上。
- l. 安全価値観を協力会社と共有することも安全文化の醸成の大きな鍵である。
- m. 外部関係者との対話には、リスクコミュニケーションの最新知見を活用する。
- n. 自分の行動を主観・客観の双方の観点からながめ、問い直す姿勢が必要である。

・第2次安全文化意見交換会

また原子力安全委員会は、2004年8月に起きた美浜発電所3号機2次系配管破損事故後の対応の一つとして、2004年10月から2005年4月にかけて、原子力に係わる事業の経営層や協力会社の責任者と意見を交換する「第2次安全文化意見交換会」を開催した。その内容を、「原子力安全文化の醸成について―トップマネジメントとの話し合い」(2005年6月)としてまとめ、公表した。その概要は、以下の通りである。

① 経営層の安全意識と行動のあり方

原子力利用活動においては、常にその活動の現状が安全確保の観点から適切であるかどうか問い直すという、安全最優先の価値観が組織全体で共有され、実行されなければならない。このために経営層が、組織体制や資源配分、品質保証、技術水準、人材、学習等の面において、指導力を発揮することが期待される。

② 現場と経営層との実質的なコミュニケーションのあり方

安全確保のための取り組みを実質的に意味のあるものにするためには、安全確保上意味のある情報を円滑に組織内へ流通させること、またそれを可能にするための仕組みが必要である。経営層は円滑なコミュニケーションを図ることがいかに難しいことであるかを十分に認識し、双方向の情報流通、適時適切な対応など、常に状況が改善されるよう、意識的な対応が不可欠である。

③ 現場をとりまく環境

規制者と被規制者は、規制基準への形式的な適合をもって十分とするのみでなく、安全確保の実効性を継続的に向上させるとの観点から、規制活動の実質的な有効性を高める努力を双方で図らなければならない。また原子炉設置者と協力会社の経営層には、原子力活動においては安全の確保がすべての前提になること、安全確保を第一義とした対応を図ることが、コストの最適化を図る上でも最善の道であることを強く認識し、万全の協力体制を維持、発展させていくことが必要である。

表10-1 原子炉設置者の組織風土劣化防止の取り組みを把握する視点

組織風土の劣化の兆候を確認する項目	把握の視点
1. <u>トップマネジメントのコミットメント</u>	<u>安全最優先のメッセージを組織の末端までの浸透</u>
2. <u>上級管理者の明確な方針と実行</u>	<u>安全確保活動の方針の提示と実行</u>
3. <u>品質マネジメントシステム(QMS)の改善と定着</u>	<u>不適合管理等からの知見のQMS改善反映</u>
4. <u>報告する文化</u>	<u>報告の仕組み、報告の奨励、報告の活用</u>
5. <u>学習する組織</u>	<u>運転経験反映の仕組み、組織の技術力維持・向上の取り組み、保安活動での情報伝達</u>
6. <u>コミュニケーションの良好な職場</u>	<u>社内コミュニケーションの向上の取り組み、協力会社との意思疎通</u>
7. <u>誤った判断による意思決定の排除</u>	<u>誤った判断による意思決定を排除するための防止措置</u>
8. <u>ルールの遵守</u>	<u>ルールの維持管理、日常業務への定着化</u>
9. <u>説明責任、透明性</u>	<u>タイムリーな情報提供、地元住民や規制機関との相互理解促進、透明性の向上</u>
10. <u>自己評価(又は第3者評価)</u>	<u>活動の形骸化防止のための自己評価(又は第3者評価)方法</u>

第11条 財源及び人的資源

- | |
|--|
| <ol style="list-style-type: none">1. 締約国は、原子力施設の安全の確保を支援するために適当な財源が当該施設の供用期間中利用可能であることを確保するため、適当な措置をとる。2. 締約国は、適当な教育、訓練及び再訓練を受けた能力を有する十分な数の職員が、原子力施設の供用期間中、当該施設における又は当該施設のための安全に関するすべての活動のために利用可能であることを確保するため、適当な措置をとる。 |
|--|

近年、我が国の経済構造改革、規制緩和の方針から電気料金を含む電気事業制度の見直しが行われてきているが、電気事業者の原子力事業における経理的基礎は、原子力の環境への優位性等を踏まえて、基幹電源として優先的な利用の確保を認めることにより確保されている。

我が国では、原子炉設置者に原子炉主任技術者、運転責任者、電気主任技術者等の選任を義務付けること及び原子炉設置者の技術能力を審査することを通じて必要な要員の確保に努めてきた。原子力事業の成熟化に伴い、技術継承及び確かな人材の確保が課題となっており、各分野で人材育成等の取り組みが図られている。

11.1 許可を受けた者の原子力施設の維持のための財源

(1) 設置許可時の措置

経済産業大臣は、原子炉等規制法の第24条（許可の基準）に基づき、原子力施設の設置許可に当たり、申請者（原子炉設置の許可を受ける者）に、原子力施設の設置許可申請書の添付書類に「工事に要する資金の額及び調達計画」を明記させ、原子力施設の設置に必要な経理的基礎があることを確認している。また、設置許可に当たっては、原子力委員会に意見を聴くために諮問している。（7.3節、図7-3参照）

(2) 原子力施設の設置許可を受ける者について

我が国において、実用発電用原子炉の設置許可を受けようとする者は、一般電気事業者等（9電力会社及び2卸電力会社）であり、当該事業者は、国民生活及び産業活動に不可欠な電気の供給を行う電気事業を営んでいる。電気事業は、国民経済の発展と密接不可分の関係にあり、著しく公益性の高い基幹産業であることから、経済産業大臣は、電気の利用者の利益を保護し、電気事業の健全な発達を図るという目的の下、経理的基礎、技術的能力等の基準を満たす者にのみ、電気事業法に基づいた事業許可を与えている。

原子力発電については供給安定性に優れ、地球温暖化対策に資するという特性を持つ電源としての優位性が認められており、優先的な給電を行うなどの措置が講じられている。このような原子力利用により電気事業者は安定した収益を確保している。

一方、原子力発電に伴い発生する使用済燃料の再処理等のバックエンド事業は極めて長期間にわたり多額の費用を要することなどから、2005年に成立した「原子力発電における使用済燃料の再処理等のための積立金の積立て及び管理に関する法律」に基づき、その費用を電気事業者があらかじめ積み立てている。また、高レベル放射性廃棄物の最終処分については、2000年に成立した特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律に基づき、処分実施主体である原子力発電環境整備機構が電気事業者等から拠出された費用により地層処分を行うこととしている。さらに、経済産業省は、電気事業法第35条の規定に基づき原子力発電施設解体引当金に関する省令を制定し、電気事業者は、これに基づき廃止措置のために必要な積立を行っている。

他方、研究開発段階にある発電用の原子炉（もんじゅ及びふげん）を設置している（独）日本原子力研究開発機構は、法律に基づき事業を推進しており、これに必要な予算は政府が出資することとなっているため、経理的基礎は確保されている。

11.2 許可を受けた者の原子力施設に係る人的資源

(1) 技術的能力の審査

経済産業大臣は、原子力施設の設置等許可に当たり、許可を受ける者が原子力施設を設置し、かつ、その運転を適確に遂行するに足る技術的能力があることを確認している。また、設置等許可に当たっては、原子力安全委員会に諮問している。諮問を受ける原子力安全委員会は、「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」を2004年5月に決定しており、この審査指針に基づき、以下の項目について申請者の技術的能力を審査している。

技術的能力の審査項目

1. 設計及び工事のための組織
2. 設計及び工事に係る技術者の確保
3. 設計及び工事の経験
4. 設計及び工事に係る品質保証活動
5. 運転及び保守のための組織
6. 運転及び保守に係る技術者の確保
7. 運転及び保守の経験
8. 運転及び保守に係る品質保証活動
9. 技術者に対する教育・訓練
10. 有資格者等の選任・配置

また、原子炉設置者は、原子力施設の廃止措置においても、その安全の確保に責任を有しており、廃止措置を安全に実施するために必要な要員を確保する義務を有している。実際には、原子炉設置者は、国の機関、メーカー及び建設会社とともに、研究炉(JPDR)の廃止措置や確証試験を通じて、人材の育成や技術開発を行い、日本原子力発電(株)東海発電所等の廃止措置工事を実施している。

(2) 安全活動に関連した要員の資格認定、訓練及び再訓練

1) 要員の資格認定

原子炉設置者には、原子炉の運転に関する保安の監督を行う原子炉主任技術者並びに電気工作物の工事、維持及び運用に関する保安の監督を行う電気主任技術者及びボイラー・タービン主任技術者の選任が義務付けられている。また、原子炉の運転にあたり、原子炉の運転に必要な知識、技能及び経験を有している者であって、経済産業大臣が定める基準に適合した者の中から運転責任者を、原子炉設置者が選任している。運転責任者の基準適合性判定方法として、第三者機関を活用した客観的な方法の採用に向け検討中である。この運転責任者は、運転全般の監視、運転員の指揮・監督を行う。なお、原子炉主任技術者、運転責任者は、各々1254名、421名である(2007年6月現在)である。第19.3節にそれらの任務を詳述する。

なお、機器の健全性評価での維持基準の適用に伴う欠陥の寸法測定のための要員の資格認定については、超音波探傷試験システム(要員の資格認定を含む。)を対象としたPD(性能実証)認証制度が(社)日本非破壊検査協会により運用され、14名のPD技術者が認証されている(2006年11月現在)。

2) 要員の訓練、再訓練及び訓練資源の確保

原子力施設の運転及び管理を行う者に対する保安教育に関しては、保安規定に定めることが義務付けられている。

長期的かつ計画的に要員の確保と資質の維持、向上を図るため、原子炉設置者は、長期及

び短期の養成計画を継続的に作成し、教育・訓練を実施している。

運転員の訓練については、通常、原子炉設置者の保有する運転訓練設備(シミュレータ:表11-1)を使用して訓練が行われているが、BWRについては、(株)BWR運転訓練センター(BTC)また、PWRについては、(株)原子力発電訓練センター(NTC)に運転員を定期的に派遣して再訓練を実施している。これらの訓練センターでは運転員の能力に応じたカリキュラムが組み込まれている。

保守員の訓練については、原子炉設置者はそれぞれに保守訓練センターを設置しており(表11-2)、実機を模擬した訓練用の各種模擬装置、点検装置、訓練装置等による実技訓練を行っている。これにより、保守点検を行う者の知識、技能、作業管理能力の維持向上が図られている。

11.3 規制機関の人材基盤確保への取組

(1)原子力安全・保安院における専門的人材の育成

原子力安全・保安院においては、原子力防災専門官、原子力保安検査官、原子力施設検査官、電気工作物検査官及び安全審査官がその業務を遂行している。これらを、以下「原子力安全規制担当官」という。

原子力防災専門官は、殆どが原子力施設のある所在地に常駐し、原子力事業者の防災業務計画の作成等の災害予防対策に関する指導及び助言を行うほか、緊急時には、災害の拡大防止対策の円滑な実施に必要な業務を行う。

原子力保安検査官は、殆どが原子力施設のある所在地に常駐し、保安規定の遵守状況の検査(保安検査)及び調査並びに事故時における原子力施設との連絡に関する業務、その他原子力施設の運転管理の監督に関する業務を行う。

原子力施設検査官は原子力安全・保安院より派遣され原子力施設の使用前検査、施設定期検査等に関する事務を行う。

電気工作物検査官は原子力安全・保安院より派遣され、原子力施設の電気工作物の使用前検査、燃料体検査及び定期検査に関する業務を行う。

安全審査官は、原子力安全・保安院にて原子力施設に係る安全審査に関する事務を行う。

原子力安全規制担当官には、その職務の性質上、原子力に特有かつ専門的な能力が求められる。その職務能力の向上を図るべく、経験年数、施設の性格等を考慮し、原子力安全規制担当官が、長い勤務期間を通じて段階的に必要な教育訓練を受ける仕組みとしている。

また、原子力施設の品質保証を特に重視し、2002年度以降「原子力施設品質保証業務研修」を実施している。すでに実施している研修の内容についても、より実効性を高めるために適宜見直して改善しており、これらの研修を通じて、原子力施設の安全確保に携わる職員の資質の向上を図っている。これらの研修を通じて、原子力施設の安全確保を図るための職員の資質の向上を図っている。図11-1に原子力安全規制業務に関する研修の概要を示す。

原子力安全・保安院は、2003年12月、特別検査指導官6名を任命し、各原子力施設における保安検査、定期検査等について各検査官を指導し、検査内容の平準化と検査官の資質向上に役立てるとともに、現場の検査官及び原子炉設置者からの意見や提案の聴取など現場との意見交換を行っている。

さらに、原子力施設を有する国の規制機関との二国間及び多国間(IAEA、OECD/NEA)の協力枠組み等を活用し、専門家の交流・派遣を行い安全規制、安全技術等に係る情報の提供・収集を行って、世界の原子力安全規制能力向上に貢献するとともに、我が国の規制機関の安全規制能力の向上に努めている。

また、上述のように専門的人材を育成する他、原子力安全に関する専門的人材を産業界や他省庁から採用し人材基盤の確保につとめている。

今後、安全規制に必要なスキルを定義した上でそれを効果的に獲得することのできる研修カリキュラムの整備、職員一人一人の研修状況を把握・管理し、適切なタイミングで適切な研修を受講さ

せる研修マネジメントシステムの構築、また実習設備により実践的な検査スキル等を習得できる研修施設の整備等の対策を講じていく。

(2) (独)原子力安全基盤機構における専門的人材の育成

(独)原子力安全基盤機構は、原子力安全・保安院とともに原子力エネルギーの利用における安全を確保するための基盤を整備する機関としての位置づけに基づき職員研修を行なっているが、定期検査、定期安全管理審査等を実施するため、特に検査部門の職員に対しては以下のような研修を行っている。

(独)原子力安全基盤機構が行なう検査業務(電気工作物検査、原子力施設検査、溶接検査)、審査業務(定期安全管理審査、溶接安全管理審査)、確認業務(廃棄物埋設施設確認、廃棄体確認、運搬物確認、運搬方法確認)には、電気事業法又は核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律によってそれぞれ資格要件が定められている。このため(独)原子力安全基盤機構ではこれら各検査業務、審査業務又は確認業務に対応して検査部門の職員に対して必要な資格要件取得のための研修を行い、履修した者の中から(独)原子力安全基盤機構の理事長が検査員を選任することとなっている。さらに関連する公的資格の取得を推奨している。また資格取得だけでなく各検査員、審査員の能力、専門的知識の維持向上のため、外部機関の講習会、学術セミナー等への積極的な参加も含めた研修を実施することに努めている。

11.4 我が国の原子力分野での人材育成

原子力発電の安全を図るためには、これを支える優秀な人材を育成・確保していかなければならない。我が国では、少子高齢化、人口減少、熟練技術者の退職、原子力施設の建設機会の減少により、人材の維持が課題となっている。

(1) 国の取り組み

原子力安全・保安院は、原子力安全・保安部会の下に2006年に設置された原子力安全基盤小委員会において、原子力専門家人材の戦略的な育成確保策を検討している。ここでは、規制当局を支援する外部専門家人材の現状と原子力施設の安全確保、安全規制の的確な遂行の観点からの重要性を踏まえ、今後求められる人材ニーズの技術分野を明確化(例えば、特定技術分野及び基礎基盤技術分野)することが必要との観点から、人材の育成・確保のあり方について検討をしている。これと平行して、文部科学省及び経済産業省は、2007年度から、i)原子力基礎教育研究の充実、インターンシップの充実、原子力のコアカリキュラムの整備等教育活動の支援、ii)研究後継者の人材育成の観点から原子力を支える基礎・基盤技術分野の研究活動の支援を柱とする原子力人材育成プログラムを実施することとしている。

(2) 原子力産業界の対応

原子力産業界は、経験豊富な人材の確保と世代間ギャップによる技術継承に懸念を持っている。例えば運転開始初期段階から運転、保守、事故・故障克服に携わってきた人材が退職の時期を迎えている。

原子力産業界での人材育成・技術継承のために行われている主な活動を以下に示す。

1) 現場技能者の育成・技能継承

原子力施設の設置地域において、資格取得のための研修、保守実技研修、発電所でのOJT研修等を個別企業の枠を越えて実施している。

2) 民間技量認定制度の検討

保守従事者の技能向上、適切な人員配置、将来の人材確保を目的とし、技能レベルを客観的に評価する共通基準及び技量認定要領を検討している。これらの基準等は、原子炉設置者の社内資格認定制度と連携させる。

3) 高度な専門知識の習得

原子炉設置者等の技術者を、原子力関係の大学院へ留学させ、高度な専門知識を持つ専門技術者を育成している。

また、原子力に関連する企業等を会員とし、民間としての政策提言等を行う(社)日本原子力産業協会では、「原子力人材育成プログラム」をより実効性の高いものとするために、大学・大学院等の教育現場や研究活動の実態を整理し、人材育成の現状、課題、対策について調査・検討を行った。今後も検討は継続される予定である。

(3) 大学・研究機関の対応

近年、学部及び大学院の改組・大括り化の動きの中で、従来の原子力学科・専攻は、他学科・専攻との統合や名称変更により、エネルギーや環境等より広い分野を扱う学科・専攻の一部へ改組される傾向にあった。しかしながら、原子力教育の重要性の認識の下、原子力の研究開発拠点である福井県、茨城県等において原子力分野における実務能力と工学理論を備えた専門技術者の育成を目的として、原子力関係学部、大学院、専門職大学院が新設されている。

また、研究機関及び大学院では、連携大学院制度を実施している。これにより、研究機関の有する施設・設備や人的資源を活用し、大学院における教育・研究内容の豊富化や研究者間の交流、大学院教育の活性化を促進している。日本原子力学会では、原子力関係機関からの退職者(シニア)によるシニアネットワーク(SNW)を創設した。SNWは、シニアが中心となり次世代を担う若手や学生への原子力技術継承、原子力の正しい理解を広めるため、大学生とシニアとの対話活動等を行っている。

(4) 技術士(原子力・放射線部門)の設置

技術士制度を所管している文部科学省では、技術士の原子力・放射線部門を2004年度に新設した。毎年資格試験が行われ、2006年度末において、累計153名の合格者が生まれている。この技術士制度では、原子力技術分野の技術者のレベルアップ、原子力安全規制での活用、各事業体における安全管理体制を強化すること等を目的としている。

表11-1 原子力施設の運転訓練設備

運転訓練設備 設置者名	設置場所	シミュレータ設備
(株)BWR 運転訓練センター	福島県双葉郡大熊町 新潟県刈羽郡刈羽村	フルスケール3台 フルスケール2台
(株)原子力発電 運転訓練センター	福井県敦賀市	フルスケール3台
日本原子力発電(株)	総合研修センター(東海村) 敦賀発電所構内	コンパクト1台 コンパクト2台
北海道電力(株)	泊発電所構内	フルスケール1台
東北電力(株)	原子力技術訓練センター(女川原子力発電所構内) 原子力技術訓練棟(東通原子力発電所構内)	フルスケール1台 フルスケール1台
東京電力(株)	福島第一原子力発電所構内 福島第二原子力発電所構内 柏崎刈羽原子力発電所構内	フルスケール1台 フルスケール1台 フルスケール1台
中部電力(株)	原子力研修センター(浜岡原子力発電所構内)	フルスケール2台
北陸電力(株)	原子力技術研修センター(志賀原子力発電所構内)	フルスケール1台
関西電力(株)	美浜発電所構内 高浜発電所構内 大飯発電所構内	コンパクト1台 コンパクト1台 コンパクト1台
中国電力(株)	研修センター 大野研修所(大野町)	フルスケール1台
四国電力(株)	原子力保安研修所(松山市)	フルスケール1台
九州電力(株)	玄海原子力発電所原子力訓練センター(玄海原子力 発電所構内) 川内原子力発電所原子力訓練センター(川内原子力 発電所構内)	フルスケール2台 フルスケール1台
(独)日本原子力研究 開発機構	ふげん発電所構内 もんじゅ建設所構内	コンパクト1台 フルスケール1台

(2007年3月末現在)

表11-2 原子力施設の許可を受けた者の保修訓練センター

原子炉設置者名	名称	設置場所
日本原子力発電(株)	総合研修センター	茨城県那珂郡東海村
北海道電力(株)	原子力訓練センター	泊発電所構内
東北電力(株)	原子力技術訓練センター	女川原子力発電所構内
東京電力(株)	福島原子力技能訓練センター	福島第一原子力発電所構内
	柏崎刈羽原子力技能訓練センター	柏崎刈羽原子力発電所構内
中部電力(株)	原子力研修センター	浜岡原子力発電所構内
北陸電力(株)	原子力技術研修センター	志賀原子力発電所構内
関西電力(株)	原子力保修訓練センター	福井県大飯郡高浜町
中国電力(株)	島根原子力発電所 技術訓練センター	島根原子力発電所構内
四国電力(株)	原子力保安研修所	愛媛県松山市
九州電力(株)	玄海原子力発電所 原子力訓練センター	玄海原子力発電所構内
	川内原子力発電所 原子力訓練センター	川内原子力発電所構内
(独)日本原子力研究開発機構	FBRサイクル総合研修施設	国際原子力情報・研修センター内

(2007年3月末現在)

図 11-1 原子力安全規制業務に関する研修

原子力安全規制に関する研修			横断的な研修
実用発電用原子炉	研究開発段階炉	核燃料サイクル施設	原子力防災関連・危機管理等
マイスター	<ul style="list-style-type: none"> ・管理職等リスクコミュニケーション研修 ・原子力保安検査官事務所長緊急時広報研修 ・品質保証管理者クラス研修 		
シニアエキスパート	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電(BWR・PWR)専門技能研修 ・検査官検査技術研修 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電(FBR)専門技能研修 ・FBRナトリウム技術研修 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力防災専門官応用研修 ・原子力防災専門官現地研修 ・オフサイトセンター机上訓練 ・原子力防災専門官緊急時対応研修 ・オフサイトセンター運営対応研修 ・オフサイトセンター機能班別訓練
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設品質保証業務研修 ・原子力施設品質保証業務フォローアップ研修 		<ul style="list-style-type: none"> ・原子力防災専門官基礎研修 ・原子力専門官研修
エキスパート	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力保安検査官基礎研修 		
	<ul style="list-style-type: none"> ・電気工作物検査官(原子力)研修 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設検査官基礎研修 	
	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設リスク評価技術研修 ・原子炉安全設計基礎研修 		
	<ul style="list-style-type: none"> ・海外研修 		
エントリー	<ul style="list-style-type: none"> ・放射線安全教育 		
	<ul style="list-style-type: none"> ・安全規制業務研修 ・(独)日本原子力研究開発機構における各種基礎講座への参加 		

第12条 人的な要因

締約国は、人間の行動に係る能力及び限界が原子力施設の供用期間中考慮されることを確保するため、適当な措置をとる。

我が国では、原子炉設置者は人的過誤の防止のために、原子力施設の設計段階において人的要因への配慮等の対策を講じ、また運転段階については、手順書の整備、従業員の教育訓練、運転保守管理体制の整備等が行われている。また、規制機関においても、設計及び運転段階での人的過誤防止・是正に関する種々の措置を講じている。

前回報告以降、原子炉制御室での誤操作防止に関わる要求事項が明確化され施設の設計に反映されるようになった。

12.1 規制機関の取組

(1) 設計段階

- 1) 原子力施設における人的過誤の防止及び是正に関する規制上の要件として、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」によって、「原子炉施設は、運転員の誤操作を防止するための適切な措置を講じた設計であること」を要求しており、さらに同指針の解説編で「人間工学上の諸因子を考慮して、盤の配置及び操作器具、弁等の操作性に留意すること、計器表示及び警報表示において原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるよう留意すること、保守点検において誤りを生じにくいよう留意することなどの措置を講じた設計であること」、「異常状態発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保される設計であること」と要求の内容を具体化している。

また、制御室に係る要件として、「制御室は、原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータが監視できるとともに、安全性を確保するために急速な手動操作を要する場合には、これを行うことができる設計であること」としている。これらの安全設計の要求が満たされていることについて判断するため、安全評価指針では、安全解析の条件として、異常状態の発生時に運転員の操作を期待する場合には、運転員が事態を的確に判断し、高い信頼性でその操作が行えるように十分な時間的余裕と適切な情報が与えられることを考慮して解析するよう求めている。

これらの要件が設計に適切に反映されていることの確認に役立てるために、中央制御室機能の人間工学的評価に関するマニュアルを、(独)原子力安全基盤機構が作成した。

- 2) 工事計画認可の段階では、制御室等の施設に関して、電気事業法に基づく技術基準において「原子炉を安全に運転するための主要な装置を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるように施設」することを性能規定として要求している。
- 3) 原子力安全・保安院と(独)原子力安全基盤機構は、上記の性能規定が学協会規格として作成される仕様規定に反映されるよう、誤操作防止のための要求事項を明確化した。この要求事項を表12-1に示す。

(2) 運転段階

- 1) 運転段階の対処については、原子炉設置者は保安規定を定め、これを遵守するように原子炉等規制法で規定している。この中で、運転管理体制、保安教育、手順書等の整備について明記するよう要求しており、国は保安規定を認可する際にこれらが明記されていることを確認し、常駐する原子力保安検査官により、その遵守状況を保安検査において確認している。
- 2) 原子力施設において発生した事故・故障は、原子炉設置者が法律に基づいて原子力安全・保安院へ報告することになっている。この中で人的過誤に起因する事象については、原子力安全

・保安院の調査検討結果に基づき、設備面での改善等を含め、その対策を原子力安全・保安院に報告する。原子炉設置者は人的過誤等の直接要因に係る不適合を是正することが求められる。原子力安全・保安院は、原子炉設置者が実施する是正処置の自立的取り組みを評価し、さらにこれを促すための視点を明確にする指針を(独)原子力安全基盤機構と協力して整備している。

また、原子力安全・保安院は、必要に応じて専門家による検討を行い、同種の原子力施設に対してその対策について水平展開をするように指導している。(独)原子力安全基盤機構では、人的過誤の事例を詳細に分析し、安全規制に反映すべき項目を抽出している。また、これらを教訓集にまとめるとともにデータベースに蓄積している。

表12-1 原子炉制御室における誤操作防止のための要求事項

項目	要求事項
1. 原子炉制御室の環境条件	<p><u>運転員が適切に運転できるよう、原子炉制御室は、温度、照明、騒音に対して、快適な環境条件が考慮されていること。</u></p>
2. 原子炉制御室の配置及び作業空間	<p>(1) <u>全てのプラント運転状態において、運転員に過度な負担とならないよう以下を考慮すること。</u></p> <p>① <u>人間と機械の役割分担が決められている。</u></p> <p>② <u>原子炉制御室において集中して監視、操作する項目を定め、現場(原子炉制御室内裏側直立盤を含む)との役割分担が決められている。</u></p> <p>③ <u>運転員の情報共有が有効になるよう考慮された設備配置となっている。</u></p> <p>(2) <u>安全性を確保するために、プラント異常状態時に手動操作を要する場合は、運転員の監視、操作性を考慮した動作範囲とすること。</u></p>
3. 制御盤の盤面配置	<p><u>制御盤に設置される警報、表示装置、制御機器は、運転員の誤操作及び誤認識を防止できるように配置・配列されるとともに、統一性のある表示を用いること。</u></p>
4. 表示システム(警報システムを含む)	<p>(1) <u>情報機能</u></p> <p>① <u>プラントの系統・機器の状況を示す情報や安全上必要な情報は、網羅され、適切な位置に、理解し易い表示方法で運転員に提供されること。</u></p> <p>② <u>発電所緊急時対策所との連絡・連携の機能にかかわる情報伝達の不備や誤判断が生じないよう考慮されていること。</u></p> <p>③ <u>複数の運転員による監視ができるよう、安全上重要な情報は原子炉制御室の運転員が共有できる場所に表示できること。</u></p> <p>(2) <u>警報機能</u></p> <p><u>プラントの設備又はプロセスに異常が生じた場合、運転員に告知し、運転員の適切な運転対応操作を可能とすること。</u></p> <p>(3) <u>運転支援</u></p> <p><u>運転支援装置を用いる場合は、その装置の機能を喪失した場合にもプラントを安全に運転できる設備となっていること。</u></p>
5. 制御機能	<p>(1) <u>誤操作を可能な限り小さくするよう、制御機器は操作し易いものであること。</u></p> <p>(2) <u>原子炉制御室から制御する系統・機器は、プラントの安全を阻害するような非安全な操作ができないようにすること。</u></p> <p>(3) <u>自動操作する場合は、自動操作の進行を運転員が確認できること。</u></p>

12.2 原子炉設置者の取組

(1) 設計における考慮

原子炉設置者は、中央制御盤等の設計に際し、人的過誤の防止・是正を目的として以下の考慮を行っている。

中央制御室では、原子力施設の通常運転時、異常な過渡変化時及び事故・故障発生時に必要な監視及び操作が集中的に行えるようにしている。

この具体例としては、改良型BWR(ABWR)や現在、設計・建設中のPWRでは、機器配置の見直しやコンピュータ技術を適用し、運転操作やパラメータの監視性を改良した「新型中央制御盤」を採用している。例えば、発電所の状況が一目で見渡せ、また運転員相互の情報共有が容易な大型表示装置を採用することにより、過誤の防止・是正の機会を増やした。また座ったまま監視・操作に集中できる集中操作監視盤の採用や、自動化範囲を従来原子力施設に較べ拡大し、原子炉スクラム後の定型操作を自動化して、運転員のワークロードの軽減を図っている。(図12-1及び図12-2参照)。

一方、既設の原子力施設においても、中央制御室の制御盤の更新を行う場合に、CRTを主体とした盤構成とする等により運転操作性・監視性の向上をはかっている。



図12-1 ABWRの中央制御室



図12-2 最新PWRの
中央制御室(プロトタイプ)

なお、計算機化された中央制御室制御盤については、設計ガイドラインの民間規格として、(社)日本電気協会においてJEAG4617-2005「中央制御室の計算機化されたヒューマンマシンインタフェースの開発及び設計に関する指針」が制定された。この指針は、関連する国際規格や海外の基準を参考とし、我が国の規制の動向、最近の技術進歩や運転経験を反映した設計開発の実績等を反映したものである。具体的には、中央制御室の機能と設計(情報表示、制御器・操作器、警報装置等)に関する要件並びにヒューマンマシンインタフェースの標準的な開発及び設計過程を定めている。

(2) 運転管理での考慮

原子炉設置者は、原子力施設の安全・安定な運転を長期間にわたり継続するため、通常運転時から事故時に至るまで、適切な運転管理を行うこととしている。

1) 運転体制

a. 運転に係る組織

原子力施設の運転に関する業務を行う発電課長の下に、原子力施設の運転に当たる運転直と、当直業務を支援する管理部門を配置しており、運転員が運転に専念できる体制を確立している。

また、運転直の構成員のうち当直長は、事故時に必要な措置を講じる権限と責務を有しており、経済産業大臣が告示で定める基準に適合したものの中からその任に相応しい経験及び能力を有する者を当てるとしている。

b. 運転員の勤務形態

運転員の勤務は、交替制で、運転直以外に教育・訓練に専念する直を設け運転員の資質の維持向上に努めている。運転員の教育・訓練は人的要因として重要な項目であるが、その詳細を11.2節に記す。

当直長は、当直業務の引き継ぎに当たって、発電日誌及び所定の鍵を確実に引き渡すとともに、運転状況を的確に申し送ることとしている。運転員も、役割毎に運転状況等について引き継ぎを行っている。

2) 運転手順書

通常運転時から事故・故障時に至るまで、発電所の安全維持のための運転手順書を整備し、また、事故・故障の経験及び設備改造等を適宜反映し、運転員の業務が確実に実施できるようにしている。

事故時運転手順書としては、設計基準事象を主対象とした事象ベースの手順書の他に、設計基準を超える多重故障をも対象とした徴候ベースの手順書も整備し、例え事象が判別できなくても事故の拡大を防止できるようにしている。

また、設計の想定を大幅に越えるシビアアクシデントへの対応として、運転員の運転操作手順書、および事故・故障時に当直を支援する組織が使用するアクシデントマネジメントガイドラインを整備した。これらの手順書は、設置許可申請に使用している解析コードによる過渡事象解析、確率論的安全評価結果との対応等からその有効性を確認している。更に、徴候ベースの手順に従った運転操作訓練は、運転訓練施設におけるシミュレータ運転訓練により手順の習熟を行っている。このような緊急事態用の手順書の整備は、緊急時の運転員の心理的ストレスの軽減に大きな効果が期待される。

3) 保守管理体制

原子力施設における定期点検や改良工事等の作業は、プラントメーカーをはじめ多くの協力会社を実施し、原子炉設置者の保守部門がこれを管理する体制をとっている。過去に発生した人的過誤事例の過半数は保守関連作業で発生している。その意味で原子炉設置者が行う保守管理の重要性は大きい。

改良工事の実施にあたっては、発電所長が統括責任者となり、所掌範囲、責任範囲及び権限を明確にし、確実に工事を実施できる体制としている。重要な機器の保守の際にはあらかじめモックアップ装置を作成して、保守の訓練を行った上で工事を実施している。

各主任技術者(原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者)は、検査に立会うかまたは検査記録の確認により、検査の実施状況、結果について確認、評価を行うとともに、定期点検や改良工事の計画及び結果についても適宜、確認及び評価を行い、保守作業およびその管理作業における人的過誤の防止に努めている。

第13条 品質保証

締約国は、原子力の安全にとって重要なすべての活動のための特定の要件が原子力施設の供用期間中満たされていることについて信頼を得るために品質保証に関する計画が作成され及び実施されることを確保するため、適当な措置をとる。

日本の原子力施設に係る品質保証活動は、規制機関(原子力安全・保安院)、原子炉設置者及びプラントメーカー、機器メーカー等(本条において「メーカー」という。)が相互に関連しあって、基本設計から運転・保守に至る各段階にわたって行われている。

我が国では、原子力安全確保における規制機関による検査のあり方について、行政改革の進展、国際的動向等を踏まえて、見直されてきた。すなわち設備を主体に検査するこれまでのやり方から、「設備の設置のプロセスや設置者の保安活動全般を確認する検査」へ移行していくとの基本方針の下、原子炉設置者等における品質保証体制の確立・充実を図る取組が行われてきた。

一方、原子炉設置者及びメーカーの品質保証に関わる問題(例 東京電力㈱不正問題、燃料体検査におけるデータ改ざん、使用済燃料再処理施設における不適切施工 等)の発生があり、原子力関係施設に関わる品質保証の重要性が高まってきたことを踏まえ、原子力安全・保安院は品質保証に係る規制要求の検討をさらに進めた。原子力安全委員会においても、運転段階の保安活動における品質保証に関する規制調査を行い、委員会としての意見及び見解を原子力安全・保安院へ提示した。

このように我が国では、品質保証に係る規制要求を法的により明確化し、原子炉設置者等の品質保証体制の確立を図っている。この一環として、国際的な品質保証規格と整合を図った民間規格が策定された。原子力安全・保安院では、原子炉設置者に対する保安検査等において、不十分な品質保証体制が見られた場合には、その総点検を指示している。

また、原子炉設置者等においても、策定された学協会規格を踏まえた自主保安活動が展開されている。

13.1 原子力施設における法令による品質保証の枠組み

原子力安全・保安院は、原子力施設の設計から運転に至る各段階において、原子炉等規制法及び電気事業法に基づき、設置の許可、工事計画の認可、設備の検査等の規制を実施している。

供用期間中の保安活動においては、原子炉設置者に対し、適切な品質保証体制等の確立について、原子炉等規制法に基づく保安規定に記載することを法令上の要求事項とし、原子力安全・保安院は保安検査を通じて、その実施状況をチェックすることとしている。

この品質保証体制の確立とは、品質に影響を与える活動を体系的に実施するための仕組みを構築するもので、品質保証体制の確立を通じて、原子炉設置者が自らの保安活動に確信を持つことが可能にし、原子炉設置者が品質保証に関する説明責任を果たすことにより、国民の理解を得ることが可能となるようにするものである。

品質保証活動のポイントは、1)経営トップによる運営、2)品質保証の国際規格(ISO9001:2000)を基礎とすること、3)保安活動を計画、実施、評価し、改善するPlan-Do-Check-Actサイクルを回すことにより継続的な改善を実施、4)社内の独立監査組織による全社的な監査の実施である。

以上に対する法令上の措置として、原子炉等規制法に基づく省令に保安のために必要な措置を講ずるに当たって、品質保証計画を定め、それを保安規定に記載することとしている。品質保証計画で定めるべき事項として、1)品質保証の実施に係る組織、2)保安活動の計画、3)保安活動の実施、4)保安活動の評価、5)保安活動の改善 がある。

注)保安活動とは、原子力施設の保全、原子炉の運転及び核燃料物質または核燃料物質によって汚染された物の運搬、貯蔵または廃棄についての保安のための必要な措置をいう。

原子炉設置者は、保安活動については、ISO9001:2000を基礎として2003年秋に制定された(社)日本電気協会規格JEAC4111-2003「原子力発電所における安全のための品質保証規程」(以下、「JEAC4111-2003」という。)にのっとり、原子力施設の品質保証計画を策定し、品質保証

活動を実施している。

なお、JEAC4111-2003は民間の組織である(社)日本電気協会によって制定された民間規格であるが、原子力安全・保安院は、規制要求を満足する規格として技術的に妥当であると評価した。JEAC4111-2003の目次を、表13-1に示す。

13.2 原子力安全・保安院による品質保証の確認

原子力安全・保安院は以下の様に、適切な品質保証計画を安全規制の各段階において提出させ、それが実施されることを確認している。

(1) 設置段階における品質保証活動の基本方針の審査

原子力安全・保安院は、原子力施設の設置許可に当たり、「品質保証の基本方針」を設置許可申請書に添付させている。

(2) 建設段階における品質保証計画の確認

原子力安全・保安院は、原子力施設の工事計画の申請の際に、原子炉設置の許可を受けた者が設計、製作、据付け、機能試験等の各段階を通じて実施する品質保証活動に関して「品質保証に関する説明書」を提出させている。原子力安全・保安院は、原子炉設置の許可を受けた者に対して、元請け企業に対する品質保証監査、元請け企業の行う工程管理のみならず、調達先に於ける品質管理、材料管理等が原子炉設置者の責任においても適切に実施する手順を持つことを確認している。

(3) 燃料体に関する品質保証の確認

原子力安全・保安院は、燃料体の加工の許可を受けた者が、原子炉設置の許可を受けた者の依頼に対し、燃料体を製造する際には、燃料体の性能、強度、加工のフローシート等を説明した燃料体設計認可の申請書を提出するが、その際に「品質保証に関する説明書」を提出させる。また、検査においては、試験結果の確認だけでなく、試験手順(プロセス)等を抜き取り、抜き打ち的な手法を用いて試験手順(プロセス)の妥当性を確認することとしている。

輸入燃料体の場合には、「品質保証の計画に関する説明書」等を検査申請時に提出させるようにしている。なお、燃料体検査については、第14.2節に詳述する。

(4) 供用期間中の品質保証活動の確認

原子力安全・保安院は、供用期間中の原子力施設について以下の通り原子炉設置者の品質保証活動について確認を行っている。

- ・保安規定に、「品質保証に関すること」を記載
- ・保安検査を通じて、品質保証の実施状況

なお、原子力施設の停止時には、定期安全管理審査として定期事業者検査が適切な実施体制等により実施されていることを審査している。

原子力安全・保安院は、品質保証に係わる検査を原子炉等規制法に基づく保安検査において2004年度から実施している。具体的には、原子炉設置者における品質マネジメントシステムの実施状況について適宜確認している。なお、この保安検査を行うに当たっては、全国の原子力保安検査官事務所の検査官が会して「原子力保安検査官会議」を開催し、「モデル保安検査」を実施するなど、原子力保安検査官の検査手法の平準化や情報の共有を図るための取り組みを併せて実施している。また、組織要因を中心とする根本的な原因を分析する活動を十分に行えるようにするため、国及び(社)日本電気協会において根本原因分析に係わるガイドラインを整備している。詳細は第10.2節に示す。

これらの保安検査及び定期安全管理審査での確認等において、原子炉設置者の品質マネジメントシステムの整備が不十分あるいは十分に機能していない以下のような事例が見いだされたことから、原子力安全・保安院は、下表のとおり、当該原子炉設置者に対し品質保証体制の点検の実施及び必要な対策をとるよう指示した。

原子炉設置者	年月日	指示の背景及び概要
関西電力(株)	2004年9月27日	<p>背景</p> <p>「原子力安全」を組織的に確保するための品質保証システムの不十分な整備(美浜発電所3号機の二次系配管破損事故の直接的原因)</p> <p>指示</p> <ul style="list-style-type: none"> ・品質保証システムの検証 ・実効的再発防止対策の取りまとめ 他
東北電力(株)	2006年7月7日	<p>背景</p> <ul style="list-style-type: none"> ・不適切な配管肉厚管理(美浜発電所3号機の二次系配管破損事故の再発防止) ・不適切な「不適合管理」及び「調達管理」 <p>指示</p> <ul style="list-style-type: none"> ・品質保証体制の総点検 ・実効的再発防止対策の取りまとめ

13.3 原子炉設置者における品質保証プログラムの実施及び評価

原子炉設置者における品質保証活動の概要について以下に記述する。

(1) 品質保証計画の策定

原子炉設置者は、JEAC4111-2003に基づいて、品質保証計画を策定し、品質保証活動を実施している。品質保証計画には、文書管理、設計管理、調達管理、検査及び試験管理、不適合管理及び監査等の方法について記載する。この品質保証計画に基づき、13.2節(1)から(4)に記したように規制機関に対して「品質保証の基本方針」、「品質保証に関する説明書」等が提出される。

(2) 設計・建設・試運転及び運転(保守)の各段階における品質保証活動の実施

原子力施設の各段階における業務は、原子炉設置者、メーカー等数多くの組織体により実施されるため、原子炉設置者はメーカーに対し、メーカーは外注先に、という業態で実施されることがほとんどである。したがって、発注元である原子炉設置者は、メーカー、外注先の品質保証活動を含め、調達管理等を通じて、十分な品質保証活動を実施する。

(3) 監査及び監視・測定等

原子炉設置者自らの品質マネジメントシステムの評価に関連する活動として、トップマネジメントが定期的に原子力施設を含む自社の品質マネジメントシステムをレビューしている。また監視及び測定(Plan-Do-Check-ActサイクルのCheckに相当)として内部監査、プロセスの監視及び測定、検査及び試験を行っている。内部監査では、経営層に直結し原子力部門以外の部門による独立監査を実施している。

また、調達に関しては、供給者に対して、①調達先の選定として、供給者の調達品の供給能力を評価する、②調達製品の検証では、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確実にするために、必要な検査又はその他の活動を実施している。

また、供給者も自らの内部監査に加えて、その外注先に対し監査を実施している。

表13-1 JEAC4111-2003「原子力発電所における安全のための品質保証規程」目次

0. 序論
1. 目的
2. 適用範囲
3. 定義
4. 品質マネジメントシステム
5. 経営者の責任
6. 資源の運用管理
7. 業務の計画及び実施
8. 評価及び改善

第14条 安全に関する評価及び確認

締約国は、次のことを確保するため、適当な措置をとる。

- (i) 原子力施設の建設前、試運転前及び供用期間中、安全に関する包括的かつ体系的な評価が実施されること。その評価は、十分に記録され、その後運転経験及び重要かつ新たな安全に関する情報に照らして更新され、並びに規制機関の権限の下で検討を受ける。
- (ii) 原子力施設の物理的状態及び運転が当該施設の設計、適用される国内的な安全に関する要件並びに運転上の制限及び条件に継続的に従っていることを確保するため、解析、監視、試験及び検査による確認が実施されること。

原子力施設の安全に関する評価及び確認については、国及び原子炉設置者は、原子力施設の計画、設置、建設及び運転の各段階にわたり、第7条に報告した法令上の枠組みに基づき実施し記録している。各段階の評価及び確認にあたっては、国は、これらの法令等と併せて、必要に応じ指針、内規を制定・更新し、活用している。原子炉設置者は、これらの新たに制定され、あるいは更新された規制の枠組みに従って、必要に応じて、原子力施設の安全に関して評価を行い、国による検討を受けている。

なお、建設前の段階における安全評価に際しては、原子力安全・保安院の安全審査の結果を原子力安全委員会が、申請者の技術的能力があること及び、災害の防止上支障がないことについて審議している。(ダブルチェックの実施)

原子炉設置者の行う保安活動が、当該施設の安全設計に関する要件並びに運転上の制限及び条件に、継続的に従っていることを定期検査、保安検査、定期安全管理審査及び定期的な安全の評価(定期安全レビューと高経年化対策)によって確認している。また、新しい知見等を反映して、指針、技術基準等が改訂された場合には、原子力安全・保安院は、必要に応じて、供用中の施設の安全性の確認を原子炉設置者に指示している。また、原子力安全委員会は、規制行政庁の行う原子力施設の設置許可の後の安全規制を合理性、実効性、透明性等の観点から監視・監査する規制調査を実施している。

近年、従来の決定論的な安全評価に加えて確率論的安全評価手法の整備が進み、我が国においても、その結果得られるリスク情報をアクシデントマネジメント整備、定期安全レビュー等の安全規制において活用しているとともに、リスクの抑制水準となる安全目標案や性能目標を設定するなどの動きが進んでいる。

前回の報告以降に生じた主要な新規の報告事項は、以下のとおりである。

原子力安全・保安院は、高経年化対策の実施について原子炉設置者が行う、高経年化の技術評価とそれに基づく、長期保全計画の策定について、「実用発電炉の高経年化対策標準審査要領(内規)」を定め、期間中に原子炉設置者が実施した技術評価及び長期保全計画の審査に活用している。

原子力安全・保安院は、原子力施設の安全規制における「リスク情報」活用の基本ガイドライン(試行版)と原子力施設における確率論的安全評価(PSA)の品質ガイドライン(試行版)を策定して、規制への「リスク情報」の活用に関して積極的に取り組んでいる。

原子力安全・保安院は、2006年9月に原子力安全委員会が、耐震設計審査指針を改訂したことを受けて、稼働中又は建設中の原子力施設等について改訂された指針に照らした耐震安全性の再評価を改訂された指針に従って、実施することを原子炉設置者に求めている。

14.1 建設前における安全の評価

原子力施設を設置しようとする者は、原子炉等規制法に基づき、設置する原子力施設の基本設計が、安全であることを評価した結果を含む設置許可申請書を原子力安全・保安院に提出する。

原子力安全・保安院は、申請内容が原子炉等規制法に定める許可の基準に適合しているか否かを審査する。

なお、経済産業大臣は、この審査結果について意見を聴くため、原子力安全委員会に諮問し、原子

力安全委員会は、安全審査指針に基づき、申請者の技術的能力があること及び、災害の防止上支障がないことを審議するとともに、公開ヒアリングを実施し、聴取した意見を参酌する。

以下に、設置許可申請書並びに評価の方法及び判断基準の概要に実用発電用原子炉(発電用軽水型原子炉施設)を例にして記述する。

(1) 設置許可申請書

実用発電用原子炉に関する設置許可申請書は、原子炉等規制法及び関連法令の規定に基づき、本文及び安全設計、安全解析、立地評価等について記載した添付書類で構成される。設置許可申請書には、その安全性を評価するに足る基本設計について記載される。

(2) 評価の方法及び判断基準

1) 立地評価

原子力施設の立地評価は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」(本項において本指針という。)に基づいて行われる。本指針によれば、原子炉は、どこに設置されるにしても、事故を起こさないように設計、建設、運転及び保守を行わなければならないことは当然のことであるが、なお万一の事故に備え、公衆の安全を確保するためには、原則的に次のような立地条件が必要である。a) 大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんであるが、将来においてもあるとは考えられないこと。また、災害を拡大するような事象も少ないこと。b) 原子炉は、その安全防护施設との関連において十分に公衆から離れていること。c) 原子炉の敷地は、その周辺も含め、必要に応じ公衆に対して適切な措置を講じ得る環境にあること。

立地条件の適否を判断する際の条件については、本指針の「原子炉立地審査指針」に示すとおりである。

2) 安全設計の評価

原子力施設の基本設計ないし基本的設計方針の評価は、原子力安全・保安院が実施する安全審査において、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(以下「安全設計審査指針」という)に従ったものであることが確認され、その総合的な安全性が発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(以下「安全評価審査指針」という)の規定等に基づき、検討・評価される。安全設計審査指針及び安全評価審査指針による評価の方法と判断基準については、18.1節から18.4節に示すとおりである。

14.2 試運転前における安全の評価及び確認

原子炉設置者は、工事を開始する前に、電気事業法に基づき、電気工作物の設置について工事計画を作成し、原子力安全・保安院の認可を受けなければならない。工事計画の認可を受けた後、工事の工程ごと及びすべての工事が完了した時に原子力安全・保安院による使用前検査を受けなければならない。また、原子炉に装荷される燃料体については、原子力安全・保安院の設計認可及び燃料体検査を受けなければならない。さらに、耐圧部分及び格納容器等の溶接について原子炉設置者は、溶接事業者検査を行うとともに、溶接事業者検査の実施に係る体制について(独)原子力安全基盤機構が行う審査を受けなければならない(溶接安全管理審査)。また、原子炉設置者は、原子炉の運転開始前に、原子力施設を安全に運転するために、その活動、守るべき事項等(内容については、第19条19.3節参照)を纏めた保安規定の認可を受けなければならない。

以下に、工事計画の認可及び使用前検査における安全の確認、燃料体設計認可及び燃料体検査による安全の確認並びに溶接安全管理検査による安全の確認について記述する。

(1) 工事計画の認可及び使用前検査における安全の評価と確認

原子炉設置者は、設置許可を受けた後、工事を開始する前に、電気事業法に基づき、電気工作

物の設置について工事計画を作成し、原子力安全・保安院に提出して認可を受けなければならない。原子力安全・保安院は、当該工事計画の認可に当たって、電気工作物の詳細設計が設置許可段階の基本設計ないし基本的設計方針に矛盾することなく、かつ、電気事業法に基づく技術基準に適合しないものでないこと等に関して審査を行う。

工事計画の認可を受けた者は、工事の工程ごと及びすべての工事が完了した時に原子力安全・保安院による使用前検査を受け、認可どおり工事がなされているか、及び技術基準に適合しないものでないことの確認を受けなければならない。使用前検査は、機器単体の構造、強度又は漏えいに係る検査から原子力施設全体に係る機能及び性能の試験にいたる、各種の試験を含んでいる。詳細を表14-1に示す。この表に示す臨界達成時及び工事完了時の検査がいわゆる起動試験に相当するものである。2003年10月からは、上記の使用前検査の一部を(独)原子力安全基盤機構が実施している。

(2) 燃料体設計認可及び燃料体検査による安全の確認

燃料体を使用しようとする場合は、電気事業法に基づいて、あらかじめ当該燃料体の設計の認可を受けた上で、燃料体の検査を受けなければならない。原子力安全・保安院は、燃料体の設計の認可に当たっては、使用条件から要求される耐熱性、耐放射線性、耐腐食性等が十分考慮されていること、また、燃料体がその使用期間を通して十分な強度を有していることを確認するとともに、加工の工程ごとの検査に当たっては、燃料体の加工が、認可した設計に従って行われ、技術基準に適合したものであることを確認する。運転開始後の取替燃料についても、設計変更の有無にかかわらず、上述の燃料体検査が義務付けられている。2003年10月からは、上記の燃料体検査の一部を(独)原子力安全基盤機構が実施している。

なお、輸入した燃料体についても、原子力安全・保安院の検査を受け、これに合格した後でなければ使用してはならない。

(3) 溶接安全管理審査による安全の確認

原子炉設置者は、耐圧部分及び格納容器等の溶接については溶接事業者検査を行うとともに、溶接事業者検査の実施に係る体制について(独)原子力安全基盤機構が行う審査を受けなければならない。なお、「溶接安全管理審査の運用改善について」、原子力安全・保安部会の下で電力安全小委員会溶接管理検査ワーキンググループは、2006年11月に溶接事業者検査の実施体制及び溶接士、溶接施工法の確認の適切な確認の在り方について報告書を纏めた。

14.3 供用期間中における安全の評価及び確認

原子炉設置者は、供用期間中には保安検査、定期検査、定期安全管理審査を受けるとともに、定期的な安全の評価、定期事業者検査、保安規定に基づくサーベランスの実施、事故・故障発生時の評価、事故・故障の調査と再発防止対策、随時行う立入検査等を受けることにより、原子力施設の包括的な安全の確認を行っている。以下に、検査による安全の確認及び定期的な安全の評価について記述する。

(1) 検査による安全の確認

原子力安全・保安院は、原子力施設が、運転の安全を確保するために、事業者が行う活動が適切に行われていることを確認する保安検査と原子力施設の機器の健全性を確保するための活動を検査する定期検査を行っている。また、(独)原子力安全基盤機構が行っている定期安全管理審査の審査結果の通知を受けて、事業者の定期事業者検査の体制・方法等について総合的に評定している。これらの検査については、関連の法律に基づいて以下のように実施される

原子力安全・保安院は、原子炉等規制法に基づき、原子力保安検査官を原子力施設所在地に常駐させるとともに、保安規定の遵守の状況について年4回の検査(保安検査)を実施し、各種安全

規制の遵守状況及び原子炉設置者の行っている自主保安管理の状況を把握している。

原子力安全・保安院及び(独)原子力安全基盤機構は、電気事業法に基づき、運転が開始された日又は前回の定期検査が終了した日以降13カ月を超えない期間ごとに、原子力施設について安全上重要な構成部分について定期検査を実施する。

原子炉設置者が従来自主検査として行っていた検査を定期事業者検査として、電気事業法に位置づけ、(独)原子力安全基盤機構が、定期事業者検査のプロセスを含め、計画の段階から、検査の管理までどの様な体制で実施したかを審査する監査型検査(定期安全管理審査)を実施している。

なお、これらの検査制度は、これまで2年強の経験の積み重ねの結果、現在においては、かなりの定着を見ている。しかし、長期間運転する原子力施設の増加が見込まれる中で高経年化対策を一層充実していく必要性等から原子力安全・保安部会の下に「検査の在り方に関する検討会」を2005年11月に再開している。この検討会の活動状況については、19.3節に示すとおりである。

(2) 定期的な安全の評価

定期安全レビューは、通商産業省(現在経済産業省)の要請に基づき、原子炉設置者が、1992年以来、任意に行ってきたものであるが、原子力安全・保安院は、原子力安全規制の見直しの一環として定期安全レビューの位置づけを明確化することが必要であると判断した。

原子力安全・保安院は、2003年10月、原子炉等規制法に基づき、原子炉設置者に対して、運転開始後、10年を超えない期間ごとに「定期安全レビュー」の実施、及び運転開始後、30年を経過する日までに「高経年化対策」を実施することを義務付けた。

1) 定期安全レビュー

定期安全レビューは、原子炉設置者が当該原子力施設の運転開始以来行ってきた保安活動を約10年ごとに評価し、今後、当該原子力施設が最新の原子力施設と同等の高い水準を維持しつつ安全運転を継続できる見通しを得るための取組みである。

2005年12月、原子力安全・保安院は、原子炉等規制法の下の実用炉規則を改正し、定期安全レビューにおいて原子炉設置者が行うべき、「原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価」及び「原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価」の内容を明確にした。これを受けて、2006年1月より、原子力安全・保安院は高経年化対策充実及び原子炉設置者の組織風土の劣化防止を短期及び長期的に把握するという視点から、通常の保安検査の中で、原子炉設置者の保守管理活動や組織風土の状況を確認するとともに、原子炉の運転を開始した日以降10年毎に実施する定期安全レビューにおいて原子炉設置者が適切に状況を把握し、監視の強化等の対応措置を講じているかを確認することとした。

2) 高経年化評価

2003年10月から原子力安全・保安院は、「実用炉規則」に「原子炉施設の定期的な評価」を追加規定し、高経年化評価の実施(10年を超えない期間ごとの再評価を含む)の義務規定を整備するとともに保安規定の要求事項とした。

高経年化評価として実施すべき事項としてa. 営業運転開始から30年を経過するまでに原子力発電所を構成する各機器・構築物のうち、安全機能を有するものについて、工学的に想定される経年変件事象の影響を分析し、その機器・構築物に施されている現状の保全活動が、その経年変件事象の顕在化による機器・構築物の機能喪失を未然に防止できるかどうかの技術的な評価を行うこと、b. この技術的な評価結果から、保全活動を一層充実するための新たな保全策を抽出して10年間の保全計画を策定すること、c. この技術的な評価及び保全計画は、10年間を超えない期間ごとに再評価を行うことを定めている。又、これらの事項は、保安規定の品質保証システムの一部として実施すべき事項として、その実施状況を原子力安全・保安院が確認することとした。

原子力安全・保安部会、高経年化対策検討委員会は、2005年8月に「実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」を発表し、これを受けて、原子力安全・保安院は20

05年12月に「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイドライン」及び「実用発電炉の高経年化対策標準審査要領(内規)」を定め、また、(独)原子力安全基盤機構は、「高経年化対策技術資料集」を作成し、原子炉設置者が行う技術評価及び長期保全計画を原子力安全・保安院と(独)原子力安全基盤機構が評価審査する際の基準と視点・着眼点を公開した。

これまでに、東京電力(株)福島第一原子力発電所3号機、中部電力(株)浜岡原子力発電所1号機及び関西電力(株)美浜発電所3号機について、高経年化技術評価等報告書の提出があった。2006年1月31日に中部電力(株)浜岡原子力発電所1号機について原子炉設置者が提出した技術評価及び長期保全計画を原子力安全・保安院は、評価して、2006年5月にその結果を以下の様に原子力安全委員会に報告した。

評価結果の概要: 1) 技術評価実施の体制は妥当である。2) 実施した高経年化の技術評価、耐震安全性の確保に関する技術評価及び保全対策は妥当であると評価する。3) 技術評価に基づく長期保全計画は妥当であると評価する。

同様な評価は、上記の他の2つの原子炉についても実施され、3原子力施設の実績評価から抽出された今後の施策の改善課題について原子力安全・保安院は、効果的な改善が図られるように検討する。

原子炉設置者は、2005年8月に、「実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」の方向性を受けた、これまでの高経年化対策の取り組み状況について、①透明性・実効性の確保②技術情報基盤の整備③企業文化・組織風土への劣化防止及び技術力の維持・向上④高経年化対策に関する説明責任の着実な履行について、原子力安全・保安部会、高経年化対策検討委員会に報告した。今後、原子炉設置者は高経年化対策の実施状況の確認を定期事業者検査に於いて実施し、原子力安全・保安院は、原子炉設置者の実施状況を定期検査、定期安全管理審査及び保安検査等を通じて確認していくこととした。

原子力安全・保安院は、今後増加する高経年化プラントへの対応を充実強化するために、産業界、学会、政府機関の間で、国内外の技術情報を共有し、有効に活用するためにJNESの中に技術情報調整委員会を発足させた。

また、原子力安全・保安院、(独)原子力安全基盤機構、大学、研究機関、電力事業者、原子力プラントメーカー、エンジニアリング会社等が参加して日本原子力学会の下に特別委員会を設置して、2004年7月から、2005年3月に掛けて高経年化対策及び軽水炉の長寿命安全運転に対するロードマップを整備した。

なお、原子力安全・保安院は、原子力施設の高経年化の安全研究は、重点安全研究課題の一つと位置付けている。その課題としては、高経年化現象の解明と高経年化プロセスの予測手法の過程予測、亀裂と劣化の早期検知と精細測定手法の開発、構造健全性評価手法の開発等を取りあげている。現状は、日本原子力研究開発機構の材料試験炉(JMTR)による照射誘起による応力腐食割れ(IASCC)研究及び確率論的破壊力学研究の実施及び(独)原子力安全基盤機構による欠陥検出とサイジングに関するデータベースと技術開発等が実施されている。

(3) 事故・故障発生時の評価、事故・故障の調査と再発防止対策

事故・故障発生時の評価、事故・故障の調査と再発防止対策に係る原子炉設置者及び規制機関の対応については、19. 6及び19. 7節に示すとおりである。また、既存の原子力施設に係る事故・故障に対する対応状況は、6. 2節に示すとおりである。

14. 4 確率論的な安全評価の活用状況

(1) 実際の規制における確率論的評価の利用

1) 外的事象に対する防護設計の必要性に関する判断

原子炉設置許可申請に係る安全審査において、外的事象(自然事象と、施設の内外で発生す

る人為事象を含む)については、それが安全に関わる施設・設備に影響を及ぼす事象の発生
の可能性が一定値を超える場合は、その外的事象に対する防護設計が必要とされ、その
場合は防護設計の妥当性も安全審査の対象となる。

たとえば、従来より、原子炉施設へのタービンミサイル現象については、原子炉施設(格納容器
内冷却材圧力バウンダリや使用済燃料プール)が損傷を受ける確率が評価され、その結果が
判定基準を上回る場合は「原子炉施設内部で発生が想定される飛来物」として設計上の考慮
が必要とされる。

原子炉施設への航空機落下についても、原子炉施設へ航空機が落下する確率が評価され、
その結果が判定基準を上回る場合は「想定される外部人為事象」として設計上の考慮が必要と
される。なお、航空機落下に関しては、原子力安全・保安院は、2002年7月に「実用発電用原
子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準について(内規)」を制定している。

2) アクシデントマネジメント策の有効性評価

原子炉設置者は、運転中及び建設中の実用発電用原子炉施設について、シビアアクシデ
ントに対する炉心及び格納容器健全性の評価の観点から、PSAを実施し、アクシデントマネジ
メント(AM)策の有効性評価に活用した。この解析においては、運転時の内的事象を対象とし、そ
の知見をAM策の抽出及び有効性評価等に活用している。

3) 定期安全レビューにおける確率論的な安全評価(PSA)の活用

14. 3(2)に示すように、1992年以来、原子炉設置者は、運転中の実用発電用原子力施
設の定期安全レビューについて、最新のデータを用いて出力運転時の内的事象を対象とした
PSAを実施し、当該原子力施設の安全上の特徴の把握、アクシデントマネジメント策の有効性
の確認等の安全評価に活用した。さらに、2001年以降の定期安全レビューでは、停止時の内
的事象を対象としたPSAを新たに実施してきた。2003年10月に、定期安全レビューの法令上
に位置づけが明確になった際に、PSAの実施は、法令上の義務づけを行わず、引き続き、自
主的な活動として原子炉設置者へ実施を要請することとしている。

4) 運転経験等の影響評価及び対策評価

2001年11月に発生した中部電力(株)浜岡原子力発電所1号機の余熱除去系蒸気凝縮系配
管の破断事故の再発防止対策の検討に際し、余熱除去系蒸気凝縮系に特有の配管破断事故
を考慮した炉心の健全性に関するPSAを実施し、当該事故で発生した配管破断は、有意なリ
スクの増加を与える事故ではなかったと評価した。また、提案された複数の対策案はいずれもリ
スクを低減させる効果を有していると評価した。

なお、非常用炉心冷却システムストレナと格納容器再循環サンプのスクリーンの機能阻害対策
等については、暫定対策の有効性をPSAにより確認している。

(2) リスク情報を活用した安全規制の導入への取り組み

より効果的・効率的規制体制の確立のために、各国において、程度に違いはあるものの、リスク
情報の安全規制への活用が進んできている。

我が国においても、2003年11月に原子力安全委員会が「リスク情報を活用した原子力安全規制
の導入の基本方針について」を決定した。

これを受けて、原子力安全・保安院は、(独)原子力安全基盤機構の協力を受けて、2005年5月
に「原子力安全規制への『リスク情報』活用の基本的考え方」を策定し、原子力安全規制への「リス
ク情報」活用の考え方を示した。また併せて「原子力安全規制への『リスク情報』活用の当面の実
施計画」を策定し、この実施計画に従って「リスク情報」活用に関する検討を進めてきている。この
実施計画については、2007年1月に進捗状況を踏まえた改訂が実施されている。

2006年4月には、原子力安全・保安院は、「原子力発電所の安全規制における『リスク情報』活用
の基本ガイドライン(試行版)」を策定して、「リスク情報」を原子力発電所の安全規制に活用するた
めのガイドラインを示した。また、「リスク情報」活用で用いるPSAの品質確保を確保するためのガ
イドラインとして「原子力発電所における確率論的安全評価(PSA)の品質ガイドライン(試行版)」

を策定した。

なお、原子力安全委員会においては、「リスク情報を活用した安全規制の導入に関するタスクフォース」を設置し、関係機関のリスク情報の活用の取組状況とリスク情報のより一層の活用と進展に向けた今後の課題等について、とりまとめた。

(3) 安全目標と性能目標の提案

原子力安全委員会は、2003年12月に「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」を、発表し、2006年3月原子力施設を対象にその性能目標を定めた。以下にその内容を示す。

1) 安全目標

安全目標は、公衆に放射線被ばくによる悪影響を及ぼす可能性のある原子力利用活動を広く対象として定められたものである。

安全目標策定の目的は以下のとおりである。

- ・ 様々な原子力利用活動分野に対する規制活動を横断的に評価することを可能にし、これらをより合理的なものとし、相互に整合性のあるものとする。
- ・ 指針や基準の策定など国の原子力規制活動のあり方に関しての国と国民の意見交換を、より効果的かつ効率的に行うことを可能にすること。
- ・ 事業者が、自ら行うリスク管理活動を規制当局の期待に応じてより効果的かつ効率的に実施することを可能にすること。

こうした目的に沿って、安全目標は、まずは規制活動の合理性、整合性といった各種規制活動の全体にわたる判断の参考として適用し、個別の施設に対する規制等、より踏み込んだ適用は、安全目標適用の経験を積んだ段階で着手することが適切としている。

安全目標は、原子力安全規制活動の下で事業者が達成すべき、事故によるリスクの抑制水準を示す定性的目標と、その具体的水準を示す定量的目標で構成されており、平常運転時のリスクは対象とされていない。そして、定量的目標の指標としては、ある距離範囲にいる公衆の平均的個人の死亡リスクが用いられている。

安全目標案は、以下の構成となっている。

a. 定性的目標案

原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は、公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべき。

b. 定量的目標案

原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべき。

また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべき。

2) 性能目標

原子力施設等で起き得る事故の特性に応じ安全目標に適合していることの判断のめやすとなる水準を性能目標として検討し示しておくことが合理的である。

PSA手法の整備が進んでおり、リスク情報の活用の実績のある発電用原子炉施設を対象として、以

下の性能目標案がまとめられた。

a. 性能目標の指標

炉心の健全性や格納容器の閉じ込め機能の健全性に関して、施設の性能をよく代表し、定義が明瞭で適切に定量化ができるものとして以下の指標を併用することとされた。

指標1. 炉心損傷頻度(CDF)

指標2. 格納容器機能喪失頻度(CFF)

b. 指標値案

我が国の原子力施設に対して国、研究機関、原子炉設置者等によって実施されたPSAから得られた知見や米国等におけるPSA結果等を参考に検討が行われ、安全目標案に対応する性能目標案として、以下の指標値案が定められた。

指標値1. CDF: 10^{-4} / 炉年程度

指標値2. CFF: 10^{-5} / 炉年程度

これらの指標値については両方を同時に満足することが要求される。

今後は性能目標を安全規制で使用するための枠組みの整備、実用発電用原子力施設以外の原子力施設への適用、将来炉における高い安全水準の検討が必要であるとされている。

14.5 耐震安全性の評価

(1) 耐震設計審査指針の改定を受けての既設原子力施設の耐震安全性の評価

2006年9月に原子力安全委員会は、耐震設計審査指針等を改訂した(第18条の報告参照)。

これを受けて、各原子炉設置者等に対して、原子力安全・保安院は、稼働中または建設中の原子力施設等について改訂された耐震設計審査指針等に照らした耐震安全性の評価を実施し、その結果を報告するように求めた。

各原子炉設置者等は、2006年10月に耐震安全性評価の実施計画を原子力安全・保安院に提出した。

実施計画では、耐震安全性の評価の手順としては、地質調査・地震調査、基準地震動の策定、耐震安全性の評価の順に実施することとして、各原子炉設置者からは、2-3年以内に安全評価を実施する工程が提出された。

原子力安全・保安院は、各原子炉設置者等からの耐震安全性評価報告書の提出があったものから、順次、その内容の妥当性の確認を行い、確認結果を総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会に報告することとしている。

なお、2007年6月末現在、原子炉設置者等からは、2007年1月25日に浜岡4号機の評価結果が、また2007年2月21日には同3号機の評価結果が提出されている。原子力安全・保安院は、報告された評価結果の妥当性を原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会において検討するなど厳正に確認することとしている。

また、原子力安全委員会は、2007年7月に「耐震安全性に係る調査プロジェクトチーム」を設置し、今後なされる規制行政庁の既設の原子力施設に関する耐震安全性の評価結果等に関する報告等について検討することとしている。

(2) 大きな地震を受けた原子力施設の耐震安全性の評価

1) 2005年8月の宮城県沖の地震に対する女川原子力発電所の耐震安全性の評価

原子力安全・保安院は、2005年8月16日に発生した宮城県沖の地震(以下、「今回の地震」という。)において確認された地震動が、東北電力(株)女川原子力発電所の基準地震動を上回った要因の分析と安全上重要な設備の耐震安全性を評価するよう東北電力(株)に指示していたが、2005年11月25日に女川2号機に対する耐震安全評価(報告)の提出があり、また、2006年1月20日に女川3号機に対する耐震安全評価(報告)の提出があった。原子力安全・保安院は、

これらの耐震安全評価(報告)について、原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会の意見を踏まえつつ耐震安全性について検討を行い、原子炉設置者の行った耐震安全性の検討結果は妥当であると判断して、東北電力(株)に通知した。

さらに、2006年5月19日、女川1号機の耐震安全評価(報告)の提出が東北電力(株)からあった。6月12日には、追加ボーリングの調査結果を踏まえた原子炉建屋基礎地盤の耐震安全性に係る追加報告、8月22日には、女川1号機の報告後に行われた配管の減肉調査及び解析評価の結果を含めた修正報告があった。

原子力安全・保安院は、この報告書について、原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会を開催して専門家の意見を聴くとともに、(独)原子力安全基盤機構にクロスチェックを行わせて、1号機の耐震安全性について検討を行った。原子力安全・保安院は、この報告書の妥当性について、クロスチェック解析の結果も踏まえて、原子炉設置者の行った耐震安全性の検討結果は妥当であると判断して、2006年9月13日に東北電力(株)に通知した。

2) 2007年3月の能登半島地震に対する志賀原子力発電所の耐震安全性の評価

2007年3月25日に発生した能登半島地震により、地震発生時に志賀原子力発電所1、2号機はいずれも停止中であったが、観測された地震動が基準地震動の一部を上回ったことから、耐震安全性の確認を原子炉設置者において実施した。その結果を2007年4月19日、更に追加検討結果と一部修正をそれぞれ、2007年6月1日及び8月20日に原子力安全・保安院に報告した。原子力安全・保安院は、原子炉設置者から提出された報告書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・構造設計小委員会において専門家の意見を踏まえて、耐震安全性について検討を行い、原子炉設置者の行った耐震安全性の検討結果は妥当であると判断して、2007年8月27日に北陸電力(株)に通知した。

14.6 原子力安全研究の推進

(1) 原子力安全委員会による重点安全研究計画の策定

原子力安全委員会は、2005年度からの約5年間に重点的に実施すべき安全研究(重点安全研究)を提案した。このなかで、原子力施設に関する安全研究としては、重点研究分野として1) 規制システム分野(例:リスク情報の活用、事故・故障要因等の解析評価技術) 2) 軽水炉分野(例:安全評価技術、材料劣化・高経年化対策技術、耐震安全技術) 及び原子力防災技術を提案している。重点安全研究の成果により得られた最新の技術的知見を安全規制に反映し、安全規制の向上を図るためには、規制側と研究機関の間で十分な意思疎通を図り、規制側は研究機関に対し、安全規制に必要な安全研究の成果を提示し、安全研究の結果をどのように活用するかを明らかにするよう努めるとともに、研究機関は規制側の求めに応える安全研究の課題とその結果を適宜取りまとめて提示していくことが求められている。このため、原子力安全委員会は、関係機関における研究の状況を把握し、評価している。また、原子力安全委員会は、毎年、安全研究成果報告会を開催してきたが、2006年度からは産学官の関係者が一堂に会し、規制側の求める安全研究やその成果の活用、推進体制、国際貢献を議論、情報交換をする場として、新たに安全研究フォーラムを開催するなど、安全研究の円滑な推進に資するよう努めている。

(2) 原子力安全・保安院による安全研究

原子力施設の安全の確保は原子炉設置者の責任であるから、原子炉設置者は安全確保に必要なあらゆる安全研究を実施しなければならない。これとは別に、規制機関は、より科学的、合理的な判断をするために、適切な安全研究を推進する必要がある。

原子力安全・保安院は、従来より広範な安全研究を実施してきたが、報告対象期間において、以下のような多くの改善を実施してきた。

1) 「原子力安全基盤小委員会」による研究の計画及び成果のレビュー

原子力安全・保安院は、2006年7月に、原子力安全・保安部会の下に原子力安全基盤小委員会を設置した。この小委員会では、高度燃料利用分野技術戦略マップを実施する政策的課題（規格基準等整備に必要となる安全基盤研究の推進、安全基盤研究の実施施設の整備、安全基盤研究による人材の育成確保）等を含めてロードマップを策定した。

さらに小委員会では、学協会等は、上記技術戦略マップの定期的なローリング、他の原子力安全分野についての技術戦略マップの策定を提言し、これに基づき規制当局及び産業界は安全基盤研究を計画し実施するとともにその計画及び研究成果について毎年度レビューすることにした。

2) 研究施設の維持及び研究拠点の整備

近年国際的に原子力安全研究のための研究施設が閉鎖の危機にある。このため原子力安全・保安院は原子力安全基盤小委員会において研究施設の維持についても審議し、同委員会は、(独)日本原子力研究開発機構の材料試験炉(JMTR)等3施設を戦略的に重要な安全基盤研究施設として位置付けることを提案した。

この他、美浜発電所3号機配管破損事故後に、同原子力発電所の置かれている福井県においても原子力安全研究のための拠点が整備されることになったが、そこで実施する安全研究を定めることにより、同地域での研究拠点整備構想にも貢献した。

3) 国際共同研究の推進

原子力安全・保安院及び(独)原子力安全基盤機構は、従来より国際協力研究も積極的に推進してきた。報告期間においては、特にOECD原子力機関(NEA)との協力を推進した。具体的には、熱水力安全研究の分野で、日本原子力研究開発機構が我が国として初めてホスト機関として実施することになったOECD/ROSA計画を支援した。燃材料研究では、OECD/CABRI計画、Halden計画へ継続して参加した。また、原子力安全・保安院は、高経年化対策の重要性から、NEAに応力腐食割れ(SCC)及びケーブルの高経年化について検討する、我が国からの特別拠出金事業SCAP計画が開始された。この他、従来の継続として、国外で実施するOECDプロジェクトの多くに参加するとともに、IAEAのCRP(Coordinated Research Activities)等にも参加した。

(3)(独)原子力安全基盤機構による安全研究

(独)原子力安全基盤機構は、原子力安全・保安院の技術的基盤を支える専門機関として、原子力施設等に係る安全規制に必要な規格・安全基準の整備等、安全規制に反映すべき科学的な知見を提供するために必要な安全研究を推進することが期待されている。

(4)(独)日本原子力研究開発機構による安全研究

2005年10月に、日本原子力研究所及び核燃料サイクル開発機構が統合され、新たに原子力研究開発を総合的に実施する独立行政法人として(独)日本原子力研究開発機構が設立された。当機構は安全研究の実施に必要な施設を多数保有するとともに、幅広い専門分野にまたがる人材を有しており、安全研究を実施する中核的な役割を果たすこと、さらに、その総合的な原子力研究施設を活かし、安全規制を技術的に支援する役割が期待されている。

(5)原子炉設置者等による安全研究

原子炉設置者は、軽水炉利用の長期化、高度化に対応して、安全性、信頼性、経済性の向上に必要な研究を実施している。これらの研究の成果は、安全の確保への貢献として、民間規格の整備と高度化に随時反映されている。

表14-1 使用前検査の概要

検査の時点	検査内容
(1)各設備据付時	<p>原子炉本体、原子炉冷却系統設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備、廃棄設備又は原子炉格納施設については、構造、強度又は漏えいに係る試験ができる状態になった時に、随時、これらに係る試験を実施する。</p> <p>具体的には、材料検査、構造検査及び耐圧漏えい検査のほか、基礎基盤検査、支持構造物検査等である。</p>
(2)蒸気タービン・補助ボイラー据付時	<p>蒸気タービンについてはその車室の下半部の据付けが完了した時に構造に係る試験を、補助ボイラーについてはその本体の組立が完了した時に構造、強度又は漏えいに係る試験を実施する。</p>
(3)燃料装荷時	<p>原子炉に燃料を装入することができる状態になった時には、原子炉周りの系統等の機能及び安全確保の観点から原子炉に燃料を装荷する前に検査を必要とする項目、並びに燃料装荷前に検査を行っておかないと確認が困難になるものについて検査を実施する。</p> <p>BWRを例にとれば、主蒸気逃し安全弁の検査、制御棒駆動系、炉心スプレイ系、残留熱除去系等の各系統の機能・性能検査、安全保護系の機能検査等を実施する。</p>
(4)臨界達成時	<p>原子炉の臨界反応操作を開始することができる状態になった時には、原子炉の核的特性、並びに燃料装荷後でないと確認できない原子力施設全体に係る機能及び性能について検査を実施する。</p> <p>BWRを例にとれば、全燃料装荷時の停止余裕確認検査、制御棒連続駆動検査、初臨界時の実効増倍率測定検査、減速材温度係数計測検査等を実施する。</p>
(5)工事完了時	<p>工事の計画に係るすべての工事が完了した時には、原子炉周りの系統等の性能、燃料装荷後でないと確認できない原子力施設全体に係る機能及び性能、並びに原子炉周り以外の系統等の機能及び性能について検査を行う。</p> <p>BWRを例にとれば、制御棒単体スクラム検査、外部電源喪失検査、発電機負荷しゃ断検査、プラントトリップ検査、負荷検査等を実施する。</p>

第15条 放射線防護

締約国は、作業員及び公衆が原子力施設に起因する放射線にさらされる程度がすべての運転状態において合理的に達成可能な限り低く維持されること並びにいかなる個人も国内で定める線量の限度を超える放射線量にさらされないことを確保するため、適当な措置をとる。

我が国では、原子炉等規制法、電気事業法、労働安全衛生法等の法律及び法令等により、一般公衆及び従事者に対する放射線防護の基準を規定している。これらの放射線防護に係る基準は、国際放射線防護委員会(ICRP)1990年勧告を尊重し、規定に取り入れてきている。この結果、原子炉設置者は、放射線業務従事者の放射線被ばく量を線量限度以下に維持することは勿論、ALARAの考え方にに基づき被ばく低減に努めている。

15.1 放射線防護に係る法律、規制及び要求事項の概要

我が国は、原子力施設における放射線防護の基準を原子炉等規制法、電気事業法、労働安全衛生法等の法律及びそれらに基づく政令、府令、省令、告示又は、指針により明示している。これらの放射線防護に係る基準は、国際放射線防護委員会(ICRP)1990年勧告を尊重し、規定に取り入れられている。

現在、ICRPでは1990年勧告の改訂作業が進められており、今後、IAEA等における議論を踏まえ、必要があれば取り入れる。

実用発電用原子炉については、原子炉等規制法に基づく省令「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(以下実用炉規則という。)において、放射線管理に係る条項として、放射線防護上の区域管理、管理区域内での業務従事者の被ばく管理、放射線レベルの測定監視、放出される放射性物質の監視、放射線管理設備の管理等を規定している。さらに、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」及び「核燃料物質の加工の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量告示」という。)を制定し、管理区域における線量限度及び放射性物質の濃度限度、周辺監視区域外の線量限度及び放射性物質の濃度限度、放射線業務従事者の線量限度及び放射性物質の濃度限度、緊急作業に係る線量限度等を定量的に規定している。

これら放射線防護に関する規則を原子炉設置者に遵守させるために、保安規定に「管理区域、保安区域及び周辺監視区域の設定並びにこれらの区域に係る立入制限等に関すること」、「排気監視設備及び排水監視設備に関すること」、「線量、線量当量、放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度の監視並びに汚染の除去に関すること」及び「放射線測定器の管理に関すること」について記載することが課されている。

また、電気事業法に基づく省令「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」において、原子力施設で具備すべき放射線管理設備(生体しゃへい装置、換気設備、計測装置、警報装置、廃棄物処理設備等)を規定している。原子力安全・保安院は、これら放射線管理設備の工事計画の認可及び検査に当たって、この省令に適合することを確認している。

一方、労働安全衛生法では放射線業務従事者の安全及び健康を確保する観点から事業者(労働者の雇用主)が従事者の雇用期間中を通じて放射線を含む健康障害を防止するため必要な措置を講じなければならないとし、安全衛生教育、作業環境測定、健康診断等を規定している。この法律に基づき、厚生労働省は省令「電離放射線障害防止規則」を制定し、管理区域並びに線量の限度及び測定、外部放射線の防護、汚染の防止等について規定している。

又、原子力施設で使用している放射性同位元素等に対しても、放射線障害防止法によって原子炉等規制法と同様な規制を行っている。

原子力施設の設置許可の審査に当たっては、上記の法令及び技術基準への適合性に加え、安全審査指針類等を用いて技術的検討を行っている。この指針類の中に、原子力施設の設置が環境に与える放射線影響を合理的に達成可能な限り低減する(ALARA)ための具体的な指標を与えるも

のとして線量目標値指針があり、周辺公衆の被ばく線量を低く保つことについての努力目標を定量的に明らかにしている。

また、原子炉設置者は、この線量目標値指針に基づき、保安規定で液体廃棄物及び気体廃棄物の放出管理目標値を定めている。

なお、我が国の放射線防護基準は、放射線審議会において、1990年のICRP勧告(Publication60)を法令に取り入れるための審議を行い、2001年4月に放射線障害防止に係る改正法令等が施行された。この改正ではICRP勧告を原則的には取り入れている(職業被ばくの線量限度等)が、以下の項目については更に配慮を追加した内容となっている。まず管理区域については、管理区域境界基準を公衆の特別の限度(年間5mSv)をもとにして、3カ月に1.3mSvとした。次に女子放射線業務従事者の限度については、線量限度をより短い期間に割り振り、5mSv/3カ月とすることにより、妊娠に気づかない時期の胎児の放射線防護を適切に行えるように配慮した。なお、緊急作業に係る線量限度については、IAEA基本安全基準(BSS)等を参考とし、従来どおり100mSvとした。

放射線審議会は、放射線障害の防止に関する技術的基準の斉一を図るため、文部科学省に設置された機関であり、関係行政機関の長からの諮問に答申し、また、必要に応じて意見具申を行うものである。

15.2 放射線防護に係る国の要求事項と原子炉設置者の対応

(1) 線量限度

1) 管理区域の基準

実用炉規則及び線量告示は、炉室、使用済燃料の貯蔵施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の場所であって、その場所における外部放射線に係る線量が3ヶ月間につき1.3mSvを超え、空気中の放射性物質の濃度が告示で定める濃度を超え、又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が告示で定める密度を超えるおそれのある場所を管理区域として定義し、必要な措置を講じることと規定している。

2) 放射線業務従事者等に対する基準

線量告示は、放射線業務に従事する者に対する線量限度の基準が表15-1に示すとおり規定されている。

表15-1 放射線業務従事者に対する線量限度

項目	限度
1. 実効線量限度	
(1)放射線業務従事者	100mSv/5年、及び50mSv/1年
(2)女子	(1)に規定するほか、5mSv/3月
(3)妊娠中である女子	(2)に規定するほか、内部被ばくについて1mSv/妊娠の申告から出産まで
2. 等価線量限度	
(1)眼の水晶体	150mSv/1年
(2)皮膚	500mSv/1年
(3)妊娠中である女子の腹部表面	2mSv/妊娠の申告から出産まで
3. 緊急作業に従事する放射線業務従事者	
(1)実効線量限度	100mSv
(2)眼の水晶体の等価線量限度	300mSv
(3)皮膚の等価線量限度	1Sv

原子炉設置者は、放射線業務従事者の放射線被ばく量を線量限度以下に維持することは勿論、ALARAの考え方に基づき被ばく低減に努力するため、a. 原子力施設内の系統機器の線源の低減、b. 放射線源との離隔距離の維持/しゃへいの設置、c. 放射線環境下での作業量、作業時間の低減を実施した。放射線業務従事者等が受ける線量の長期的推移を付属書2に示す。

以下に報告期間中の実用発電用原子炉施設における放射線業務従事者の被ばく管理の状況について報告する。

a. 個人被ばく実績

報告期間中の放射線業務従事者一人あたりの平均線量は、実用発電用原子炉施設において年間1.0～1.4mSvで、この数年漸減傾向にあり、全ての原子力施設において法令に定める線量限度を十分下回っている。

2006年度の放射線業務従事者の年間平均被ばく線量は1.0 mSv、原子力施設当たりの最大年間個人被ばく線量は19.7 mSvであった。これは法令に定める50mSv/年の線量制限値を十分下回っており、前年度2005年度と比較すると、年間平均被ばく線量(前年度1.0mSv)は同等、最大年間個人被ばく線量(前年度19.8mSv)は幾分減少している。また、複数の原子力施設で作業をした放射線業務従事者についての最大年間個人被ばく線量が、20mSvを超える者は前年は1名(但し、線量は、制限値に比べて十分低いものであった)であったが、今年度はゼロであった。なお、年間個人被ばく線量が15～20mSvの放射線業務従事者数は243名であり、前年度216名から若干増加した。

表 各年度の総線量、平均線量、従事者延べ人数

年度	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006
総線量 人・Sv	78.83	78.05	84.03	96.41	77.86	66.91	67.43
平均線量 mSv	1.2	1.2	1.3	1.4	1.2	1.0	1.0
従事者延べ 人数	65,900	67,800	63,800	66,600	66,700	66,300	66,900

b. 集団線量の実績

日本では、2007年6月末現在、BWRが32基、PWRが23基、合計55基が稼働している。

原子炉一基あたりの集団線量については、我が国はここ数年幾分減少傾向にある。

稼働中のBWR型の原子炉に関しては、2004年度、2005年度、2006年度の原子炉一基当たりの集団線量がそれぞれ 1.58 人・Sv、1.39人・Sv、1.33人・Svと減少している。PWR型の原子炉についても、2004年度、2005年度、2006年度の原子炉一基当たりの集団線量はそれぞれ 1.25 人・Sv、0.97人・Sv、1.09人・Svとなっている。原子炉一基あたりの集団線量の減少は、定期検査の日数の減少及び改良・改造工事に伴う作業の減少が主な要因である。

表 原子炉一基あたりの年度別集団線量

年度	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006
BWR 人・Sv	1.96	1.68	2.10	2.40	1.58	1.39	1.33
PWR 人・Sv	1.03	1.27	1.00	1.07	1.25	0.97	1.09

原子炉一基あたりの年度別集団線量の推移を下図に示す。

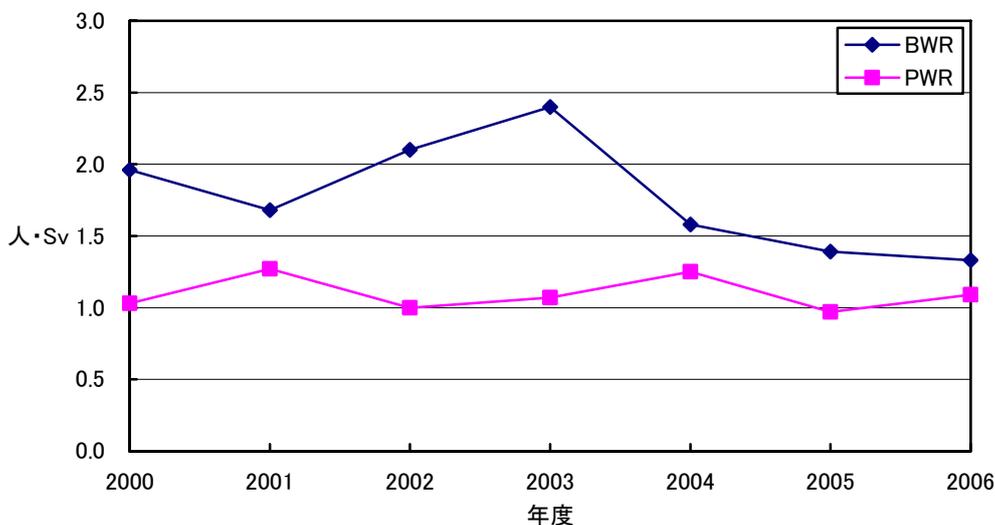


図 原子力施設1基あたりの集団線量

3) 一般公衆に対する基準

線量告示において、一般公衆の放射線安全のための基準が表15-2に示すとおり規定されている。

表15-2 一般公衆に対する線量限度

項目	限度
周辺監視区域外の線量限度	
実効線量	1mSv/年
眼の水晶体の等価線量	15mSv/年
皮膚の等価線量	50mSv/年

(2) 放射性物質の放出条件

1) 周辺公衆の線量を低く保つための目標及び放出管理

原子力安全委員会は、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において原子炉施設の通常運転時における放射性物質の環境放出に伴う周辺公衆の受ける線量を低く保つため、努力目標として線量についての目標値を実効線量で年間 $50 \mu\text{Sv}$ と定めている。この目標値は、一般公衆に対する線量限度の $1/20$ になっている。

原子炉設置者は、この目標値を達成するために安全審査の段階で評価された年間の放出量を、放出管理目標値として定め、この値を超えないよう努力する。原子力安全・保安院はこの放出管理目標値を確認し、原子炉設置者からの報告で達成状況を把握する。

2) 放出実績及び放出量低減のための具体的対策

原子力施設(BWR、PWR)から放出された最近10年間の放射性気体及び液体廃棄物の放

出実績の例を表15-3～表15-5に示す。この表から分かるように放出実績は放出管理目標値を十分下回っており、例えばPWRの希ガスの放出実績は放出管理目標値の1000分の1程度である。これは、放射性気体及び液体廃棄物の環境放出に対して次の低減対策を実施していることによるが、原子炉設置者が、ALARAの精神に基づく発電所全体の設備・管理に取り組んでいる結果である。

気体廃棄物のうち、粒子状のものについては、高性能フィルタでろ過することによって除去し、希ガスやよう素については、減衰タンクや活性炭式希ガスホールドアップ装置に貯留することで減衰させ、これらを測定、監視しながら排気筒から放出している。

液体廃棄物については、各廃液とも処理施設に集め、機器ドレンは、ろ過装置及び脱塩装置で処理回収する。床ドレンは、濃縮装置及び脱塩装置で処理後回収し、原則として再使用するが、場合により、一部については放射性物質の濃度を確認後、排水口から放出することがある。イオン交換樹脂の再生廃液は、濃縮装置及び脱塩装置で処理後回収し、再使用している。この際発生した濃縮液は、固化処理した後、固体廃棄物としてサイト内貯蔵庫に保管する。洗濯廃液等は、通常放射性物質の濃度が低いので、ろ過処理等をした後、放射性物質の濃度が十分低いことを確認して排水口から環境に放出している。

以上に加え、燃料の改良により燃料リーク発生頻度が低減しており、報告期間中における燃料リーク事例は、BWRで2件(合計3体の燃料集合体)及びPWRで1件(合計1体の燃料集合体)発生しているのみであること、定期検査等の汚染を伴う作業用換気を局所高性能フィルタでろ過すること、液体廃棄物については、ゼロリリースを目標として努力していること等により、放射性廃棄物放出量の低減が図られている。このような厳格な管理により、我が国の液体及び気体放射性廃棄物の放出量は世界的に見ても低い水準で推移している。

(3) 環境放射線の測定

原子力施設の平常時環境放射線モニタリングについては、管理区域内及び周辺監視区域に隣接する地域における線量率を計測する装置、放射性物質濃度又は線量率が著しく上昇したときなどに自動的に警報する装置を設置することを義務付けている。

原子炉設置者は、原子力施設からの放射性物質の放出に伴う周辺環境への影響を評価し、放出管理、施設管理等へ反映する立場から、モニタリングポスト等による空間放射線量の監視、環境試料の放射能監視などの原子力施設周辺の平常時のモニタリングを実施している。また、地方公共団体(原子力施設の立地道県)においても原子力施設周辺の公衆の健康と安全を守る立場から、原子力施設周辺の平常時のモニタリングを行っている。

一方、原子力安全委員会は、モニタリングの技術の向上及び斉一化を図るため、「環境放射線モニタリングに関する指針」において、モニタリング計画の立案、実施及び線量の評価について基本的方法を示しており、地方自治体及び原子炉設置者は、この指針に基づき、モニタリングを実施している。

15.3 規制による管理活動

(1) 放射性物質放出の管理

実用炉規則に基づき、気体状の放射性廃棄物を廃棄施設によって排出した場合において、周辺監視区域外の空気中の濃度が濃度限度を超えたとき、あるいは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濃度が濃度限度を超えたときには、原子炉設置者がその旨を直ちに、また、その状況及びそれに対する処置を10日以内に報告することを求めている。

(2) 個人被ばく管理

電離放射線障害防止規則は、事業者(労働者の雇用主)に、放射線業務従事者、緊急作業に

従事する労働者が管理区域内において受ける外部被ばくによる線量及び内部被ばくによる線量を測定することを求めている。また、同規則において、事業者(労働者の雇用主)に、1日における外部被ばく線量が1センチメートル線量当量について1mSvを超えるおそれのある労働者については、外部被ばくによる線量の測定結果を毎日確認することを求めるとともに、放射線業務従事者に係る線量を、遅滞なく、厚生労働大臣が定める方法により算定し、これを記録し、原則30年間保存することを求めている。

複数の原子力関係機関で働く放射線業務従事者の個人被ばく管理が困難であることに鑑み、(財)放射線影響協会が運営する放射線従事者中央登録センターが1977年11月に設立された。同センターでは、原子炉等規制法の規則を受ける事業所で働く放射線業務従事者について個人識別管理、放射線管理手帳の運用、定期線量等の登録、放射線管理記録の引き渡し・保管を行い、個人ごとの被ばく線量等を一元的に集計・管理している。

(3) 集団線量管理

集団線量については、1990年代以降において欧米諸国が漸減傾向にある一方で、我が国は横ばいもしくは漸増傾向にあった。2004年以降では改造工事の減少に伴い減少傾向が認められるが、欧米諸国と比べ期間全体としては高めに推移している。

このような近年の状況に鑑み、欧米諸国との線量差異の要因と線量低減化の課題を明らかにする目的で我が国と欧米諸国の原子力発電所の被ばく実態調査を行うとともに、ALARA原則に基づく線量低減化の取り組みを調査(2004年度～2007年度)した。

その結果、我が国と欧米諸国との集団線量の違いについては、プラント停止期間中の作業量(工事量及び作業員数)、運転サイクル期間、保守の考え方の相違、例えば欧米諸国では18カ月から24カ月の長期運転を認めているところもあるが、我が国では最長13カ月であることや、プラント停止期間は2から3カ月程度であり、これは欧米諸国に比べて2倍程度長いこと等の要因によることが明らかになった。また線量低減化の取り組みの調査結果からは中長期的な観点からの線量低減化、ALARAに関する情報共有化、事業者の取り組みに対する規制の関わり方等の集団線量管理の最適化に向けた検討課題のあることが明らかになった。

現在、個人線量(近年の平均線量:約1mSv/年、最大線量:約20mSv/年)は線量限度(100mSv/5年かつ50mSv/年)を下回っており、現状の集団線量レベル(約1.1人・Sv)そのものが問題となるものではないが、ALARA原則に基づく線量低減化活動を継続的に充実、強化していくことが重要である。

今後、規制当局としても、事業者の取り組みを一層促進すべく、低減化プロセスに着目した診断評価手法の開発など具体的な集団線量管理方策の検討を進める予定である。

表15-3 放射性気体廃棄物中の放射性希ガスの年度別放出実績(単位:Bq/年)

年度	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	管理目標値
BWR	N. D. *	N. D.	<u>N. D.</u>	<u>N. D.</u>	<u>N. D.</u>	6.7×10^{15}					
PWR	4.3×10^{11}	6.1×10^{11}	1.2×10^{11}	5.7×10^{10}	1.5×10^{10}	2.8×10^{10}	1.8×10^{10}	4.1×10^{11}	6.2×10^9	2.9×10^9	3.7×10^{15}

*: N. D. は検出されなかったことを示す。なお、検出限界濃度は、 2×10^{-2} (Bq/cm³)以下である。

表15-4 放射性気体廃棄物中の放射性ヨウ素(I-131)の年度別放出実績(単位:Bq/年)

年度	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	管理目標値
BWR	N. D. *	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	<u>N. D.</u>	<u>N. D.</u>	<u>N. D.</u>	2.3×10^{11}
PWR	8.6×10^5	1.2×10^5	1.6×10^5	1.1×10^6	2.7×10^5	N. D.	N. D.	1.9×10^8	<u>N. D.</u>	<u>N. D.</u>	1.0×10^{11}

*: N. D. は検出されなかったことを示す。なお、検出限界濃度は、 7×10^{-9} (Bq/cm³)以下である。

表15-5 放射性液体廃棄物中の放射性物質(³Hを除く)の年度別放出実績(単位:Bq/年)

年度	1997	1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	管理目標値
BWR	N. D. *	N. D.	<u>N. D.</u>	<u>N. D.</u>	<u>N. D.</u>	2.5×10^{11}					
PWR	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	N. D.	<u>N. D.</u>	<u>N. D.</u>	<u>N. D.</u>	1.4×10^{11}

*: N. D. は検出されなかったことを示す。なお、検出限界濃度は、 2×10^{-2} (Bq/cm³)以下である。(60Coで代表した)

表15-3～表15-5において、BWRは、柏崎刈羽原子力発電所、PWRは、大飯発電所の実績を示す。

第16条 緊急事態のための準備

1. 締約国は、原子力施設のための敷地内及び敷地外の緊急事態計画(適当な間隔で試験が行われ、かつ、緊急事態の際に実施される活動を対象とするもの)が準備されることを確保するため、適当な措置をとる。この計画は、新規の原子力施設については、当該施設の運転が規制機関によって同意された低い出力の水準を超える水準で行われる前に、その準備及び試験が行われる。
2. 締約国は、自国の住民及び原子力施設の近隣にある国の権限のある当局が、放射線緊急事態の影響を受けるおそれがある限りにおいて、緊急事態計画を作成し及び緊急事態に対応するための適当な情報の提供を受けることを確保するため、適当な措置をとる。
3. 自国の領域内に原子力施設を有しない締約国は、近隣の原子力施設における放射線緊急事態の影響を受けるおそれがある限りにおいて、自国の領域に係る緊急事態計画(緊急事態の際に実施される活動を対象とするもの)を準備し及びその試験を行うため、適当な措置をとる。

我が国は、原子力災害対策については、JCO臨界事故を教訓として1999年12月、原子力災害対策特別措置法(以下、「原災法」という。)を制定した。原子力緊急事態への対応として、地震、台風、大火災等の災害への対応を定めた災害対策基本法の基本的な枠組みを維持しつつ、原災法に従って原子力の特殊性に対応した措置を行っている。

原子力安全委員会は、IAEAがとりまとめた安全要件GS-R-2等の国際的な動向を踏まえ、原子力防災対策の専門的・技術的事項をとりまとめた「原子力施設等の防災対策について」(以下、「防災指針」という。)を2007年5月に見直した。

なお、原災法の施行後5年後に施行状況の検討を行うことが法律に定められており、文部科学省及び経済産業省に於いて施行状況検討を行い原子力安全委員会原子力施設等防災専門部会にその結果が報告された。

また、報告期間中に、テロ等による外部からの攻撃から国民を保護するいわゆる「国民保護法」が2004年9月に施行され、原子力施設も攻撃対象施設とされていることから、一部の原子力防災訓練において、同法への対応を含めた訓練を行った。

16.1 原子力緊急事態に係る法律、規則の整備

1999年9月のJCO臨界事故は、安全確保を大前提に原子力の利用を進めてきた我が国にとって、初めて住民の避難や屋内退避が実施されたきわめて重大な事故であった。この事故の教訓として、迅速な初期動作、国と地方公共団体との有機的な連携、国の緊急時体制の強化及び原子力事業者の責任の明確化等の原子力緊急事態の特有の課題が明らかになった。これらの課題に対処するため、我が国では、原子力災害対策について原子力の特殊性を考慮した特別の措置を講ずることとし、同12月に原災法が制定され、2000年6月に施行された。従来、原子力緊急事態への対応は、地震、台風、大火災等の災害への対応を定めた災害対策基本法により国と地方公共団体等の役割を定めて行うこととしていたが、この基本的な枠組みは維持しつつ、原災法に従って原子力の特殊性に対応した措置を行うこととなった。

また、災害対策基本法に基づく防災基本計画についても、原災法の制定に伴い、その原子力災害対策編は大きく改訂され、国、地方公共団体及び原子力事業者等の各機関の実施内容及びその役割分担等が明確にされた。さらに、原子力安全委員会は、原子力防災対策の技術的、専門的事項を扱う防災指針を原災法との整合性やJCO臨界事故対応での教訓を踏まえて、2000年5月に以下の改訂をした。

- ・従来の原子力発電所等に加え、研究用原子炉、核燃料サイクル施設を対象に追加
- ・従来の原子力発電所等からの希ガス及びヨウ素の放出対策に加え、核燃料輸送時の核燃料物質の放出事故等にも対応

その後も、防災指針は、原子力安全委員会により以下の様に数次の改訂が行われ整備・充実されている。

- ・2001年3月には、国際放射線防護委員会(ICRP)1990年勧告の取入れに伴い核原料物質、

核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の関係法令の改正がなされることに合わせ、用語とともに、内部被ばくに係る線量係数(Sv/Bq)の変更がなされた。

- 2001年6月には、臨界事故による被ばく患者に対する緊急被ばく医療の経験を踏まえ、緊急被ばく医療をより実効性のあるものとし、国、地方公共団体、原子力事業者等の医療に携わる者の責務等が明確化された。
- 2002年4月には、原爆被災者に対する長期追跡調査から得られた科学的知見及びチェルノブイリ原子力発電所事故の調査結果等を踏まえ、安定ヨウ素剤予防服用に係る防護対策が定められた。
- 2002年11月には、JCO臨界事故における経験、地震災害等の自然災害における経験等を踏まえ、原子力災害時におけるメンタルヘルス(心の健康)に関する対策が定められた。
- 2003年7月には、緊急被ばく医療体制における地域ブロック化について定められた。

2007年5月には、IAEAの安全要件GSR-2:原子力緊急時対策及び対応及び安全指針GS-G-2.1(以下IAEA文書という。)等を参考に我が国の防災対策を再検討し、主に以下の6点の改訂が行われた。

- 防災指針の位置づけを「国、地方公共団体、事業者が、原子力災害に係る計画を策定する際、緊急時における防護対策を実施する際等の指針として原子力安全委員会が防護対策に係る専門的・技術的事項について取りまとめたものである。」として明確化した。
- 防災指針の対象としては、「船用炉を除く原子炉施設、再処理施設、加工施設、使用施設(臨界量以上の核燃料物質を使用するものに限る。)、廃棄物埋設施設及び廃棄物管理施設と核燃料物質等の輸送時の原子力災害」と明確化した。
- 防護対策の目的としてIAEA文書を参考に以下の4項目を明確にするとともに防護対策実施の際には、その実施による結果を正当化・最適化の原則に則り勘案することの重要性を明確化した。
 - 1) 周辺住民、原子力施設従事者、防災業務関係者等への確定的影響の発生を防止すること、
 - 2) 被ばく患者に応急処置を実施し、また、放射線障害に対する治療を適切に行うこと、
 - 3) 被ばく集団における確率的影響の発生を実行可能な範囲で低減すること、
 - 4) 周辺住民、従事者、防災業務関係者等の健康不安を軽減すること
- IAEA文書においては、緊急防護措置の実施のために整備が行われなければならない敷地外の緊急時範囲として、予防的措置範囲(PAZ)と緊急防護措置計画策定範囲(UPZ)が規定されている。専門家の検討の結果、PAZについては、日本の防災対策において、新たに特定の範囲を設定するのではなく、放射性物質の放出前または、直後に予防的な防護対策を実施することも有効であると明記した。UPZについては、すでに、日本の防災指針の中で、EPZが、防護対策を重点的に実施すべき地域として規定されていることと同様な趣旨であることを確認した。
- IAEA文書においては、回避線量により防護対策の指標が記載されている。日本においては、防護対策実施の際に予測線量を用いており、回避線量よりも予測線量を防護対策指標として使用し判断した方が安全側の対応となることを確認した。
- 安定ヨウ素剤の予防服用に関しては、本防護対策の効果が、放射性ヨウ素による内部被ばくに限られるものであり、屋内退避、避難等の防護対策を補完するものであることを明記した。

原災法の施行後5年後に施行状況の検討を行うことが法律に定められており、文部科学省及び経済産業省に於いて施行状況検討を行い、2006年3月に原子力安全委員会原子力施設等防災専門部会にその結果が報告された。

原子力安全・保安院は、原災法制定時に留意することとされた4つの課題についてその施行状況を確認し、以下を報告した。

- 初期動作の迅速化に関して、シナリオ非提示型訓練を実施すること、今後とも初期訓練動作の迅速化に努力を継続。

- ・国と地方公共団体の連携強化に関しては、国と地方公共団体の通信を大容量化・高速化された同一のネットワークシステムで結ぶ「統合原子力防災ネットワーク」の整備等を推進。
- ・国の緊急時対応体制の強化に関して、緊急時対応センターの資機材について所要の更新に努める。
- ・原子力事業者の責務の明確化に関連して、原子力防災要員が緊急時に於いて必要な機能を満足できること等の実効性の検証を行い改善を行っていく。

16.2 原子力緊急事態への対応とそのための措置

原災法は、発電用原子炉、研究炉及び核燃料サイクル施設等による原子力緊急事態における対策について定めており、このうち、実用発電用原子力施設に係る緊急事態の対応及び防災対策について以下に示す。

(1) 原子力緊急事態の準備に係る関係機関の責務

1) 国の責務

国は、原子力災害防止のため、及び緊急事態発生時の対応のため以下の防災体制を整備する。

- ・経済産業省は、原子力防災専門官等の職員を原子力事業所のある地域に常駐させる。原子力防災専門官は、原子力事業者の防災業務計画の作成等の災害予防対策に関する指導及び助言を行うほか、緊急時には、災害の拡大の防止の円滑な実施に必要な業務を行う。
- ・原子力安全委員会は、原子力緊急事態が発生した場合には、原子力緊急事態の解除、緊急事態応急対策を実施すべき区域の変更及び緊急事態応急対策の実施に関する技術的事項について原子力災害対策本部長(内閣総理大臣)に対し、技術的助言を行うことが規定されているため、原子力安全委員及び緊急事態応急対策調査委員からなる緊急技術助言組織を設置する。
- ・経済産業大臣は、緊急事態応急対策拠点施設であるオフサイトセンターを指定する。緊急時には、ここに国、地方公共団体、原子力事業者が集まって情報を共有し、相互に協力するため「原子力災害合同対策協議会」が組織される。オフサイトセンターは、図16-1に示す地点に設置されており、総理大臣官邸、内閣府、原子力安全・保安院の緊急時対応センター又は文部科学省の非常災害対策センター、関係地方公共団体との通信連絡設備や必要な機材が整備されている。
- ・オフサイトセンターには、関係機関が環境放射線レベルや原子力施設の状態を監視する手段が備えられており、環境放射線レベルについては、緊急時に臨時に測定される緊急時環境放射線モニタリングのデータ以外は、原子力施設周辺に設置されているモニタリングポストとオンラインで結ばれていることから時々刻々の環境放射線レベルを監視することができる。また、原子力施設の状態の監視については、緊急時にオンラインで原子力事業者から送られてくるプラント情報を表示し、さらに、これらのプラント情報を使用して発電所における異常状態の進展予測を行うERSS(Emergency Response Support System)による予測結果が表示される。
- ・国は、緊急時における各種対応機能の迅速な現場への投入とその体制を整備する。
- ・国は、主務大臣が作成する計画に基づいて、所定の総合防災訓練を実施する。

2) 地方公共団体の責務

地方公共団体の地域防災計画については、災害対策基本法第40条においてその作成及び修正が義務づけられているうえ、作成又は修正にあたっては、あらかじめ内閣総理大臣に協議しなければならないこととされている。

3) 原子力事業者の責務

- ・原子力事業者は、地方公共団体と協議の上、原子力事業者防災業務計画を作成し、原子炉の運転開始前に、経済産業大臣に届け出ることが義務づけられている。
- ・原子力事業者は、防災組織を設置し、これを統括する原子力防災管理者を選任することを義務づけられている。
- ・原子力防災管理者は、特定事象等が発生したときの通報義務を有する。

(2) 原子力施設の敷地内外の原子力緊急事態のための措置

(1)の「原子力緊急事態への対応」のための準備として関係機関は、通常時から、情報の収集・連絡体制の整備、災害応急体制の整備、防災訓練の実施、防災知識の普及及び防災等に関する研究の推進を実施する事が重要であり、各項目に係る機関の役割と責任が定められている。その概要を以下に記述する。

1) 原子力施設内の緊急時計画の整備

原子力施設に、放射性物質又は放射線の異常な放出が発生した場合、原子力事業者は、原子力災害の発生やその拡大防止について、必要な措置を行う。

また、原子力事業者は、施設内の対策のみならず、施設外への協力体制も含めて、災害予防対策、緊急事態応急対策及び事後対策について、原子力事業者防災業務計画を地方公共団体と協議の上策定し、緊急時に適切に対処できるよう準備する。特に、原子力防災対策の適切な実施のためには、異常事態に関する情報を関係機関に迅速かつ正確に通報することが必須であることから、原子力事業者に責務としてこれを義務づけている。

また、原子力事業者は、緊急時に備え、関係機関との間で訓練を行うとともに、日頃から連携を密にすることなどにより、体制の整備を図るよう定められている。

2) 原子力施設周辺の緊急時計画の整備

原災法及び防災基本計画において、国、地方公共団体が原子力施設周辺で行うべき災害対策の内容と役割分担が定められており、地方公共団体はこれらに基づきそれぞれの地域防災計画を作成し、緊急時の体制や防災活動における実施責任等を定めている。具体的には、緊急時環境放射線モニタリングについては、地方公共団体が実施し、住民避難のための立ち退きまたは屋内退避の勧告、指示等については、経済産業大臣からの報告を踏まえた内閣総理大臣が実施する指導、助言または指示等に基づき地方公共団体が実施することなどが定められている。屋内退避や避難とともに安定ヨウ素剤の予防服用は、防護対策の一つとして位置付けている。

(3) 原子力施設に係る原子力緊急事態への対応(図16-2)。

原子力緊急事態における対策は、迅速な初期動作と関連する組織間の有機的な連携が重要である。

- ・原子力施設において特定の事象(表16-1)が発生した場合は、直ちに経済産業大臣及び地方公共団体の長に通報することを原子力事業者に義務づけている。
- ・通報を受けた経済産業大臣は、法で定めた手順に従い活動を開始する。このとき、地方公共団体から要請があれば、専門的知識を有する職員を派遣する。現地に駐在している原子力防災専門官は、情報を収集し、原子力災害の拡大の防止の円滑な実施に必要な業務を行う。
- ・経済産業大臣は、通報された特定事象が所定の規模を超え、原子力緊急事態が発生したと認めるときは、直ちに、内閣総理大臣に報告する。
- ・内閣総理大臣は、原子力緊急事態宣言を行い、関係する地方公共団体に避難又は屋内退避の勧告又は指示等の所要の対策を行うほか、緊急事態応急対策の実施に関して自衛隊の派遣の要請を行う等の強力な権限が付与されている。
- ・内閣総理大臣は、また、自身を長とする「原子力災害対策本部」(東京)を設置し、さらに、現地に「原子力災害現地対策本部」を設置する。
- ・原子力安全委員会は、原子力緊急事態が発生した場合には、原子力安全委員及び緊急事態応急対策調査委員からなる緊急技術助言組織を招集し、内閣総理大臣に対し技術的助言

を行う。

- ・地方公共団体は、「災害対策本部」を設置する。
- ・国と地方公共団体、原子力事業者等の関係機関が情報の共有を行い、各機関が行う応急対策について、必要な調整を図るため、「原子力災害合同対策協議会」をオフサイトセンターに組織する。

16.3 原子力防災訓練及び演習の実施

前節に示した、原災法に基づく防災業務計画の作成、原子力施設の周辺のオフサイトセンター設置等の措置は、それぞれの原子力施設に対して整備されており、これらの措置の有効性を確認するための原子力防災訓練が行われる。原子力防災訓練の実施に当たっては、国、地方公共団体、原子力事業者等の防災業務関係者及び一般住民が原子力防災対策を理解し、適切に行動すること、関係機関の防災体制が計画どおり機能するか、関係機関の情報の共有、協力して行った対策に問題は無いかなど、防災体制をチェックすることを目的として国の関係機関、地方公共団体、公共機関、原子力事業者等が協力して、通信連絡、モニタリング、防護対策の決定、避難・屋内退避等の防護対策の実施等の訓練を行っている。防災訓練には、国の行う大規模なものから、原子力事業者の行う施設内訓練までである。以下に、各々についての実績を示す。

(1) 国が計画を定めた訓練(表16-2(1))

これまで、原子力災害に関する訓練は、地方公共団体が計画を作成して行われ、国はそれを支援、調整する役割を果たしてきた。しかし、JCO臨界事故を契機として制定された原災法を受けて、国が計画を定めて主体的に実施する訓練が開始された。

国の防災訓練において、炉心損傷に至るシナリオを想定し、アクシデントマネジメント活動を含む訓練を実施している。

国が計画を定める訓練は、国、都道府県、市町村、原子力事業者等が共同して原子力災害についての総合的な防災訓練として年に1度行っている。

報告期間中に実施した訓練は次のとおりである。

2004年は、11月1、2日に東京電力㈱柏崎刈羽原子力発電所を対象とした訓練を予定していたが、訓練実施直前に発生した新潟県中越地震の影響で中止となった。

2005年は、2004年に中止となった柏崎刈羽原子力発電所(新潟県柏崎市、刈羽村)4号機を対象とした訓練を、国、新潟県、関係市町村、東京電力㈱、防災関係機関が共同して11月9日及び10日の2日間にわたって実施し、地域住民約400人を含む約2,600名が参加した。

2006年10月25日及び26日の2日にわたり、四国電力㈱伊方発電所3号機(愛媛県伊方町)を対象に、国、愛媛県、関係市町、四国電力㈱、防災関係機関が共同して実施し、地域住民等約300人を含む約3,700名が参加した。今回は、遠隔地に対する緊急派遣・緊急搬送を検証すると共に、警戒段階における応急対策措置の検証を行うことにより避難範囲確定作業の迅速化が計られた。

訓練は毎年、結果を評価して、次年度以降の訓練項目や方法等に反映している。評価方法は参加者のアンケート、第三者評価機関によるチェック及び外部有識者の所見による評価の3種類の方法を採用している。

(2) 原子力安全委員会が計画を定めた訓練

原子力安全委員会は、緊急時連絡体制の強化及び機能の維持、向上のための通報訓練や、緊急技術助言組織の緊急時対応能力の確認及び実効性向上のための実働訓練を実施している。

(3) 地方公共団体が計画を定めた訓練(表16-2(2))

都道府県及び市町村は、地域防災計画により訓練計画を定め、実施している。地方公共団体の訓練には原子力安全・保安院及び原子力安全委員会からも職員等を派遣し、これを支援している。また、これらの訓練の中には国民保護法の枠組みを反映したのも一部で実施されている。

(4) 原子力事業者が計画を定めた訓練

原子力事業者は、事業所ごとに定めた原子力事業者防災業務計画に基づき、年1回程度、対策本部設営及び運営、通報連絡、緊急時環境放射線モニタリング等の訓練を実施している。

また、原子力事業者は、アクシデントマネジメントの実施組織の実効性等を総合的に確認するため、必要に応じてアクシデントマネジメント活動を考慮した訓練等を行っている。

なお、地方公共団体の訓練対象となった事業所については地方公共団体の訓練に合わせて実施している。

16.4 国際的な枠組み及び近隣諸国との関係

我が国は、「原子力事故の早期通報に関する条約」及び「原子力事故又は放射線緊急事態の場合における援助に関する条約」の締約国である。原子力施設の原子力事故の際の近隣諸国等への通報にかかる国内実施体制を以下のとおり整備している。

- ・原子力施設については、連絡上の当局及び外国事故に関する権限のある当局として外務省並びに国内事故に関する権限ある当局として経済産業省等を選定している。
- ・原子力施設に事故が発生した場合は、原子力事業者の通報義務に基づき、直ちに経済産業省に報告が入ることになっている。
- ・事故発生の実事確認が行われ、他国に対し放射線安全に関する影響を及ぼし得るような国境を越える放射性物質の放出をもたらしており又はもたらすおそれがある場合はIAEA及び影響を受ける(おそれのある)国に通報を行う。

特に近隣諸国との間では、中国との間で、実用発電用原子炉施設の安全水準を増進することを目的とした取決め(二国間の原子力平和利用協定に基づくもの。)に従い、原子炉施設に関する重大事故を、互いに速やかに通報することとしている。また、韓国との間で、政府間の協議により原子力安全のための早期連絡網の設置、運営に関する協力を行うこととしている。

また、外国において原子力施設に事故が発生し、我が国に援助の要請があった場合、我が国としては「原子力事故又は放射線緊急事態の場合における援助に関する条約」に基づいて、例えば、緊急時モニタリング、緊急被ばく医療等に係る専門家の派遣及び放射線測定機器、放射線防護用資材等資機材の提供を通じ可能な範囲で支援する用意がある。

なお、我が国は、IAEAのアジア地域への協力事業の一環であるアジア原子力安全ネットワーク(ANSN)の活動の中で、アジア諸国の原子力施設の緊急事態対策と対応の基盤強化を支援しており、緊急時医療対応や緊急時の訓練などのワークショップに協力している。



図16-1 オフサイトセンター所在地

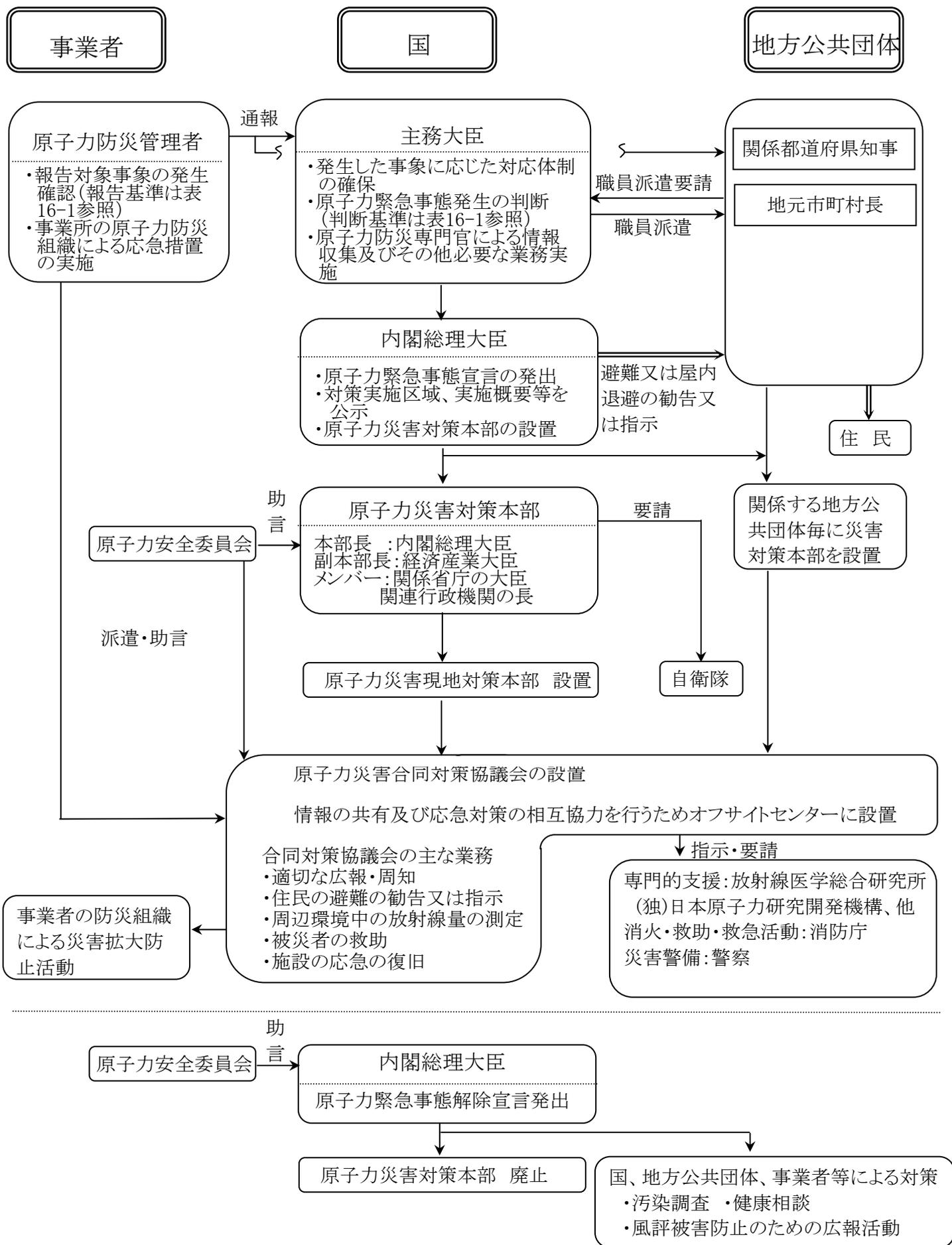


図16-2 原子力災害対策特別措置法に基づく原子力緊急事態への対応

表16-1 主な原災法の特定事象と原子力緊急事態及びその対策

事象	事業者の報告基準及び国の緊急事態宣言基準		
	事業者の報告基準	緊急事態発生を判断する条件	
事業者が報告しなければならない事象	a)敷地境界付近の放射線量検出量	1地点で10分以上5 μ Sv/h以上 2地点以上で同時に5 μ Sv/h以上	1地点で10分以上500 μ Sv/h以上 2地点以上で同時に500 μ Sv/h以上
	b)排気筒等の通常放出部分での放射性物質の検出	5 μ Sv/h以上相当の放射性物質	500 μ Sv/h以上相当の放射性物質
	c)火災、爆発等による放射線又は放射性物質の検出(管理区域外の場所)	50 μ Sv/h以上の放射線量 5 μ Sv/h以上に相当する放射性物質の放出	5mSv/h以上の放射線量 500 μ Sv/h以上に相当する放射性物質の放出
	d)原子力施設の特性を踏まえた個別の事象(例)		
	・スクラム失敗	通常の中性子吸収体による原子炉停止ができない場合	すべての原子炉停止機能が喪失した場合
	・原子炉冷却材喪失	非常用炉心冷却装置(ECCS)の作動を必要とする原子炉冷却材の漏えいが発生した場合	すべてのECCSによる原子炉への注水ができない場合
	・全交流電源喪失	全ての交流電源が5分以上供給停止した場合	全ての交流電源が喪失し、すべての炉心冷却機能が喪失した場合

16-9

国の対応	事業者の報告基準及び国の緊急事態宣言基準	緊急事態発生を判断する条件
<ul style="list-style-type: none"> ・経済産業大臣は、地方自治体の要請に応じて専門的知識を有する職員を派遣する。 ・原子力防災専門官は、所要の対応作業を行う。 	<ul style="list-style-type: none"> ・経済産業大臣は、関係省庁の協定申し合わせにより以下の対応を行う。 ・関係省庁が参集して関係省庁事故対策連絡会議を開催(東京) ・オフサイトセンターに関係者が参集し、現地事故対策連絡会議を開催 	<ul style="list-style-type: none"> ・経済産業大臣は、原子力緊急事態の発生を確認し、内閣総理大臣に報告する。 ・内閣総理大臣は、原子力緊急事態宣言を行い、以下の対応をとる。 ・地方公共団体に退避等の勧告又は指示を行う。 ・原子力災害対策本部(東京)及び原子力災害現地対策本部(オフサイトセンター)を設置 ・国及び地方公共団体の情報交換のため、原子力災害合同対策協議会を設置

表16-2 原子力防災訓練の実績

実施主体	訓練実施日	対象発電所
(1) 国が計画を定めた訓練(2004年4月～2007年3月)		
国	2005年11月9日(水)～10日(木)	柏崎刈羽原子力発電所(東京電力株)
国	2006年10月25日(水)～26日(木)	伊方発電所(四国電力株)
(2) 地方自治体が計画を定めた訓練(2004年4月～2007年3月)		
静岡県	2004年6月29日(火)	浜岡原子力発電所(中部電力株)
島根県	2004年10月8日(金)	島根原子力発電所(中国電力株)
宮城県	2004年10月19日(火)	女川原子力発電所(東北電力株)
北海道	2004年10月22日(金)	泊発電所(北海道電力株)
愛媛県	2004年10月26日(火)	伊方発電所(四国電力株)
青森県	2004年11月16日(火)	東通原子力発電所(東北電力株)
佐賀県 長崎県	2004年11月22日(月)	玄海原子力発電所(九州電力株)
福島県	2004年11月24日(水)	福島第一原子力発電所(東京電力株)
鹿児島県	2005年1月30日(日)	川内原子力発電所(九州電力株)
福井県 京都府	2005年3月21日(月)	高浜発電所(関西電力株)
石川県	2005年3月24日(木)	志賀原子力発電所(北陸電力株)
福井県	2005年8月2日(火)	美浜発電所(関西電力株)
青森県	2005年8月10日(水)	東通原子力発電所(東北電力株)
北海道	2005年10月21日(金)	泊発電所(北海道電力株)
愛媛県	2005年10月21日(金)	伊方発電所(四国電力株)
宮城県	2005年10月28日(金)	女川原子力発電所(東北電力株)
新潟県	2005年11月9日(水)～10日(木)	柏崎刈羽原子力発電所(東京電力株)
福島県	2005年11月14日(月)～15日(火)	福島第二原子力発電所(東京電力株)
石川県	2005年11月17日(木)	志賀原子力発電所(北陸電力株)
島根県	2005年11月17日(木)	島根原子力発電所(中国電力株)
鹿児島県	2005年11月19日(土)	川内原子力発電所(九州電力株)
佐賀県	2005年11月21日(月)	玄海原子力発電所(九州電力株)
福井県	2005年11月27日(日)	美浜発電所(関西電力株)
静岡県	2006年2月15日(水)	浜岡原子力発電所(中部電力株)
福井県	2006年8月1日(火)	大飯発電所(関西電力株)
石川県	2006年8月20日(日)	志賀原子力発電所(北陸電力株)

茨城県	2006年9月29日(金)	東海第二発電所(日本原子力発電㈱)
宮城県	2006年10月23日(月)～24日(火)	女川原子力発電所(東北電力㈱)
北海道	2006年10月30日(月)	泊発電所(北海道電力㈱)
新潟県	2006年11月10日(金)	柏崎刈羽原子力発電所(東京電力㈱)
青森県	2006年11月14日(火)	東通原子力発電所(東北電力㈱)
鹿児島県	2006年11月17日(金)	川内原子力発電所(九州電力㈱)
福井県	2006年11月19日(日)	大飯発電所(関西電力㈱)
佐賀県	2006年11月26日(日)	玄海原子力発電所(九州電力㈱)
島根県	2007年1月30日(火)	島根原子力発電所(中国電力㈱)
静岡県	2007年2月1日(木)	浜岡原子力発電所(中部電力㈱)
福島県	2007年2月6日(火)～7日(水)	福島第一原子力発電所(東京電力㈱)

D. 施設の安全

第17条 立地

<p>締約国は、次のことについて適当な手続が定められ及び実施されることを確保するため、適当な措置をとる。</p> <ul style="list-style-type: none">(i) 原子力施設の計画された供用期間中その安全に影響を及ぼすおそれのある立地に関するすべての関連要因が評価されること。(ii) 計画されている原子力施設が個人、社会及び環境に対して及ぼすおそれのある安全上の影響が評価されること。(iii) 原子力施設が継続的に安全上許容され得るものであることを確保するため、必要に応じ、(i)及び(ii)に定めるすべての関連要因が再評価されること。(iv) 計画されている原子力施設がその近隣にある締約国の領域に及ぼすおそれのある安全上の影響について、当該締約国が独自に評価することを可能とするため、当該締約国がそのような影響を受けるおそれのある限りにおいて当該締約国との間で協議が行われ及び、要請に応じ、当該締約国に対して必要な情報が提供されること。
--

我が国においては、原子力施設の立地の適否を判断するために、自然現象・外部人為事象の原子力施設に対する安全上の影響評価、万一の事故を想定した原子力施設による周辺の公衆への安全上の影響評価、原子力施設が立地されることによる環境への安全性以外の影響評価が必要と考え、これらについて必要な法令等を整備し、評価している。

17.1 原子力施設の立地に係る基本的考え方

我が国においては、原子力施設の立地の適否を判断するために、

- ・自然現象・外部人為事象の原子力施設に対する安全上の影響評価
- ・万一の事故を想定した原子力施設による周辺公衆への安全上の影響評価
- ・原子力施設が立地されることによる環境への影響評価

が必要と考え、これらについて必要な法令等を整備している。

17.2 実用発電用原子炉の立地に係る主要な評価体系

実用発電用原子炉の立地については、原子炉等規制法により、実用発電用原子炉の位置、構造及び設備が災害防止上支障のないものであることがその設置許可(変更の許可を含む。以下本条において同じ。)の条件となっており、設置許可に係る安全審査の際に、原子炉立地審査指針等に基づき、その立地の適否を審査している。

原子炉立地審査指針は、実用発電用原子炉の立地条件として大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんであるが、将来においてもあるとは考えられないこと、また、災害を拡大するような事象も少ないこと、原子炉はその安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること、及び敷地及びその周辺は、必要に応じ公衆に対し適切な措置を講じ得る環境にあることなどを求めている。

発電所の立地選定に当たっては、上記指針に基づいて実用発電用原子炉の異常を誘発する可能性の少ない地点を選ぶとともに、自然現象・人為事象などの外部起因事象に対する安全確保については、基本的にはその地点での特有な外部起因事象を十分考慮した設計とすることで対応している。

これを受けて、安全設計審査指針の中で、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること、地震以外の想定される自然現象によって実用発電用原子炉の安全性が損なわれない設計であること、また、想定される外部人為事象によって実用発電用原子炉の安全性を損なうことのない設計であること等を要求している。

また、実用発電用原子炉の事故による周辺の公衆への安全上の影響評価について、原子炉立地審査指針は、万一の事故を仮定した場合に、公衆の受ける線量の評価値が判断の目安を下回るように、周囲の非居住区域及び低人口地帯の距離の範囲並びに人口密集地帯からの十分な距離を確保すべきことが安全防護施設との関連において求められている。なお、安全評価審査指針では原子炉立地審査指針を受け、立地評価に当たって想定すべき事象、判断基準、解析に際して考慮す

べき事項等を具体的に示している。

実用発電用原子炉施設を含む全ての発電所に係る環境影響評価については、これまでは1977年7月の通商産業省(現、経済産業省)省議決定に基づき行われていたが、1999年6月に環境影響評価法が施行されたことにより、法律に基づいた環境影響評価が実施されている。この点については、17.5項において記す。

17.3 外部起因事象に対する評価

外部起因事象に対する評価は、「大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんであるが、将来においてもあるとは考えられないこと。また、災害を拡大するような事象も少ないこと。」との原子炉立地審査指針の規定を受け、安全設計審査指針において設計上考慮すべき事象として地震及び地震以外の自然現象並びに外部人為事象を定めている。

地震に対する設計に関して、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、耐震上の区分がなされるとともに、安全機能を維持する設計であることが求められる。

原子力安全委員会は、安全審査に用いられる耐震安全性に係る指針類に最新知見等を反映し、より適切な指針類とするため、2001年7月に原子力安全基準専門部会の中に耐震指針検討分科会を設置し、耐震設計審査指針等の改訂の検討を進め、2006年9月、耐震設計審査指針等を改訂した。新耐震設計審査指針については18.1節に示す。

地震以外に想定される自然現象(洪水、津波、風、凍結、積雪、地滑り等)に対する設計に関しては、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、これらによって原子炉施設の安全性が損なわれない設計であることが求められている。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も過酷と考えられる条件、又は自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であることが求められている。

また、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される外部人為事象(飛行機落下、ダムの崩壊、爆発等)によっても、実用発電用原子炉の安全性を損なうことのない設計であることが要求されている。航空機落下に対する考慮については、2002年7月に、原子力安全・保安院が内規として制定した「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について(内規)」において、「想定される外部人為事象」として設計上の考慮を必要とするか否かの判断のめやすとともに、標準的な評価手法が示されている。なお、航空機などについては原子力施設上空の飛行が原則制限されている。

第三者の不法な接近等に対しては、我が国の実用発電用原子炉はこれを防御するため適切な措置を講じた設計であることを要求している。

17.4 実用発電用原子炉の事故による周辺公衆への安全影響評価

原子炉立地審査指針では、万一の事故時にも、公衆の安全を確保するため、実用発電用原子炉は、その安全防護施設との関連において周辺公衆から十分離れた距離にあることを原則的な立地条件として定めており、この要求を満足する条件として、以下のように定められている。

1) 原子炉の周囲のある距離の範囲内は非居住区域であり、非居住区域の外側においては、重大事故の発生を想定しても周辺の公衆に放射線障害を与えないこと。

なお、重大事故とは、敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地からみて、最悪の場合には起こるかも知れないと考えられる事故を指し、原子炉立地審査指針等に規定されている。

2) 非居住区域の外側のある距離の範囲内は低人口地帯であり、同地帯においては、仮想事故の発生を想定しても周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと。

なお、仮想事故とは、重大事故を超えるような技術的見地からは起こるとは考えられない事故であり、例えば、重大事故を想定する際には効果を期待した安全防護施設のうちのいくつかは作動しない

と仮想し、それに相当する放射性物質の拡散を仮想するものと、原子炉立地審査指針等に規定されている。

3) 原子炉の敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること。

ここでいうある距離とは、仮想事故の発生を想定しても、全身線量の積算値が、集団線量の見地から十分受け入れられる程度に小さくなるような距離を指す。

なお、上記の判断のめやすとして用いられる線量は、原子炉立地審査指針の別紙において定められている。また、線量評価に際しては、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」にて、大気中における放射性物質の拡散状態を推定するために必要な気象観測方法、観測値の統計処理方法及び大気拡散の解析方法を定めている。

17.5 環境影響評価

環境影響評価法の目的は、規模が大きく環境への影響の程度が大きい事業について、事業者が環境への影響評価を適切に行い、環境保全の見地から評価結果を事業計画に反映させるためのものであり、これに関する一連の手続きが定められている。原子力施設を含めた商業用発電設備の環境評価は、環境影響評価法の規定と電気事業法の環境影響評価に関する規定に基づき行われる。原子力施設は、その規模にかかわらず全て環境影響評価の対象としている。図17-1に実用発電用原子炉施設の設置に係る環境影響評価の概略手続きを示す。

事業者は、原子力施設の建設計画に先立ち、計画の概要、環境影響評価項目、調査方法、予測及び評価手法を記載した方法書を作成し、発電所の環境影響を受ける範囲と認められる地方公共団体に送付するとともに、原子力安全・保安院に届け出る。原子力安全・保安院は方法書に対する関係都道府県知事の意見を勘案するとともに、住民等の意見及びそれについての事業者の見解に配慮して方法書を審査し、事業者に対して必要に応じ勧告を行う。

次に事業者は方法書に対する勧告等を踏まえて、環境調査、予測、評価及び環境保全措置の検討を行ったうえで準備書を作成し、関係地方公共団体に送付するとともに、原子力安全・保安院に届け出る。原子力安全・保安院は準備書に対する住民等の意見及びそれについての事業者の見解に配慮するとともに、関係都道府県知事及び環境大臣の意見を勘案し、また環境審査顧問の意見を聞いて準備書を審査し、事業者に対して必要に応じ勧告を行う。なお、事業者は、環境影響の程度が極めて少ないと判断される以外の項目については、実行可能な範囲内で環境影響をできるだけ軽減するため、事業計画及び地域の状況を踏まえ、環境保全措置を検討し、必要に応じ代償措置を検討することとなる。

最後に、事業者は準備書に対する勧告等を踏まえて評価書を作成し、原子力安全・保安院に届け出る。原子力安全・保安院は評価書を審査し、事業者に対して、変更の必要がある場合は評価書の変更を命じ、変更する必要がない場合は、確定の通知を行う。確定された評価書は、環境省及び関係地方公共団体に送付される。

また、原子力安全・保安院は、工事計画認可等の際、工事の計画が評価書に従っているものでなければ認可しないこととなる。

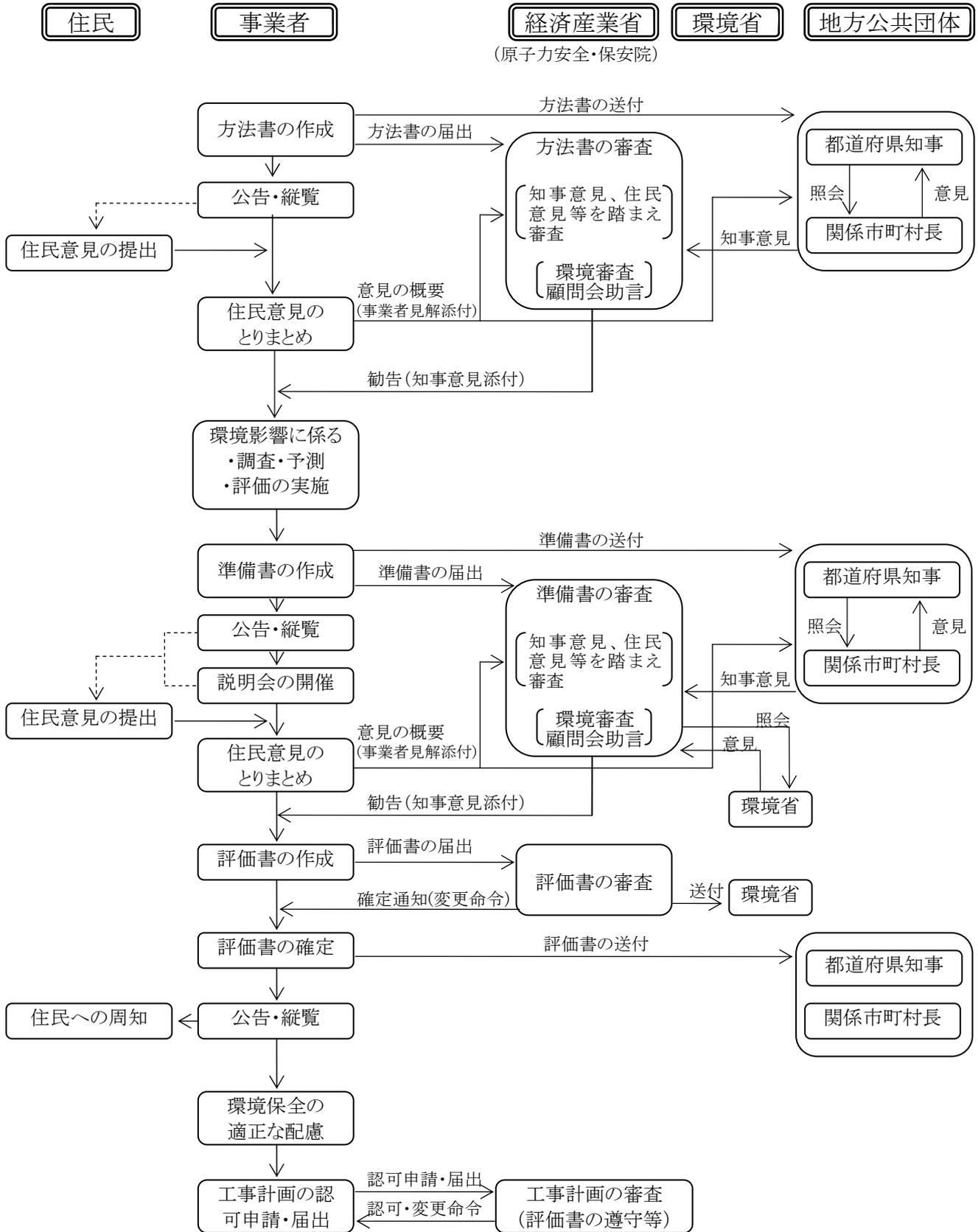
17.6 立地関連要因の再評価

原子力施設の存在が安全上許容され得るものであることを継続的に確保するために、原子力施設の増設時に、立地選定に係るすべての関連要因の変化を考慮に入れて立地の妥当性を再評価している。また、安全設計への影響が懸念される新しい科学的知見や要因が発生した場合には、安全設計の妥当性を再評価することとしている。

17.7 安全上の影響に関する近隣諸国との協議

我が国では、立地の選定に当たって、原子力施設の異常を誘発する可能性の少ない地点を選んでいる。さらに、設計においては、自然現象を含めて事故の起因事象に対する安全性を十分に確保するとともに、アクシデントマネジメント策を整備している。その上、我が国は島国であり、かつ周辺国との間には相応の地理的隔たりが存在することから、近隣諸国に対して我が国の原子力施設が安全上の影響を与える可能性は極めて小さいと考えられる。以上の事情から、これまで、原子力施設の立地に当たって、互いに近隣諸国との協議等を行ったことはない。

図17-1 実用発電用原子炉施設に係わる環境影響評価の概略手続き



第18条 設計及び建設

締約国は、次のことを確保するため、適当な措置をとる。

- (i) 原子力施設の設計及び建設に当たり、事故の発生を防止し及び事故が発生した場合における放射線による影響を緩和するため、放射性物質の放出に対する信頼し得る多重の段階及び方法による防護(深層防護)が講じられること。
- (ii) 原子力施設の設計及び建設に用いられた技術が適切なものであることが、経験上明らかであるか又は試験若しくは解析により認められること。
- (iii) 原子力施設の設計が、特に人的な要因及び人間と機械との接点(マン・マシン・インターフェース)に配慮しつつ、当該施設の運転の信頼性、安定性及び容易性を考慮したもとなっていること。

我が国の原子力施設(軽水炉及び高速増殖炉)は、いわゆる西側諸国の安全設計思想をベースに設計、建設及び運転されており、IAEA原子力安全基準(NUSS)に規定する深層防護システムとほぼ同じものとなっている。また、継続的に、運転経験及各種の試験・解析・研究開発による知見を取り入れ、より安全で、保守管理のしやすい施設を実現している。さらに、原子炉の安全性と信頼性を向上させるために、これらの新しい知見を必要に応じて逐次、指針類の策定や改訂に反映している。

18.1 原子力施設の設計及び建設に関連した審査

我が国における原子力施設の設計及び建設段階における許認可プロセス並びにそこで適用される法令及び規制要求事項については第7条に関する報告に記述している。原子力施設の安全性に係る設計の審査には、安全設計審査指針、安全評価審査指針及び関連する指針が使用される。安全設計審査指針には、実用発電用原子炉施設の安全設計の基本方針が定められている。同指針は、原子炉施設を構成する構築物、系統及び機器それぞれに対して、それらが供用期間中に受ける可能性のある環境条件・荷重条件(通常運転の状態のみならず、想定される異常状態を含む)下において、所定の機能を果たすべきことを求めている。

安全評価審査指針は、こうした構築物、系統、機器で構成される原子炉施設が、全体として十分安全な施設となっていることを安全評価によって確認するためのものである。同指針は、安全評価において想定すべき事象、判断基準、解析に際して考慮すべき事項などを示している。

許認可を受けた実用発電用原子炉施設の設計に変更する必要性が生じた場合は、その設置者は、新設の場合の許認可プロセスと同様の手続きにより、その変更の影響を受ける安全解析を含めて、変更による安全性の確認及び変更部分の検査を受けなければならない。

18.2 深層防護及び放射性物質の閉じ込めの具体化

我が国の実用発電用原子炉施設(軽水炉(BWR)及びPWR))は、いわゆる西側諸国の安全設計思想をベースに設計、建設及び運転されており、IAEA原子力安全基準(NUSS)に規定する深層防護システムとほぼ同じものとなっている。我が国の軽水炉は、米国で開発された軽水炉を基礎としているが、その後、経済産業省(当時、通商産業省)のイニシアチブによる改良標準化計画が累次推進され、設置許可を受けた者(本条において「原子炉設置者」という。)の運転経験及び原子力産業界の各種の研究開発によって得られた知見を取り入れ、より安全で、保守管理のしやすい施設を実現している。

(1) 深層防護の具体化

深層防護の原則は以下のとおりである。

- 適切な品質水準及び工学的慣行に従って発電所を健全かつ保守的に設計することにより平常運転からの逸脱を防止すること、
- 異常の発生を早期に検出し、事故への進展を未然に防止すること、さらに、
- 前段で防止されないことを仮定して、その結果生じる事故の拡大を抑制し、その影響を緩和すること、

これらの原則を実用発電用原子炉施設の設計に具体化するために、原子力安全委員会の定めた安全設計審査指針は次のような事項を定めている。すなわち、第1の防護は、異常発生の防止対策である。具体的には、安全余裕のある設計を行うこと、製作において厳重な品質管理を行うこと、施設または機器が設計どおりに製作されているかを検査すること、及び運転に入ってから、監視、点検保守により性能低下を防止すること等であり、安全設計審査指針1～10(原子炉施設全般)において要求されている。また、原子力施設を構成する構築物、系統及び機器それぞれについて、それぞれの安全機能上の重要度を設計上の考慮に入れることを求めており、次節の重要度分類審査指針が作成され、設計、製作における品質管理において重要度に応じた考慮を払うことを要求している。

第2の防護は、異常の波及拡大の防止対策である。具体的には、運転中に何らかの故障や誤操作が発生した場合にも、その異常状態を早期に検知しこれを修復し、あるいは事故への進展を未然に防止する対策を講じることであり、安全設計審査指針15～18(原子炉停止系)及び指針34～40(安全保護系)等において要求されている。

第3の防護は、事故時の影響の緩和である。これは、具体的には、上記のような対策にもかかわらず事故が発生した場合にも、事故の拡大を防止し影響を軽減することにより、周辺住民の安全を確保する対策を講じることであり、安全審査指針25(非常用炉心冷却系)、指針28～33(原子炉格納容器)等において要求されている。

このような1)異常の発生防止、2)異常の検知と異常の進展の防止、及び3)事故時の影響緩和といういわゆる深層防護の原則に基づき厳格な安全確保対策を十分に行うことによって原子力施設の安全性は十分確保されるものである。我が国の原子力施設はこれらの諸対策によってシビアアクシデントの発生の可能性を工学的には現実には起こるとは考えられないほど十分小さくしており、原子力施設のリスクを十分低く保つと考えられる。このような状況を踏まえ、アクシデントマネジメントの整備は、これらの防護レベルを超えた措置として、この低いリスクを一層低減するものとして位置づけられている。なお、我が国で進められているアクシデントマネジメントの整備については、18.6節に、防災対策に関しては、第16条に関する報告に記す。

(2)放射性物質の閉じ込め(又は、放射線防護壁としての三つの障壁)

原子炉施設は放射性物質を一連の物理的障壁内に封じ込めるように設計、建設及び運転される。これらの物理的障壁には、燃料、被覆管、原子炉冷却系圧力バウンダリ及び原子炉格納容器がある。これらの物理的障壁に対する安全設計審査指針等における要求事項及び設計改良の成果について、以下に示す。

1)燃料(被覆管を含む。)

燃料集合体については、a. 原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の運転上の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること、b. 運転時の異常な過渡変化時には、安全保護系が原子炉停止系等の作動を開始させ、燃料の許容設計限界を超えないような設計であること、c. 反応度投入事故に対しては、炉心冷却を損なわないような設計であり、具体的には燃料エンタルピーの最大値が規定値を超えないこと、及び原子炉冷却材喪失に対しては非常用炉心冷却系が燃料の重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被覆管等の金属と水との反応を十分小さな量に制限できる設計であることが求められている。

これらについてはa. に対して安全設計審査指針11、12、b. に対して指針34～40(安全保護系)、c. に対して指針12、14及び25においてそれぞれ要求されており、また発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針及び軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針により安全評価上の要求が規定されている。

2)原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリについては、通常運転時及び異常状態において、その健全性を確保できる設計であること、通常運転時、保守時、試験時、及び異常状態において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること、漏えいがあった場合その漏えいを速やかに確実に検出できる設計であること、原子炉の供用期間中に試験及び検査が

できる設計であることが安全設計審査指針19～22で要求されており、また反応度投入事象に対して、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が規定値を超えない設計であることが安全設計審査指針14で求められている。

3) 原子炉格納容器

原子炉格納容器については、設計用想定事象に起因する荷重及び適切な地震荷重に耐え、かつ、所定の漏えい率を超えることがない設計であること、定期的に漏えい率の測定ができる設計であること、そのバウンダリが通常運転時、保守時、試験時、及び異常状態において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること、及びそれを貫通する配管系が隔離弁を設けた設計であることが安全設計審査指針28、29で求められている。

18.3 異常発生防止系及び異常影響緩和系(重要度分類指針)

異常発生防止系及び異常影響緩和系については我が国では、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針(以下「重要度分類審査指針」という。)で規定している。すなわち安全審査で用いられている安全設計審査指針は、対象となる構築物、系統及び機器の安全上の重要度に応じ、適切に適用されなければならないため、これらの構築物、系統及び機器が果たすべき安全機能と、その安全上の重要度分類を、この「重要度分類指針」で定めている。

(1) 安全設計上の重要度分類の考え方

重要度分類指針においては、構築物、系統及び機器の安全機能の重要度は次の二種類に分類されている。

1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの(異常発生防止系。以下、PSという。) 2) 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの(異常影響緩和系。以下「MS」という。)。このPS及びMSのそれぞれに属する構築物、系統及び機器を、その有する安全機能の重要度に応じ、3つのクラスに確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、各クラス毎の基本的目標を達成できるものでなければならないことを規定している。

クラス1: 合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス2: 高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

クラス3: 一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

なお、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、2つ以上のもの間において、機能的隔離及び物理的分離を適切に考慮しなければならないこととしている。又、重要度の異なる構築物、系統及び機器を接続するときは、下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等の設計上の要求を課すか、適切な機能的隔離が行えるよう考慮しなければならないこととしている。

各クラスに属する構築物、系統及び機器の定義並びにその安全機能を表18-2に示す

(2) 異常発生防止系及び異常影響緩和系の設置状況

我が国の軽水炉に設置されている異常発生防止系と異常影響緩和系を整理する。

我が国に設置されているすべての軽水炉を、原子炉タイプと格納容器形式によりグループ分類した上で、原子炉施設の各々において設置されている主要な異常発生防止系と異常影響緩和系を、BWRについては表18-3に、PWRについては表18-4に示す。これらの表は、それぞれの異常発生防止系と異常影響緩和系のうち、主要なシステムとして、原子炉停止系、非常用炉心冷却系及び除熱系の系統構成とその区分、ディーゼル発電機台数、及び格納容器形状の範囲に限定してまとめたものである。

18.4 安全設計の評価

安全設計評価では、安全評価審査指針に基づき、後述するように、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について想定すべき事象群を定め、安全解析によりその安全性を評価する。これらの事象群は、IAEAの原子力安全基準(NUSS)で定められた分類とほぼ同様である。

原子炉を設置しようとする者は、これらの想定事象群を対象とした安全解析を行い、その解析結果をそれぞれの判断基準に照らし、安全設計が妥当であることを確認しなければならない。

これに対し原子力安全・保安院は、原子炉を設置しようとする者の安全解析を審査し、必要に応じて(独)原子力安全基盤機構が行う独自の解析結果の報告を受けて、その妥当性を確認している。安全評価に当たって想定すべき事象の選定とその評価は、以下のように実施している。

安全評価に当たって想定すべき事象群として、申請された基本設計に含まれる機器やシステムの故障や誤操作について分析し、事象の進展過程が類似しているもののうち最も厳しい結果をもたらす事象を選定する。これらの想定事象を、その発生の可能性及び発生した場合の影響の度合いに応じて、安全評価審査指針に示すように「運転時の異常な過渡変化」と「事故」に分類し、それぞれの分類に対し定められた判断基準に従って安全性が評価される。

a. 「運転時の異常な過渡変化」

「運転時の異常な過渡変化」とは、実用発電用原子炉の運転中において、原子力施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象であり、評価すべき事象として加圧水型軽水炉(PWR)14件と沸騰水型軽水炉(BWR)12件が選定されている。これらの事象に対して行われた安全解析では、安全評価審査指針に示す判断基準に基づいて炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確認され、その論理的帰着として、安全保護系、原子炉停止系等の安全上重要な機器等の安全設計の妥当性が確認される。

b. 「事故」

「事故」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は実用発電用原子炉からの放射性物質の放出を評価する観点から敢えて想定する事象であり、評価すべき事象としてPWR10件とBWR9件が選定されている。これらの事象に対し行われた安全解析では、安全評価審査指針に示す判断基準に基づいて炉心は著しい損傷に至ることがなく、かつ、原子炉格納容器バウンダリが健全であることが確認され、さらに、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認することにより、その論理的帰着として、工学的安全施設の安全設計の妥当性が確認される。

なお、「事故」事象のうち、冷却材喪失事故は安全評価審査指針及び「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に従って、また、反応度投入事象は安全評価審査指針及び「発電用軽水型原子力施設の反応度投入事象に関する評価指針」等に従って解析の確認と評価が行われている。

18.5 新しい耐震設計審査指針

安全設計審査指針の関連指針である耐震設計審査指針が、2006年9月に改訂された。これまでの耐震設計審査指針は、1978年に原子力委員会が策定したもので1981年に原子力安全委員会によって静的地震力に関する規定を改訂し、2001年には、国際放射線防護委員会(ICRP)の勧告に基づき一部用語に係る規定が改訂された。その後、今日に至るまで、地震学及び地震工学に関する新たな知見の蓄積や、耐震安全性に係る設計や技術の改良と進歩は著しく、特に1995年に発生した兵庫県南部地震以降には、関連する調査研究の推進とその成果を通じて多くの知見が得られた。

2001年、原子力安全委員会では、これらの最新の知見等を適切に取り入れ、耐震設計審査指針等をより適切なものとするため必要な調査審議を進めた。公開の調査審議及び一般からの意見公募を経て、2006年9月に新しい耐震設計審査指針を決定した。

この新しい耐震設計審査指針の主要点を以下に示す。

1)地震動の評価・策定方法の高度化(地質調査等関係)

①活断層評価年代の拡張

耐震設計上考慮する活断層(過去の地震の痕跡で将来の地震の震源ともなり得る)について、これまで5万年前以降に活動したものなどとしていたが、これを後期更新世以降の活動が否定できないものに拡張した。

②活断層調査の入念な実施

耐震設計において用いる基準地震動を策定する際に必要である活断層調査については、敷地からの距離に応じ、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総合して、より詳細かつ入念な調査を実施することとして、耐震設計上考慮すべき活断層の評価に万全を期すこととした。

2) 地震動の評価・策定方法の高度化(基準地震動の策定関係)

①基準地震動の1本化

基準地震動は従来の2種類(設計用最強地震に基づく基準地震動 S_1 、設計用限界地震及び直下地震に基づく基準地震動 S_2)から1種類(S_3)とし、かつその設定条件を S_2 より厳しくした。その S_3 に対しては耐震安全上重要な施設の安全機能が保持されるということを基本的要求事項とした。

②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

これまでの経験的な評価手法(応答スペクトルを用いた手法)に加え、最新の評価法である「断層モデル」による解析手法を新たに全面的に取り入れ、両者の長所を活かすことにより、地震動の評価手法を高度化することとした。

③震源を特定せず策定する地震動の導入

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、その観測記録などから応答スペクトルを設定することにより、地震動を策定することとした。これにより、入念な活断層調査を実施してもなお評価できない可能性のある地震に対する評価に備えることができる。これに伴って、従来のマグニチュード6.5の直下地震の規定は廃止した。

④鉛直方向地震動の個別評価

鉛直方向の地震動評価について、これまで経験的に一律、水平方向の最大加速度振幅の2分の1の値を鉛直震度(静的地震力)として評価していたことを改め、鉛直方向についても個別に評価し、個別の動的地震動として評価することとした。

⑤「残余のリスク」への配慮

S_3 を上回る地震動の発生を完全には否定できないため、「残余のリスク」への留意を求めることとした。これに関連して規模・位置・伝播等に対する「不確かさ」の要因とその大きさの程度を適切な方法で考慮するものとし、 S_3 の超過確率を安全審査時の参考情報として参照することとした。

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)にまで拡張した。

②地震随件事象を考慮することの明記

地震随件事象(周辺斜面崩壊、津波等)への考慮について明記した。

③岩盤支持要求の改善

免震技術等の進歩を考慮し、建物・構造物の「岩盤支持」要求を性能規定要求とし「十分な支持性能をもつ地盤への設置」に変更した。

4) 確率論的安全評価手法活用への取組み

①原子炉設置者に対し、「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し、また確率論的安全評価手法の全面的な導入に向けた取組みを今後の課題とした。

以上の新耐震設計審査指針は、新たに設置許可申請がなされる原子力施設へ適用されるが、既設の原子力施設についても、改訂内容に照らした耐震安全性の評価を実施することが、原子炉設置者に対して要請されている。既設原子力施設への対応は、14.5節に示す。

18.6 アクシデントマネジメント策の整備

米国TMI事故以後、世界的にシビアアクシデント現象及び確率論的安全評価に関する研究が本格的に実施される中で、我が国の原子炉設置者は、原子力安全委員会のアクシデントマネジメントに係わる決定文「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(1992年5月28日付け原子力安全委員会決定(1997年10月20日一部改訂))」に基づく通商産業省(当時)よりの要請により、自主的にシビアアクシデント発生防止や影響緩和の方策について対策を進めてきた。シビアアクシデント発生防止及び緩和のためのアクシデントマネジメントに対応した設備の改造としては、代表的なものとして下記がある。

PWR:代替再循環(代替サンプポンプ設置又は格納容器スプレイ系・余熱除去系間タイライン設置による格納容器スプレイ系を利用した炉心注水)、格納容器自然対流冷却(常用格納容器冷却系の利用)、代替補機冷却(空調用冷水系等の利用)、格納容器内注水(消火系の利用)、号機間電源融通(隣接原子力施設からの電源融通)、水素濃度制御(アイスコンデンサ型PWRのみ)

BWR:代替反応度制御(再循環ポンプトリップ及び自動代替制御棒挿入)、代替注水手段(消火系の利用)、原子炉減圧の自動化(原子炉水位低後の自動減圧)、格納容器からの除熱手段(耐圧強化ベント、ドライウエルクーラー利用)、電源供給手段(隣接原子力施設からの電源融通)

運転中の実用発電用原子炉施設のアクシデントマネジメント策の具体化として、これまでに原子炉設置者は、定期検査期間等を利用し上述のような設備面の充実を図る一方、アクシデントマネジメントの実施体制、手順書、要員の教育等の運用面を含め、アクシデントマネジメントを順次整備してきており、全ての運転中の実用発電用原子炉施設の内的事象についての整備を終了している。

原子炉設置者が整備を終了したアクシデントマネジメント策は、安全性向上に対する有効性を定量的に確認するために代表的な炉型毎に実施された内的事象のPSA結果と共に、2002年5月に原子力安全・保安院へ報告された。原子力安全・保安院は、原子炉設置者がアクシデントマネジメント策の整備を進める中、財団法人原子力発電技術機構(当時)にアクシデントマネジメント策の有効性評価の実施させる一方、原子力安全・保安部会の下に「アクシデントマネジメントワーキンググループ」を設置し専門家の意見を参考にして、2002年10月にこれらの検討評価結果を取りまとめた。取りまとめた結果については、同年同月に原子力安全・保安院から原子力安全委員会に対して報告がなされている。代表的な炉型以外の運転中のすべての実用発電用原子炉施設の内的事象のPSA結果は、2004年3月に原子炉設置者より原子力安全・保安院へ報告されている。

また、原子炉設置者より、2003年7月に、建設中の実用発電用原子炉施設(3基)に対するアクシデントマネジメントの整備計画が原子力安全・保安院へ報告され、2003年9月に、原子力安全・保安院から原子力安全委員会へ評価結果等の報告がなされた。原子力安全委員会は、この報告について検討を行い、2003年12月にその内容が妥当であると判断した。

18.7 経験・試験・解析により技術の信頼性を確保するための措置

我が国においては、実用発電用原子炉施設の運転経験の反映を図ること、及び試験・解析による技術知見を利用することにより、実用発電用原子炉施設の安全性と信頼性を向上させるために、次のような措置が講じられている。また、これらにより得られる新しい知見は、必要に応じて逐次、指針類の見直しや新たな指針類策定に反映されている。

(1) 実用発電用原子炉施設の運転経験の反映

・ほぼ毎年実施される実用発電用原子炉施設の定期検査及び国内外の設計、建設及び運転によ

り得られた良好事例並びに不具合事例を分析し、それらが有効と認められる時は、設計改良又は工事方法改善等の形で、必要に応じ設置許可変更、工事計画認可及び使用前検査を経て、その知見を反映している。

- ・実用発電用原子炉施設における事故・故障発生に対する原因究明及びその対策を講ずることはもとより、海外の事故・故障について同様の対応を図っている。
- ・実用発電用原子力施設の総合予防保全の見地から各原子力施設について一定期間(約10年)ごとに実施する定期安全レビューにおいて、運転経験の包括的評価及び最新の技術的知見の反映等の視点から振り返り、必要に応じた改善を施し安全性及び信頼性の向上を図っている。定期安全レビューの実施状況については第14条に関する報告に記述している。
- ・TMI事故を契機に中央制御室の居住性について見直しが行われてきたが、我が国では2004年に発生した美浜3号機の2次系配管の減肉による破断事故時に、噴出した蒸気が中央制御室に浸入するという事象があり、中央制御室の気密性の不足が明らかとなった。これに対しては応急対策として目詰が行われたが、根本的対応が必要であり、技術基準の性能規定化のための改訂の際に、中央制御室の気密性の要求を追加し、新しい原子力施設の審査の際に審査する事項とした。同時に、既設原子力施設についても、これまでに、BWR 3つ、PWR1つの中央制御室で気密試験が行われ、今後いくつかの中央制御室でも気密試験を行う予定であり、これらの試験実績を基に気密試験に係わる民間規格の作成が図られていくことになる。
- ・国内外で多くの火災事例が繰り返して発生していること、また過去の我が国でのOSART審査において火災防護管理に関する勧告・提言等の指摘を受けたこと等を踏まえ、我が国の原子力施設の火災防護のための設計面/管理面での基準類の見直し・整備を進めている。設計面では技術基準の性能規定化のための見直しの際に、技術基準における火災防護の要求を見直し、「火災発生防止」、「火災早期検知・消火」、「火災影響緩和」の観点から要求事項を明確にした。これを受けて、設計に関する火災防護規格の見直し、及び運用・管理面における学協会規格の新規策定が行われている。又、安全研究として、火災PSA手法の開発に関する検討を始め、各種火災実験に関する国際的プロジェクトへの参加等を行っている。
- ・原子力施設内で使用されているケーブルは、通常運転時の熱・放射線環境において酸化等により徐々に経年変化が進行するとともに、設計想定事故時の高温水蒸気と高放射線量環境により急激な性能低下を引き起こす可能性がある。このような経年変化、性能低下を合理的に評価し、供用期間中での健全性を確認するための研究が行われている。ここでは、原子力施設で使用されている安全系ケーブルを供試体として、熱劣化データ及び熱・放射線による同時劣化データ等を取得し、これらに近年のあらたな知見を加えてケーブル経年変化特性を総合的に評価するとともに、設計での想定環境条件及び健全性判定方法の適正化を図ることを目的としている。これにより原子力施設内の実条件に即したケーブルの経年変化評価手法及びケーブル経年変化評価試験ガイドラインを確立していく。

(2) 試験及び解析による知見の反映

我が国は、原子力開発利用に当たっては安全性を確保することが重要であるとの認識の下に、安全基準、指針及び安全審査における判断資料等の整備のための研究並びに安全性向上のための研究を積極的に推進している。我が国における安全研究の推進については、14.8節に示す。

主要な関連研究テーマを以下に示す。

1) 軽水炉燃料の高度化に対応する研究

- ・高燃焼度燃料・MOX燃料の安全性に関する研究
- ・高燃焼度燃料安全裕度確認試験
- ・9X9型燃料信頼性実証
- ・全MOX炉心核設計手法信頼性実証試験

2) 安全評価技術の高度化に関する研究

- ・核熱水力最適評価手法の高度化研究
- ・発電用原子炉安全解析コード改良整備

3)シビアアクシデントに関する研究

- ・シビアアクシデント時の気泡急成長による水撃力に関する研究
- ・シビアアクシデント晩期の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究

4)原子力施設の耐震安全性研究

- ・想定地震の特性を考慮した設計用地震動に関する研究
- ・原子力施設の耐震性評価技術に関する試験
- ・耐震設計用ハザードマップに関する研究

18.8 人的要因及びマン・マシン・インターフェースの考慮

我が国の原子力施設の運転管理については、人的要因及びマン・マシン・インターフェースを考慮することにより、信頼がおけ、安定で、管理し易いものとするのが安全設計上の要求事項として定められており、これを踏まえた設計及び運転が行われている。

運転員操作に対する設計上の考慮及び制御室に係る設計上の要件及び具体的な設計対応については、第12条に関する報告に記す。

表18-1 原子力安全委員会の安全設計審査指針に定められている個別指針

<p>(原子炉施設全般)</p> <p>指針1. 準拠規格及び基準</p> <p>指針2. 自然現象に対する設計上の考慮</p> <p>指針3. 外部人為事象に対する設計上の考慮</p> <p>指針4. 内部発生飛来物に対する設計上の考慮</p> <p>指針5. 火災に対する設計上の考慮</p> <p>指針6. 環境条件に対する設計上の考慮</p> <p>指針7. 共用に関する設計上の考慮</p> <p>指針8. 運転員操作に対する設計上の考慮</p> <p>指針9. 信頼性に関する設計上の考慮</p> <p>指針10. 試験可能性に関する設計上の考慮</p>
<p>(原子炉及び原子炉停止系)</p> <p>指針11. 炉心設計</p> <p>指針12. 燃料設計</p> <p>指針13. 原子炉の特性</p> <p>指針14. 反応度制御系</p> <p>指針15. 原子炉停止系の独立性及び試験可能性</p> <p>指針16. 制御棒による原子炉の停止余裕</p> <p>指針17. 原子炉停止系の停止能力</p> <p>指針18. 原子炉停止系の事故時の能力</p>
<p>(原子炉冷却系)</p> <p>指針19. 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性</p> <p>指針20. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破壊防止</p> <p>指針21. 原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい検出</p> <p>指針22. 原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中の試験及び検査</p> <p>指針23. 原子炉冷却材補給系</p> <p>指針24. 残留熱を除去する系統</p> <p>指針25. 非常用炉心冷却系</p> <p>指針26. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統</p> <p>指針27. 電源喪失に対する設計上の考慮</p>
<p>(原子炉格納容器)</p> <p>指針28. 原子炉格納容器の機能</p> <p>指針29. 原子炉格納容器バウンダリの破壊防止</p> <p>指針30. 原子炉格納容器の隔離機能</p> <p>指針31. 原子炉格納容器隔離弁</p> <p>指針32. 原子炉格納容器熱除去系</p> <p>指針33. 格納施設雰囲気制御する系統</p>
<p>(安全保護系)</p> <p>指針34. 安全保護系の多重性</p> <p>指針35. 安全保護系の独立性</p> <p>指針36. 安全保護系の過渡時の機能</p> <p>指針37. 安全保護系の事故時の機能</p> <p>指針38. 安全保護系の故障時の機能</p> <p>指針39. 安全保護系と計測制御系との分離</p> <p>指針40. 安全保護系の試験可能性</p>

<p>(制御室及び緊急時施設)</p> <p>指針 4 1. 制御室</p> <p>指針 4 2. 制御室外からの原子炉停止機能</p> <p>指針 4 3. 制御室の居住性に関する設計上の考慮</p> <p>指針 4 4. 原子力発電所緊急時対策所</p> <p>指針 4 5. 通信連絡設備に関する設計上の考慮</p> <p>指針 4 6. 避難通路に関する設計上の考慮</p>
<p>(計測制御系及び電気系統)</p> <p>指針 4 7. 計測制御系</p> <p>指針 4 8. 電気系統</p>
<p>(燃料取扱系)</p> <p>指針 4 9. 燃料の貯蔵設備及び取扱設備</p> <p>指針 5 0. 燃料の臨界防止</p> <p>指針 5 1. 燃料取扱場所のモニタリング</p>
<p>(放射性廃棄物処理施設)</p> <p>指針 5 2. 放射性気体廃棄物の処理施設</p> <p>指針 5 3. 放射性液体廃棄物の処理施設</p> <p>指針 5 4. 放射性固体廃棄物の処理施設</p> <p>指針 5 5. 固体廃棄物貯蔵施設</p>
<p>(放射性管理)</p> <p>指針 5 6. 周辺の放射線防護</p> <p>指針 5 7. 放射線業務従事者の放射線防護</p> <p>指針 5 8. 放射線業務従事者の放射線管理</p> <p>指針 5 9. 放射線監視</p>

表18-2 安全上の機能別重要度分類に係る定義及び機能 (1/2)

分 類		定 義	機 能
クラス1	PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって、 (a) 炉心の著しい損傷、又は (b) 燃料の大量の破損を引き起こすおそれのある構築物、系統及び機器	①原子炉冷却材圧バウンダリ機能 ②過剰反応度の印加防止機能 ③炉心形状の維持機能
	MS-1	①異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	①原子炉の緊急停止機能 ②未臨界維持機能 ③原子炉冷却材圧バウンダリの過圧防止機能 ④原子炉停止後の除熱機能 ⑤炉心冷却機能 ⑥放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能
		②安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	①工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ②安全上特に重要な関連機能
クラス2	PS-2	①その損傷又は故障により発生する事象によって、炉心の著しい損傷又は燃料の大量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	①原子炉冷却材を内蔵する機能 (ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリから除外されている計装等の小口径のもの及びバウンダリに直接接続されていないものは除く。) ②原子炉冷却圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能 ③燃料を安全に取り扱う機能
		②通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心冷却が損なわれる可能性の高い構築物、系統及び機器	①安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能

出典：発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針
(1990年8月30日 原子力安全委員会決定)

表18-2 安全上の機能別重要度分類に係る定義及び機能 (2/2)

分 類		定 義	機 能
	MS-2	①PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器 ②異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	①燃料プール水の補給機能 ②放射性物質放出の防止機能 ①事故時のプラント状態の把握機能 ②異常状態の緩和機能 ③制御室外からの安全停止機能
クラス3	PS-3	①異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器 ②原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	①原子炉冷却材保持機能 (PS-1、PS-2以外のもの) ②原子炉冷却材の循環機能 ③放射性物質の貯蔵機能 ④電源供給機能 (非常用を除く。) ⑤プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く。) ⑥プラント運転補助機能 ①核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能 ②原子炉冷却材の浄化機能
	MS-3	①運転時の異常な過渡変化があっても、MS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器 ②異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	①原子炉圧力の上昇の緩和機能 ②出力上昇の抑制機能 ③原子炉冷却材の補給機能 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能

表18-3 異常発生防止系と異常影響緩和系の設置状況(BWR) (1/2)

BWRタイプ	BWR2&3	BWR4	BWR5	ABWR
格納容器形式	MARK-I型	MARK-I型	MARK-I改良,-II,-II改良型	RCCV型
発電所名	敦賀1号(BWR2) 福島第一1(BWR3)	浜岡1号 女川1号 島根1号 福島第一2号 福島第一3号 福島第一4号 福島第一5号 浜岡2号	志賀1号(MK-I改) 島根2号(〃) 女川2号(〃) 女川3号(〃) 浜岡3号(〃) 浜岡4号(〃) 東海第二(MK-II) 福島第一6号(〃) 福島第二1号(〃) 柏崎刈羽1号(〃) 福島第二2号(MK-II改) 福島第二3号(〃) 福島第二4号(〃) 柏崎刈羽2号(〃) 柏崎刈羽3号(〃) 柏崎刈羽4号(〃) 柏崎刈羽5号(〃) 他	柏崎刈羽6号 柏崎刈羽7号 志賀2号 浜岡5号
原子炉停止系	スクラム系 ほう酸注入系	スクラム系 ほう酸注入系	スクラム系 ほう酸注入系	スクラム系 ほう酸注入系
格納容器形状				

表18-3 異常発生防止系と異常影響緩和系の設置状況(BWR) (2/2)

BWRタイプ	BWR2&3	BWR4	BWR5	ABWR
格納容器形式	MARK-I型	MARK-I型	MARK-I改良,-II,-II改良型	RCCV型
ECCS 及び 除熱系 の 系統構成	<p>HPCI</p>			
系統構成の区分	2区分	2区分	3区分	3区分
D/Gの台数	2台	2台	3台	3台

IC:非常用復水系

CS:炉心スプレイ系

CCS:格納容器冷却系

SHC:原子炉停止時冷却系

HPCI/HPCF:高圧炉心注水系

LPCI/LPFL:低圧注水系

RCIC:原子炉隔離時冷却系

ADS:自動減圧系

HPCS:高圧炉心スプレイ系

RHR:残留熱除去系

18-4 異常発生防止系と異常影響緩和系の設置状況(PWR)(1/2)

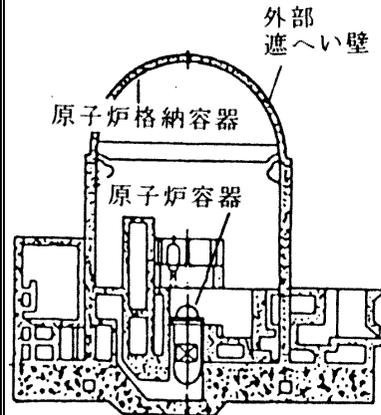
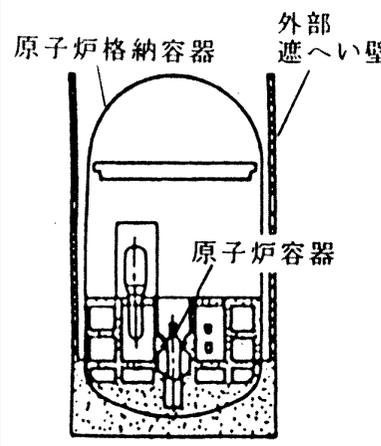
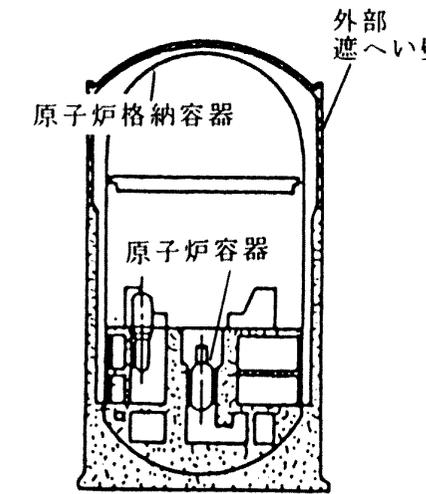
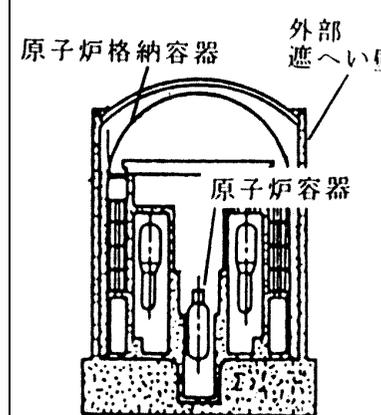
PWRタイプ	4ループ	2ループ	3ループ	4ループ
格納容器形式	PCCV型	ドライ型	ドライ型	アイスコンデンサ型
発電所名	大飯3号 大飯4号 敦賀2号 玄海3号 玄海4号	伊方1号 伊方2号 美浜1号 美浜2号 玄海1号 玄海2号 泊1号 泊2号	高浜1号 高浜2号 高浜3号 高浜4号 美浜3号 川内1号 川内2号 伊方3号	大飯1号 大飯2号
原子炉停止系	スクラム系 ほう酸注入系	スクラム系 ほう酸注入系	スクラム系 ほう酸注入系	スクラム系 ほう酸注入系
格納容器形状	PCCV型 	ドライ型  鋼製自立型(トップドームなし)	ドライ型  鋼製自立型(トップドームあり)	アイスコンデンサ型 

表18-4 異常発生防止系と異常影響緩和系の設置状況(PWR) (2/2)

PWRタイプ	4ループ	2ループ	3ループ	4ループ
格納容器形式	PCCV型	ドライ型	ドライ型	アイスコンデンサ型
ECCS 及び 除熱系の 系統構成	<p style="text-align: center;">ACC 4台</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 40%;"> HPIS LPIS (/RHR) AFWS (電動) </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 40%;"> HPIS LPIS (/RHR) AFWS (電動) </div> </div> <p style="text-align: center;">AFWS (タービン動)</p>	<p style="text-align: center;">ACC 2台</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 40%;"> HPIS LPIS (/RHR) AFWS 電動 </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 40%;"> HPIS LPIS (/RHR) AFWS (電動) </div> </div> <p style="text-align: center;">AFWS (タービン動)</p>	<p style="text-align: center;">ACC 3台</p> <p style="text-align: center;">HPIS(/CHP)</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 40%;"> HPIS (/CHP) LPIS (/RHR) AFWS (電動) </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 40%;"> HPIS (/CHP) LPIS (/RHR) AFWS (電動) </div> </div> <p style="text-align: center;">AFWS タービン動</p>	<p style="text-align: center;">ACC 4台</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 40%;"> HPIS HPIS (/CHP) LPIS (/RHR) AFWS (電動) </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 40%;"> HPIS HPIS (/CHP) LPIS (/RHR) AFWS (電動) </div> </div> <p style="text-align: center;">AFWS (タービン動)</p>
系統構成の区分	2系統	2系統	2系統	2系統
	HPISブースティング不要	HPISブースティング要	HPISブースティング要	HPISブースティング要
D/Gの台数	2台	2台	2台	2台

ACC: 蓄圧タンク; AFWS(電動): 電動補助給水系; LPIS(/RHR): LPIS 兼 RHR ポンプ; HPIS(/CHP): 充填兼高圧ポンプ

第19条 運転

- 締約国は、次のことを確保するため、適切な措置をとる。
- (i) 原子力施設を運転するための最初の許可が、適切な安全解析及び試運転計画であって建設された当該施設が設計及び安全に関する要件に合致していることを示すものに基づいて与えられること。
 - (ii) 運転のための安全上の限界を明示するため、必要に応じ、安全解析、試験及び運転経験から得られる運転上の制限及び条件が定められ及び修正されること。
 - (iii) 原子力施設の運転、保守、検査及び試験が承認された手続に従って行われること。
 - (iv) 事故及び運転上予想される安全上の事象に対応するための手続が定められること。
 - (v) 原子力施設の供用期間中、安全に関するすべての分野における必要な工学的及び技術的な支援が利用可能であること。
 - (vi) 関係する許可を受けた者が安全上重大な事象につき規制機関に対し時宜を失することなく報告すること。
 - (vii) 運転経験についての情報を蓄積し及び解析するための計画が作成され、得られた結果及び結論に基づいて行動がとられ、並びに国際的な団体、運転を行う他の組織及び規制機関との間で重要な経験を共有するため既存の制度が利用されること。
 - (viii) 原子力施設の運転による放射性廃棄物の発生が、関係する過程においてその放射能及び分量の双方について実行可能な最小限にとどめられ、並びに当該運転に直接関係し、かつ、当該施設と同一の敷地内で行われる使用済燃料及び廃棄物の必要な処理及び貯蔵が、調整及び処分を考慮して行われること。

原子炉設置者は、実用発電用原子炉施設の設置許可から建設段階まで、原子炉等規制法等に規定されている許認可条件が遵守されることが確認されることにより、運転を開始することができる。

原子炉設置者が安全に運転を行うための法的な規制として、原子炉等規制法等により、実用発電用原子炉施設の運転及び保守等に関して、定期検査等をはじめとする必要な措置が講じられるとともに、運転前に保安規定を作成して、経済産業大臣の認可を受け遵守することなどが義務付けられている。

2003年の電気事業法改正により、定期検査と定期事業者検査の位置づけが明確化され、新たに定期安全管理審査が導入されている。また、品質保証活動、保守管理活動、定期安全レビュー等が保安規定の中に取り込まれた。リスク評価や安全確保水準(パフォーマンス)評価を活用した検査制度の見直しが2008年実施を目的に進行中である。

19.1 最初の許認可

我が国では、原子炉等規制法によって、原子炉設置者に、原子力施設の保安及び特定核燃料物質の防護のために適切な措置を講じることを義務付けている。

1) 「設置許可」

原子力施設の詳細設計、建設及び運転を通じて、経済産業大臣が許可した基本設計(設置許可申請書本文記載事項)の遵守が、要求される。

2) 「工事計画認可」

設置許可後に原子力施設の構成部分毎に行われる工事計画認可(燃料体については設計認可)においても、原子炉設置者に認可条件の遵守が求められる。

3) 「使用前検査」

原子力施設を最初に運転するにあたり原子力安全・保安院は、使用前検査に適宜立会って、認可条件が遵守されていることを確認している。

19.2 運転上の制限値及び遵守条件

我が国では、原子力施設の運転及び保守は、経済産業大臣の認可を受けた保安規定に基づいて行われる(保安規定の記載事項を19.3「保安規定」に示す)。

原子力施設の運転上の制限値については、停止余裕、原子炉の熱的制限値等が該当し、表19-1

に、詳細を示す。

運転上の制限が遵守されない場合、経済産業大臣は、原子炉等規制法により、原子炉設置者に対して、原子力施設の停止等を命ずることができる。

2001年12月以降、熱出力についてのみ制限する定格熱出力一定運転が可能となり、現在までに表 19-3 に示す発電所において実施済である。

19.3 運転、保守、検査及び試験に関する規制

原子力安全・保安院が原子炉等規制法に基づいて行っている(1)現行規制の枠組み、(2)検査制度の概要及び現在進められている(3)検査制度の見直しは以下の通りである。

(1)現行規制の枠組み

運転開始以降の我が国での規制を構成する要素は以下の通りである。

・「設置許可変更申請・工事計画認可申請」

運転開始後の改造或いは修理の場合、設置許可申請の変更申請或いは、工事認可申請が必要とされる場合がある。

・「保安規定」

実用発電用原子炉設置者は、原子炉等規制法に基づく規則により、保安規定に運転に関わる以下の項目を記載することが義務づけられている。

- 一 原子炉施設の運転及び管理を行う者の職務及び組織に関すること。
- 二 原子炉施設の運転及び管理を行う者に対する保安教育に関すること
- 三 原子炉施設の運転に関すること。
- 四 原子炉施設の運転の安全審査に関すること。
- 五 管理区域、保全区域及び周辺監視区域の設定並びにこれらの区域に係る立入制限等に関すること。
- 六 排気監視設備及び排水監視設備に関すること。
- 七 線量、線量当量、放射性物質の濃度及び放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度の監視並びに汚染の除去に関すること。
- 八 放射線測定器の管理に関すること。
- 九 原子炉施設の巡視及び点検並びにこれらに伴う処置に関すること。
- 十 核燃料物質の受払い、運搬、貯蔵その他の取扱いに関すること。
- 十一 放射性廃棄物の廃棄に関すること。
- 十二 非常の場合に講ずべき処置に関すること。
- 十三 原子炉施設に係る保安(保安規定の遵守状況を含む。)に関する記録に関すること。
- 十四 原子炉施設の保守管理に関すること(次号に掲げるものを除く。)
- 十五 原子炉施設の定期的な評価に関すること。
- 十六 原子炉施設の品質保証に関すること。
- 十七 その他原子炉施設に係る保安に関し必要な事項

「保安規定」は、通常の運転期間中であっても必要に応じ改訂されることもある。

「保安規定」中、原子力施設の運転に関することについては、停止余裕、原子炉の熱的制限値等の運転上の制限が具体的に規定される。表19-1に、我が国の原子力施設に関する運転上の制限を規定する項目を示す。

上記のうち、2003年10月以降十四、十五及び十六が以下のように新たな項目として定められた。

- ・保守管理に関すること:原子炉設置者は、保守管理の方針と目標、保守管理の実施に関する計画、実施結果の評価、是正処置、記録等に関することを定めて実施すること。
- ・原子炉施設の定期的な評価に関すること:原子炉設置者は、原子炉施設の運転開始後十年毎に原子炉施設の定期的安全レビューを実施すること。
- ・品質保証に関すること:原子炉設置者は、品質保証の実施に係わる組織、保安活動の計画・実施・評価・改善について定めて実施すること。

原子炉設置者は、各種の運転操作手順書、試験要領書を、保安規定に基づき、更に細かな運転手順を決めるものとして作成している。原子炉設置者は、委員会を設置し、保安規定や手順書の変更、原子炉の保安に関する重要事項をその実施に先立ち審査している。

第6条に記した総点検の結果、原子力安全・保安院は、保安規定の変更命令を行った。変更内容は個々の事業者によって異なるが主なものは以下の通りである;

- ・ 経営責任者による安全確保に対する関与を強める
- ・ 原子炉主任技術者が保安の監督を行う責務を十全に果たすことできるようにするため、主任技術者の独立性を確保し、十分な責任と権限を持たせる
- ・ 正式な手続きを経た原子炉施設の運転管理に係る作業手順書等に基づいて実際の作業が行われることを、関係する各部門や保守点検に係る関係事業者との間で徹底することができるようにする
等である

・「定期検査」

原子力発電設備(廃止措置中のものを除く)の定期検査は、原子炉およびその附属設備、蒸気タービン設備など発電の用に供する電気工作物の事故故障の未然防止、拡大防止を図るため、また電気の供給に著しい支障を及ぼさないようにするため定期的に行う検査であり、電気事業法第54条の規定に基づき実施が義務づけられている。

この法律によれば、定期検査の時期は、蒸気タービンにあつては1年+13カ月、その他の電気工作物(原子炉およびその附属設備)については13カ月を超えない時期と定められている。定期検査は、これらの設備が工事認可申請および経済産業省令で定める技術基準に適合するよう維持、運用されていることを確認する。

定期検査では、現在約60にわたる検査項目実施されている。検査は、各設備の健全性確保のため、次のような点とその目的となっている。

- 1) 電気事業法第47条に基づき認可された工事計画の内容及び同法第 48 条に基づき届出された工事計画の内容の維持状況
- 2) 原子力設備関係技術基準の遵守状況
- 3) 過去に発生したトラブルの再発防止のための措置
- 4) 原子炉等規制法に基づく原子炉設置許可内容の維持の状況

・「定期事業者検査、定期安全管理審査」

事業者は、従来より原子力発電設備の技術基準適合性を自主的に確認していたが、これを2003年の電気事業法改正により事業者による「定期事業者検査」と定義し、規制機関もこれを定期的に確認している。具体的には、(独)原子力安全基盤機構は、この定期事業者検査の実施体制について、実施組織、検査方法、工程管理、記録管理、協力会社の管理及び教育訓練の適切性の観点から、文書確認と立会いにより審査する。これを「定期安全管理審査」と呼ぶ。国は、原子力安全・保安院に、「原子力発電所に係る定期安全管理審査評定委員会(以下「評定委員会」という。)」を設置する。評定委員会は、定期事業者検査に係る事業者の実施体制について、(独)原子力安全基盤機構が行った定期安全管理審査の結果に基づき総合的な評定を行い公表すること

によって、事業者が常に改善努力を行いながら適切に定期事業者検査を行う実施体制の確立を促す。

「定期検査」は、従来から国が行っている原子力発電設備の安全確保上特に重要な施設及び設備に対する検査である。具体的には、事業者が主体的に実施する「定期事業者検査」のうち、特に重要度の高い安全機能を有する設備の検査として実施されるものであり、国や(独)原子力安全基盤機構が立ち会ったり記録を確認することによって、定期事業者検査のプロセスに着目し、品質保証規格を活用しながら、検査要領、検査要員や結果判定の適切性などについて確認している

・「保安検査」

原子炉設置者の保安活動について、品質保証計画を策定し、実施し、継続的に評価と改善を行うことを求めるとともに、このような品質保証について保安規定に定めることを求めている。

これにより、以下の二つが網羅的に品質保証の実施として位置づけられている；

- 1) 施設・設備の点検方法等を定める保守管理、運転中の制限事項等を定める運転管理
- 2) 燃料管理、放射性廃棄物管理、放射線管理、緊急時の措置など、原子炉施設の安全確保のために原子炉設置者が行う保安活動

国は、このような保安規定の遵守状況を検査する保安検査の中で、品質保証計画の適切性、実施・評価・改善活動の実施状況等を確認している。保安検査は2000年に導入されたものであり、年四回、それぞれ3週間程度実施される。

・「定期安全レビュー」

保安活動の実施状況と保安活動への最新の技術的知見の反映状況を原子炉設置者が10年ごとに評価するいわゆる定期安全レビューも原子炉設置者に義務づけた。

同時に、高経年化対策として、運転開始後30年を経過する前に経年変化に関する技術的評価の実施と、この評価に基づく10年間の長期保全計画の策定等を義務づけている。

この定期安全レビューの結果を保安活動に適切に反映して実施しているかどうかについては、国は、保安検査により確認している。また、長期保全計画の実施状況については、保安検査、定期検査及び定期安全管理審査により確認している。(詳細については第14.3節を参照)

高経年化対策については、従来、原子炉設置者による自主的な取組みとして原子炉施設毎の技術的評価及び長期保全計画の策定等を求めていたが、2003年10月の関係省令の改正により、これを原子炉設置者の法令上の義務とし、更に、2006年1月からは、その結果の国への報告を義務づけ、国は、この評価の妥当性の確認を行うなどの制度を導入した。

・「検査官の常駐、立ち入り検査」

原子力保安検査官が発電所に常駐し、原子炉等規制法に基づき年4回の保安検査を実施するほか、日常的に保安規定の遵守状況について巡視を行っている。なお、前述の「総点検」の結果、原子力保安検査官が事業者の同行なし(フリーアクセス)で原子炉施設の安全性を確認することについて、各原子力保安検査官事務所への周知徹底が図られた。

その他経済産業大臣が必要と認めたときは何時でも、原子力安全・保安院の職員による立ち入り検査を実施することができる。立ち入り検査においては、職員は事業者の事務所、事業所等に立ち入って文書、記録及びその他の物件の検査、関係者への質問等を行うことができる。

・「原子炉主任技術者、運転責任者」

原子炉設置者により原子炉ごとに配置される原子炉主任技術者は、国家試験により認定された資格

を持ち、その選任と解任は原子力安全・保安院への届出を必要とする。原子炉主任技術者は、保安上必要と認めた場合、所長に対し意見を述べることができ、各職位に助言、勧告を行い、保安に関する計画の策定に参画することができる。

運転責任者は、原子炉設置者によって選任され、原子炉毎に配置される。運転責任者の任務は運転全般の監視、運転員の指揮・監督を行うことであり、定期的に構内を巡視して、運転状況及び保安に係る現況を把握している。

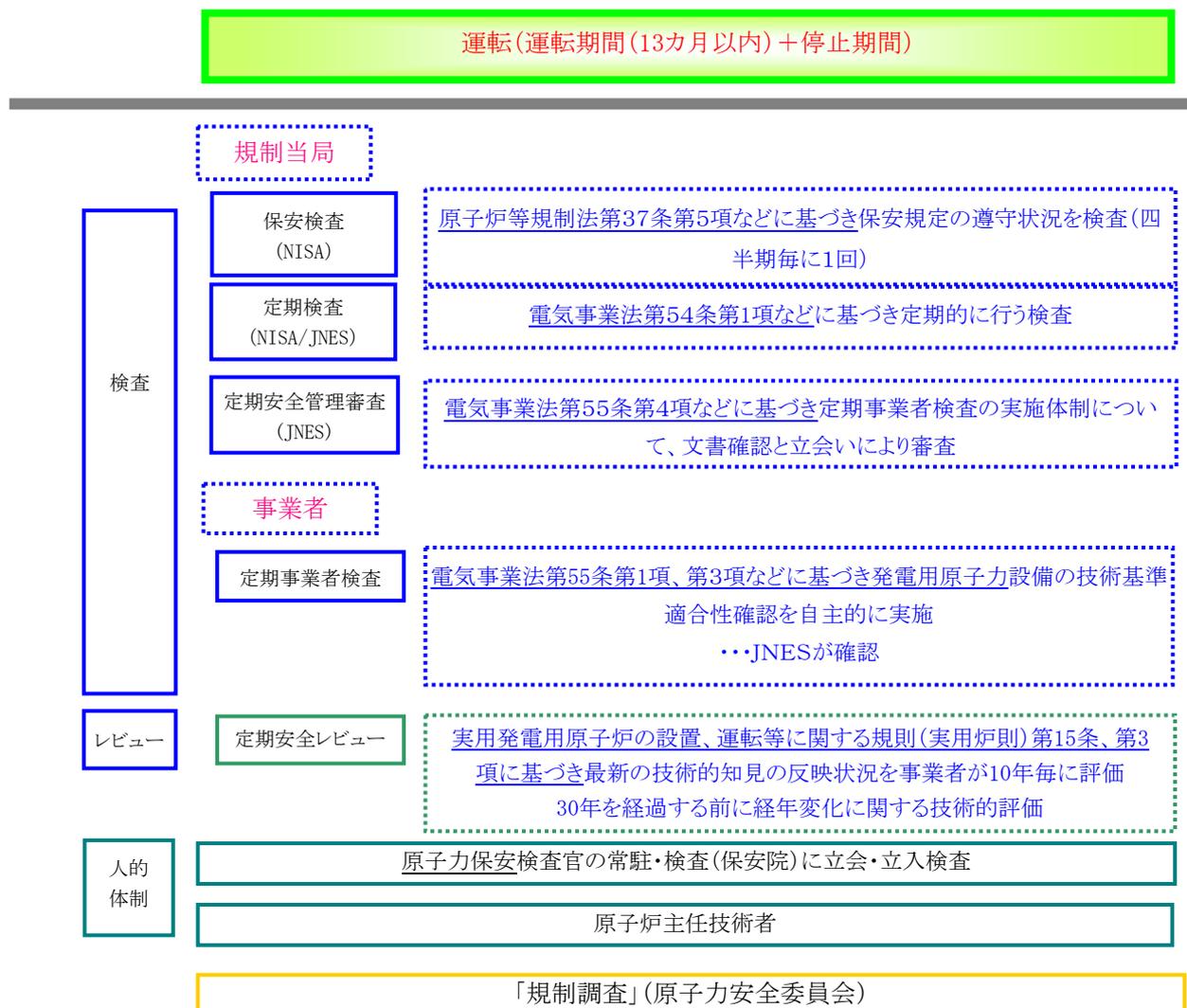
原子炉設置者が作成、保管する運転記録には、原子炉等規制法によって、燃料体、原子炉の検査、運転、放射線管理、保守、異常や事故、気象に関する記録を含むこと、とされている。また、電気事業法により、定期事業者検査の結果として、検査の対象・方法・結果等を記録・保存することとしている。

「原子力安全委員会が行う規制調査への協力」

原子炉設置者又は原子炉施設の保守点検を行う事業者は、原子力安全委員会が法律に基づく認可及び検査等の報告に係る事項について調査を行う場合においては、当該調査に協力しなければならない。(第8.5節参照)

上述した法的な規制行為を以下に図示する。

安全に運転を行うための法的な規制



(2) 現行検査制度に至る経緯

現行検査制度に至る歴史的経緯を以下説明する。

・「第一回検査のあり方検討会発足」 2002年2月

2002年2月に総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会に「検査の在り方に関する検討会」が設置され検討が開始された。その結果は、2002年6月に原子力安全・保安部会報告(検査制度見直しの方向性について)(以下、「保安部会報告」という。)としてまとめられた。

検査制度の見直しの基本として、「あらかじめ決められた施設の健全性をあらかじめ決められたとおり確認する検査」から「施設の健全性だけでなく、施設の設置のプロセスや事業者の保安活動全般を、抜き打ち的手法も活用し確認する検査」に移行すると言う考え方が取られた。

・検査の実効性を向上するため

- ①品質保証活動の充実、
 - ②抜き打ち的手法の導入、
 - ③定量的なリスク評価の活用、
 - ④安全確保水準(パフォーマンス)の評価に応じた検査の適用、
 - ⑤基準・規格の整備、
 - ⑥法律に基づく措置の機動的活用、
 - ⑦軽微なトラブルから得られる教訓の活用、
- 等の対応が必要であるとされた。

・「東京電力(株)における検査データ改ざん事件以降の対応」 2002年8月

東電での検査データ改ざんが発覚し、保安部会、保安院等での検査制度の改革が検討された

・「法令改正」 2003年10月

上記の検討の結果、原子炉等規制法が改正され、現行検査制度の枠組みが導入された。保守管理を含めた原子炉設置者による保安活動を品質保証の実施として位置づけ、国等の規制当局が保安検査、定期検査及び定期安全管理審査により、その実施状況及び実施体制について検査するという体系となっている。

なお、この時点で、ひび割れに対する健全性評価制度を規制に導入した。従来、日本では明確な維持基準が無く、ひび割れ等が発見された場合は全て補修することが求められていたが、健全性評価制度を導入した維持基準が明示されたことにより、一定期間は補修しなくても供用することが可能となった。これにより原子炉設置者は、適正かつ合理的な保全計画をたてることが可能になった。これによる作業の最適化による集団線量の被ばく量の低減化を検討する。

(3) 現行検査制度の見直し

上記検査制度は、これまでの2年強の経験の積重ねの結果、現在においてはかなりの定着をみている。しかし、検査制度の実施状況や、現行の検査制度の導入後2004年8月に発生した美浜3号機の二次系配管破損事故の原因分析、更には長期間運転する原子力施設の増加が見込まれる中で高経年化対策を一層充実していくことの必要性から見て、2005年11月に、「検査の在り方に関する検討会」を再開した。その後、2006年9月に、検査の在り方に関する検討会報告書(「原子力発電施設に対する検査制度の改善について」)としてまとめられ、次のような課題が指摘され、これらの改善に早急に取り組んでいくことが必要であるとの認識に至っている。

a. 原子力施設毎の保全活動の充実

高経年化対策では、原子炉設置者に対し、原子力施設毎に評価することを義務づけ、国がその妥当性を確認しているが、定期事業者検査及び定期検査では、全ての原子力施設に対しほぼ一律に

検査を行っているため、個々の原子力施設毎の特性に応じたきめ細かい検査を実施することが困難である。運転年数、原子力施設の設計、事故・トラブル等の運転履歴、協力会社を含めた管理体制など、原子力施設毎に設備や運転の状況は異なっており、原子力施設の保全活動に万全を期すためには、高経年化対策を講じることを義務づける前の段階から、原子炉設置者に原子力施設毎の状況を適切に把握することを求めた上で、これを踏まえた保全活動を行うことを求めることがより望ましいと考えられる。

また、高経年化対策を充実するためには、高経年化に伴う劣化事象の管理を適切に行うことが必要である。機器・系統の使用中の状態を監視しながら、科学的知見を踏まえて劣化の進展状況を把握し、寿命の予測等を行い、適切な時期に点検、補修等を行う状態監視保全を始めとして、運転中を含めた新しい監視・評価技術の導入が有効である。このためには、原子力施設毎に、機器・系統の劣化状況を継続的又は一定の期間毎に監視し、劣化傾向の評価を行うことが必要となる。

このようなことから、原子炉設置者に対し、日常的に、原子力施設毎の特性を踏まえた保全活動を充実することを求めるための検査制度の導入が課題となっている。

b. 保安活動における安全確保の一層の徹底

原子力施設の保全活動は、日常の巡視点検、機器の状態監視や安全上重要な機器の定例試験等、運転中に行われるものを含む。従い、これらの行為が行われている時点で国が検査を行い、保全活動の適切性を確認することが必要である。

2003年10月の制度改正以降の保安検査において、原子炉設置者の保安活動に重大な不適合(品質保証上の要求事項に適合しない状態をいう。)があり、直ちに改善を指示した事項では、運転管理に係るものが全体の7割を占めており、運転管理は保守管理と並んで重要な保安活動である。

保安検査官は、保安検査の期間以外は、保安調査を実施しているが、この保安調査の際に確認された比較的軽微な不適合については、その後の保安検査において、対応を再確認している事例も少なからずある。このようなことを考慮すれば、運転中であっても、立会い等により検査を行い、保安活動の適切性を確認することによって、早期に不適合を是正したり、事故・トラブル発生時の対応を強化することを求める必要があると考えられる。運転中か停止中かを問わず、原子炉設置者における安全確保を一層徹底させるための検査制度の導入も課題である。

又保安検査において、定期事業者検査に対する品質保証に係わる定期安全管理審査の結果を活用することにより、効率的、効果的な確認を行うとともに、運用上の重複を排除することも必要とされている。

c. 原子炉設置者による不適合是正の徹底

我が国の原子力施設の安全水準は、概ね問題はないが、人的過誤に起因する事故・トラブル件数の全件数に占める割合は、減少傾向にはない。人的過誤の中には、組織要因あるいは安全文化・組織風土の劣化を背景としているものがみられる。

また、1990年代後半以降、組織要因あるいは安全文化・組織風土の劣化により発生した事故・トラブルが顕在化してきている。美浜3号機二次系配管破損事故の背景には、原子炉設置者の安全文化の綻びがあったことが指摘されている。

原子力施設の安全確保水準を更に高めていくには、このような要因による不適合の是正を徹底していくことが課題となっている。

(4) 今後の検査制度の改善の方向

前述したプラント毎の保全活動の充実、保安活動における安全確保の一層の徹底及び事業者による不適合の是正の徹底という3つの課題の解決に取り組んでいくためには、検査制度を以下のように改善することが必要であり、2008年4月以降の実施を目指して関係者による検討が進んでいる。

①「保全プログラム」に基づく保全活動に対する検査制度の導入

a. 「保全プログラム」の充実

品質保証計画の一環として位置づけられ、事業者の行う保全活動全体を対象として、保全活動の実施体制、保全の対象となる機器・構築物の範囲、保全活動の実施計画を具体的に記載したプログラム(以下「保全プログラム」という。)の的確な策定が重要な課題である。

b. 「保全プログラム」の実施状況を確認する検査

事業者が実際に「保全プログラム」に基づいて適切に保全活動を実施していることを確認する検査が必要である。「保全プログラム」は、プラント停止中のみならず運転中の保全活動も含むものである。このため、上記の国が行う検査としても、プラント停止中の検査に加えて、運転中における検査が必要となる。また、事業者による「保全プログラム」の実施状況を検査した結果、不適切な行為等が認められた場合には、「保全プログラム」の変更や必要な改善を実施するよう国が事業者に求めることを可能とする制度が必要となる。

②安全確保上重要な行為に着目した検査制度の導入

a. 安全確保上重要な行為に着目した検査制度の導入

事業者の保安活動における安全確保を徹底させるための検査制度の導入が課題であり、このような検査制度を導入するためには、運転中と停止中とを問わず、安全確保上の重要な行為を特定することが必要である。

b. 効率的・効果的な検査の実現

運転中と停止中とを問わず安全確保上重要な行為に着目した検査を導入することは、これまで保安検査として定期に行われてきた検査を運転中にも着実に実施することにより、結果的に、定期検査と保安検査に係る期間の重複を是正することを可能とすると考えられている。

③根本原因分析のためのガイドラインの整備(第10.2節参照)

(5) 検査制度等の実績

保安検査、定期安全管理審査、健全性評価の実績を以下に示す。

①「保安検査」の実績

保安検査の結果について2006年度の二つの実例を引用する。保安検査の導入当初は、品質マネジメントシステムの形式的な部分改善を促す指摘が多い傾向にあった。現在は、品質保証上の要求に係る指摘がなされている。

国内某 BWR原子 力発電所	6月5日(月) ～6月23日 (金)	○マネジメントレビュー 及び内部監査の実施状況 (本店検査) ○保守管理の実施状況 ○原子炉給水流量計等の 調達管理を含む品質保証 活動の実施状況(本店検 査を含む) ○定例試験(非常用ガス 処理系手動起動試験)の 立会;抜き打ち検査 ○過去の違反事項に係わ る改善措置状況	○マネジメントレビュー 及び内部監査の実施 状況(本店店検査)」 ○保守管理の実施状況 ○原子炉給水流量計の 調達管理を含む品質保 証活動の実施状況(本 店検査含む)	今回の保安検査においては、「マネジメ ントレビュー及び内部監査の実施状況 (本店検査)」、「保守管理の実施状況」、 「原子炉給水流量計等の調達管理を含 む品質保証活動の実施状況(本店検査含 む)」等を検査項目として検査を実施し た。 検査の結果、「保守管理の実施状況」に 関して、配管肉厚管理の計画に係ること 及び保守管理要員の力量管理に係ること 、「原子炉給水流量計等の調達管理を 含む品質保証活動の実施状況(本店検査 含む)」に関して、原子炉給水流量計の 処置計画に係ることについて監視事項 が認められたことから、今後の日常巡視 や保安検査等において、その改善状況に ついて確認していくこととした。 また、給水流量計を含む原子炉施設の調 達管理の実施状況に関しては、再発防止 の実施状況の確認において、計画は策定 されてはいるものの具体的な活動はこ れからであること、再発防止対策のため の体制や調達先選定にあたっての評価 方法等において改善すべき事項が確認 されたことから、再発防止対策の実施状 況について引き続き確認することとし た。 さらに、過去の監視事項(「発電所の土 木・建築担当の業務」及び「水質管理に 係る是正処置」)に対する原子炉設置者 の改善状況を確認した結果、それぞれ 適切な改善が図られていることを確認 した。 保安検査実施期間中の日々の運転管理 状況については、原子炉設置者からの施 設 の運転管理状況の聴取、運転記録の確 認、原子炉施設の巡視、定例試験(非常 用ガ ス処理系手動起動試験)の立会い等を行 った結果、特段問題がないことを確認し た。 以上のことから、今回の保安検査を総括 すると、選定した検査項目に係る保安活 動は、概ね良好なものであったと判断す る。
----------------------	--------------------------	---	--	---

国内某 PWR原子 力発電所	5月29日(月) ～ 6月16日(金)	○2号機燃料管理の実施 状況 ○巡視点検の実施状況 ○マネジメントレビュー	○2号機燃料管理の実 施状況 ○巡視点検の実施状況	今回の保安検査においては、「2号機燃 料管理の実施状況」、「巡視点検の実施 状況」、「マネジメントレビューの実施 状況」、「作業管理の実施状況」等を検
----------------------	---------------------------	--	---------------------------------	--

		<p>の実施状況</p> <ul style="list-style-type: none"> ○作業管理の実施状況 ○保安教育の実施状況：抜き打ち検査 ○定例試験（1・2号機タービン動補助給水ポンプ起動試験等）の立会 	<p>査項目として検査を実施した。検査の結果、「巡視点検の実施状況」、「作業管理の実施状況」及び「保安教育の実施状況」に関して、規定文書及び業務要領の記載不明確に係ること、常設資機材等の管理不十分に係ること等について監視事項が認められたことから、今後の日常巡視や保安検査等において、その改善状況について確認していくこととした。</p> <p>保安検査実施期間中の日々の運転管理状況については、原子炉設置者からの施設の運転管理状況の聴取、運転記録の確認、原子炉施設の巡視・定例試験（1・2号機タービン動補助給水ポンプ起動試験等）への立会い等を行った結果、特段問題がないことを確認した。</p> <p>以上のことから、今回の保安検査を総括すると、選定した検査項目に係る保安活動は、概ね良好なものであったと判断する。</p>
--	--	--	---

②「定期安全管理審査」の実績

定期安全管理審査の実際の運用は以下の通りである。

（独）原子力安全基盤機構は、定期事業者検査項目の中から実地審査の対象項目を選定して文書確認と立会いによる審査を実施するが、そのサンプリングの基本的な考え方は以下の通りである。

- ①審査対象項目数は定期事業者検査項目数の約10%程度とし、前回の評定結果により増減する。
- ②審査対象は、定期事業者検査の検査種別、設備種別、設備区分、請負形態等の諸要素を考慮して偏りのないように選択する。
- ③当該事業所の前回の審査結果を反映、特に前回指摘事項、発見事項があった場合はその改善状況の確認を行う。
- ④当該事業所の前回評定結果で、次回の安全管理審査で重点的に審査するとされた項目があれば、これを選定する。

国は、（独）原子力安全基盤機構から通知を受けた定期安全管理審査の結果に基づいて、次の三段階で評定を行い、審査を受けた事業者へ通知する。

- A：当該審査を受けた組織の定期事業者検査の実施体制は、自律的かつ適切に定期事業者検査を行い得る。
- B：当該審査を受けた組織の定期事業者検査の実施体制は、一部改善すべき点が認められるものの、自律的かつ適切に定期事業者検査を行い得る。
- C：当該審査を受けた組織の定期事業者検査の実施体制は、自律的かつ適切に定期事業者検査を行い得るために、相当程度改善すべき事項がある。

評定の結果によるインセンティブ

評定の段階に応じ、次回の定期安全管理審査の実施項目を増減させるなどのインセンティブ規制を行い、定期事業者検査の信頼性・透明性を確保するとともに、事業者の安全確保の取り組みを促すものとなっている。

制度発足以降の審査の実績を年度別に示す。

年度	審査件数	評定結果		
		A	B	C
2003	12	2	4	5
2004	37	1	28	7
2005	35	4	26	2
2006	24	-	2	-
合計	96	7	60	14

定期安全管理審査の具体的発電所についての2006年度の結果の一例を示す。

定期安全管理申請者	**電力株式会社 取締役社長 **** (申請日 2005年*月*日 申請番号 総官発**第**号)
審査の対象事項	****原子力発電所*号機 第**回定期検査における定期事業者検査
定期安全管理審査 (独)原子力安全基盤機構)	<p>1. 審査実施期間 2005年*月*日～2005年*月*日</p> <p>2. 定期安全管理審査結果の通知日 2005年*月*日(通知番号 05検計受安-****)</p> <p>3. 審査結果の概要 機構からの定期安全管理審査結果の通知及び説明によれば、当該号機に係る定期事業者検査について審査した結果、重大な不適合と判断されるものは認められなかったものの、改善が必要と判断された事項が3件認められたとしている。当該3件のうち2件については審査期間中に是正処置が確認されたが、残る1件については、審査期間中に是正処置が確認できなかったことから、今後の同発電所の定期安全管理審査においてフォローアップを行うこととしている。 また、同発電所の先行審査号機である*号機、*号機、*号機及び*号機の定期安全管理審査において改善すべきと判断された4件のフォローアップについては、2件については是正処置を確認したが、残る2件については是正処置に取り組んでいることは認められるものの、本機では対象となる検査がなく、確実に実施されていることが確認できなかったことから、今後の同発電所の定期安全管理審査において引き続きフォローアップを行うこととしている。 これらのことから、機構は、本機及び先行審査号機の審査で改善すべきと判断され、是正処置の確認が出来なかった事項3件については、今後の是正状況を確認していく必要はあるものの、改善に向けての検討及び実行が着実に進められ、継続的に取り組まれていると判断されることから、品質マネジメントシステムは概ね機能しており、定期事業者検査は自律的かつ適切な体制で実施されているとしている。</p>
評定 (原子力安全・保安院)	<p>1. 評定結果:B</p> <p>2. 評定の通知日 2006年*月*日(通知番号****原第*号)</p> <p>3. 評定の理由(結果と根拠) 当院は、審査結果について、当該通知及び機構の説明に基づき精査した結果、改善が必要と判断され、是正処置の妥当性が確認できなかった事項3件については、引き続き是正状況について観察する必要があると判断する。 以上から、当院は、当該号機に係る定期事業者検査の実施体制は、一部改善すべき点が認められるものの、自律的かつ適切に行い得ると判断する</p> <p>4. 評定委員会の開催状況 2006年 *月*日 審査結果に係る説明聴取、質疑応答 2006年 *月*日 評定の検討</p> <p>5. 評定における特記事項 なし</p>
その他	

③健全性評価の実績

健全性評価制度の導入以来、延べ15の原子力発電ユニットでシュラウド等にき裂が確認され、健全性評価が実施された。約13カ月毎に実施される定期検査時にこれらき裂の成長状況が観察され、安全水準を満たしているかどうかを確認されている。(2006年10月現在)

事業者	発電所	ユニット	報告日	評価対象部位
中部電力	浜岡	4号機	2004/12/21	① シュラウドサポートリング溶接部のき裂 ② シュラウド下部リング及び下部胴のき裂
東北電力	女川	1号機	2005/01/06	シュラウド中間部リング及び下部リングのき裂
中国電力	島根	2号機	2005/02/09	PLR配管のき裂
四国電力	伊方	1号機	2005/03/01	原子炉容器入口管台内表面の微少き裂
東京電力	柏崎刈羽	3号機	2005/04/13	シュラウド中間胴と下部リングの溶接線外側近傍のき裂
中国電力	島根	2号機	2005/04/13	シュラウド中間胴溶接線内側のき裂
東北電力	女川	2号機	2005/05/27	シュラウドサポートリング内側のき裂
中部電力	浜岡	3号機	2005/05/24	① シュラウドサポートリングのき裂 ② シュラウドサポートシリンダ及びサポートレグ溶接部のき裂
日本原子力発電	東海		2005/07/13	シュラウドサポートシリンダ縦溶接線のき裂
中国電力	島根	1号機	2005/07/20	PLR配管のき裂
東京電力	福島第二	3号機	2005/08/18 2006/04/19	PLR配管のき裂
東京電力	柏崎刈羽	2号機	2005/11/04	シュラウド中間胴とシュラウドサポートリングとの溶接線のき裂
四国電力	伊方	2号機	2006/02/06	原子炉容器入口管台内表面の微少き裂
東京電力	柏崎刈羽	1号機	2006/04/19	PLR配管のき裂
東京電力	柏崎刈羽	3号機	2006/04/19	PLR配管のき裂

(PLR=Primary Loop Recirculation)

19.4 事故及び運転上予想される異常事象に対する対応

原子炉設置者は、保安規定に「原子炉施設の運転に関する事項」を記載するように義務付けられている。

これには通常の運転操作に関する手順書の他、事故、異常時の運転操作に係る手順を定め、事故や異常事象に円滑に対応できるようにしている。「異常時の措置」に係るものとしては以下を定めている；

- ・状況の把握
- ・原因の除去
- ・応急処置
- ・原子炉自動スクラム後の措置
- ・非常用交流電源及びガス処理系等の手動起動

また、原子炉設置者は、原子炉等規制法に基づく実用発電用原子炉の運転に関する措置の中で「非常の場合に講ずべき処置を定めること」が義務付けられており、保安規定の中で、「緊急時の措置」を定めている。これには以下が含まれる；

- ・原子力災害対策特別措置法で義務付けている原子力防災組織の設置
- ・原子力防災資機材の整備
- ・社内外の通報連絡系統の整備
- ・原子力防災訓練の実施
- ・緊急時体制の発令
- ・緊急時体制の解除等

なお、緊急時対策については、第16条に関する報告に記す。

19.5 工学的及び技術的支援(研究開発成果の反映)

我が国では、原子力施設の安全性向上を図るため、主要な機器、設備を対象とした信頼性の実証試験及び各種の安全研究を実施している。これらの試験・研究の推進については、14.8節に示す。

主要な関連研究テーマを以下に示す。

- (1) 軽水炉の高経年化に関する研究
 - ・高経年化対策関連技術調査（技術的知見の蓄積、ケーブル経年変化評価技術等）
 - ・高経年化技術対策としての原子炉用機器材料の非破壊検査技術実証
 - ・高経年化対策としての SCC き裂進展評価技術等(OECD/NEA における国際情報共有化)
- (2) 原子力施設等の確率論的安全評価に関する研究
 - ・リスク情報の活用法に関する研究
 - ・原子力防災に関する研究
- (3) 原子力施設の耐震等の安全性に関する研究
 - ・地震荷重を受ける減肉配管の破壊過程解明研究

19.6 事象報告

原子炉設置者は、原子炉等規制法及び電気事業法により、原子力施設で発生した事故又は故障について、その内容及び対応措置について報告することを義務付けられている。法令に基づく報告基準を表19-2に示す。原子炉設置者は、発生した異常事象について、状況やそれに対する処置、さらに原因と再発防止策について、他の原子力施設に対して水平展開している。

なお第6条に記した「総点検」の結果、制御棒操作をしていない状態において、制御棒が動作したものについては、国への報告対象とされた。

我が国の原子力施設における最近の原子炉計画外停止の発生件数は、0.2回／炉年程度と世

界的な水準を大きく下回っている。また、我が国では、1992年8月以来、国際原子力事象評価尺度 (INES)を用いて事故・故障を評価している。INESによる我が国の事故・故障の評価状況を附属書2.5に示す。

なお「総点検」の結果、明らかになった過去の事案のうち、原子力安全・保安院が我が国の電気事業者に対して、1以上と評価したものは以下のとおりである。

発電設備に係る総点検により明らかになった事案

発生日	施設名	件名	評価結果
1996年12月24日	日本原子力発電(株) 敦賀発電所 2号機	化学体積制御系等配管からの漏えい	1
1998年6月11日	東北電力(株) 女川原子力発電所 1号機	原子炉停止操作中における中性子高に伴う原子炉自動停止	1
1999年6月18日	北陸電力(株) 志賀原子力発電所 1号機	臨界事故	2

19.7 運転経験の情報蓄積と反映及び共有

原子力安全・保安院は、前項で述べた事故、故障に関する報告を受けると、直ちにその旨を公表するとともに、原子力安全委員会に報告している。また、原因が判明し、再発防止対策が決定した時点で、それらの公表及び原子力安全委員会への報告を行っている。原子力安全委員会は必要に応じて、報告内容について指摘等を行っている。また、原子力安全委員会では、原子力事故・故障分析評価専門部会を設置し、国内外の原子力事故・故障の分析・評価に関して調査審議を行っており、2007年3月に原子力施設の事故・故障情報の活用のある方についてとりまとめている。

原子力安全・保安院は、また、運転管理、検査及び放射線管理の専門家からなる原子力安全・保安部会委員の助言を得て、これら事故、故障に関する情報を逐一吟味し、安全上の教訓事項の導出に努め、必要に応じ、運転保守や安全規制に反映させている。

また、(独)原子力安全基盤機構は国内外の安全情報の収集評価を行う体制を整備している。(独)原子力安全基盤機構の収集した安全情報の収集・評価結果については、原子力安全・保安院との間で迅速に共有するとともに、規制上の対応やそのフォローアップを的確に実施していくため、(独)原子力安全基盤機構と原子力安全・保安院の合同の「安全情報検討会」を設置し、定期的に検討を行っている。

原子力安全・保安院及び(独)原子力安全基盤機構による海外との情報交換については、IAEA及びOECD/NEA等の国際機関、並びに二国間協力として中国、仏国、韓国、瑞国及び米国との間で事故、故障情報を共有する仕組みを有している。

一方、原子炉設置者は、2005年3月15日、技術基盤の整備、自主保安活動の促進を行い、原子力産業の活性化に貢献することを目的として有限責任中間法人「日本原子力技術協会」(原技協=JANTI)を設立した。原技協は、従来、電力中央研究所 原子力情報センター(NIC)が行っていた業務と、原子力産業界の事業者をはじめ、研究機関などの関係団体が行っていたニュークリアセーフティネットワーク(NSネット)の業務を統合・再編し、継承、内外の運転経験情報を収集して、分析を行っている。国内原子力施設における安全情報については、軽微な事象も含め、国民全般で情報共有できるツール、原子力情報公開ライブラリー「ニューシア」を構築し、原技協のインターネット上で公開している。2007年5月原技協はニューシアの登録基準を見直した。

「ニューシア」の概要を図19-1に示す。

また、原子炉設置者と原技協は、海外とは、原子力発電運転協会 (INPO) 及び世界原子力発電事業者協会 (WANQ) 東京センターを通じて運転経験の情報交換を行っている。さらに、個々の原子炉設置者は、仏国、独国及び米国等の原子炉設置者や、メーカーとの間に個別に情報交換協定を結んで、情報を収集する体制を整えている。原子炉設置者による運転経験情報活用の具体例は枚挙にいとまなく、予防保全や計画的な部品の修理や交換に現れている。例えば、BWRでは、炉心シールド及び中性子計測ハウジング等の部品交換、PWRでは、原子炉圧力容器上蓋交換の例がある。

事業者においても、東北電力、東京電力、中部電力、北陸電力、中国電力、日本原子力発電、電源開発、東芝、日立製作所によって2006年4月「BWR事業者協議会」が、三菱重工業、三菱電機、北海道電力、関西電力、四国電力、九州電力、日本原子力発電によって2005年10月「PWR事業者連絡会」が情報共有を目的として結成されている。

19.8 使用済燃料及び廃棄物の適切な管理

「使用済燃料管理及び放射性廃棄物管理の安全に関する条約」に基づく、日本国第2回国別報告書(2005年10月)に詳細を述べている。

表19-1 (その1) 運転上の制限項目 (BWR)

	運転上の制限項目
反応度制御系	停止余裕、反応度監視、制御棒の動作確認、制御棒のスクラム機能、制御棒の操作、ほう酸水注入系
出力分布	原子炉熱的制限値、原子炉熱出力及び炉心流量
計測制御系	計測及び制御設備
原子炉 冷却材系	原子炉再循環ポンプ、ジェットポンプ、主蒸気逃がし安全弁、格納容器内の原子炉冷却材漏えい率、非常用炉心冷却系及び原子炉隔離時冷却系の系統圧力監視、原子炉冷却材中のよう素131濃度、原子炉停止時冷却系、原子炉冷却材温度及び原子炉冷却材温度変化率、原子炉圧力、 <u>燃料又は制御棒を移動する時の原子炉水位</u>
非常用炉心 冷却系	非常用炉心冷却系、原子炉隔離時冷却系
原子炉格納 容器系	主蒸気隔離弁、格納容器及び格納容器隔離弁、サブプレッションチェンバからドライウェルへの真空破壊弁、サブプレッションプールの平均水温、サブプレッションプールの水位、可燃性ガス濃度制御系、格納容器内の酸素濃度、原子炉建屋、原子炉建屋給排気隔離弁、非常用ガス処理系
プラント システム	残留熱除去冷却水系及び残留熱除去冷却海水系、非常用ディーゼル発電設備冷却系、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却系及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備冷却海水系、使用済燃料プールの水位及び水温、中央制御室非常用換気空調系
非常用電源系	外部電源、非常用ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電機燃料油等、直流電源、所内電源系統
その他	原子炉停止中の制御棒1本の引き抜き、単一制御棒駆動機構の取り外し、複数の制御棒引き抜きを伴う検査、原子炉モードスイッチの切替を伴う検査、 <u>原子炉の昇温を伴う検査</u>

表19-1(その2) 運転上の制限項目(PWR)

	運転上の制限項目
反応度制御系	停止余裕、臨界ボロン濃度、減速材温度係数、制御棒動作機能、制御棒の挿入限界、制御棒位置指示、炉物理検査、化学体積制御系(ほう酸濃縮機能)
出力分布	原子炉熱出力、熱流束熱水路係数、核的エンタルピー上昇熱水路係数、軸方向中性子束出力偏差、1/4炉心出力偏差
計測制御系	計測及び制御設備
1次冷却系	DNB比、1次冷却材の温度・圧力及び1次冷却材温度変化率、1次冷却系、加圧器、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、低温過圧防護、1次冷却材漏えい率、蒸気発生器細管漏えい監視、余熱除去系への漏えい監視、1次冷却材中のよう素131の濃度
非常用炉心冷却系	蓄圧タンク、非常用炉心冷却系、燃料取替用水タンク、ほう酸注入タンク
原子炉格納容器系	原子炉格納容器、原子炉格納容器真空逃がし系、原子炉格納容器スプレイ系、アニュラス空気浄化系、アニュラス
プラントシステム	主蒸気安全弁、主蒸気隔離弁、主給水隔離弁・主給水制御弁及び主給水バイパス制御弁、主蒸気逃がし弁、補助給水系、復水タンク、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、中央制御室非常用循環系、安全補機室空気浄化系、燃料取扱建屋空気浄化系
非常用電源系	外部電源、ディーゼル発電機、ディーゼル発電機の燃料油・潤滑油及び始動用空気、非常用直流電源、所内非常用母線
その他	1次冷却材中のほう素濃度、原子炉キャビティ水位、原子炉格納容器貫通部、使用済燃料ピットの水位及び水温、 <u>一次冷却系の耐圧・漏えい検査</u> 、 <u>安全注入系逆止弁漏えい率検査</u>

表19-2 法令に基づく事故・故障の報告基準

原子炉等規制法	<p>一 核燃料物質の盗取又は所在不明が生じたとき。</p> <p>二 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五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。ただし、次のいずれかに該当するときであつて、当該故障の状況について、原子炉設置者の公表があつたときを除く。</p> <p>イ 電気事業法（昭和三十九年法律第七十号）第五十四条第一項 に規定する定期検査の期間であるとき（当該故障に係る設備が原子炉の運転停止中において、機能及び作動の状況を確認することができないものに限る。）。</p> <p>ロ 運転上の制限（保安規定で定める原子炉施設の運転に関する条件であつて、当該条件を逸脱した場合に原子炉設置者が講ずべき措置が保安規定で定められているものをいう。以下この項において同じ。）を逸脱せず、かつ、当該故障に関して変化が認められないときであつて、原子炉設置者が当該故障に係る設備の点検を行うとき。</p> <p>ハ 運転上の制限に従い出力変化が必要となつたとき。</p> <p>三 原子炉設置者が、経済産業大臣が定める原子炉施設の安全を確保する上で重要な機器及び構造物（以下この項において「安全上重要な機器等」という。）の点検を行つた場合において、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（昭和四十年通商産業省令第六十二号）第九条 若しくは第九条の二 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。</p> <p>四 火災により安全上重要な機器等の故障があつたとき。ただし、当該故障が消火又は延焼の防止の措置によるときを除く。</p> <p>五 前三号のほか、原子炉施設の故障（原子炉の運転に及ぼす支障が軽微なものを除く。）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つて、当該逸脱に係る保安規定で定める措置が講じられなかつたとき</p> <p>六 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。</p> <p>七 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、周辺監視区域の外側の空気中の放射性物質の濃度が濃度限度を超えたとき。</p> <p>八 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濃度限度を超えたとき。</p> <p>九 核燃料物質又は核燃料物質によつて汚染された物（以下この項において「核燃料物質等」という。）が管理区域外で漏えいしたとき。</p> <p>十 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。ただし、次のいずれかに該当するとき（漏えいに係る場所について人の立入制限、かぎの管理等の措置を新たに講じたとき又は漏えいした物が管理区域外に広がつ</p>
---------	--

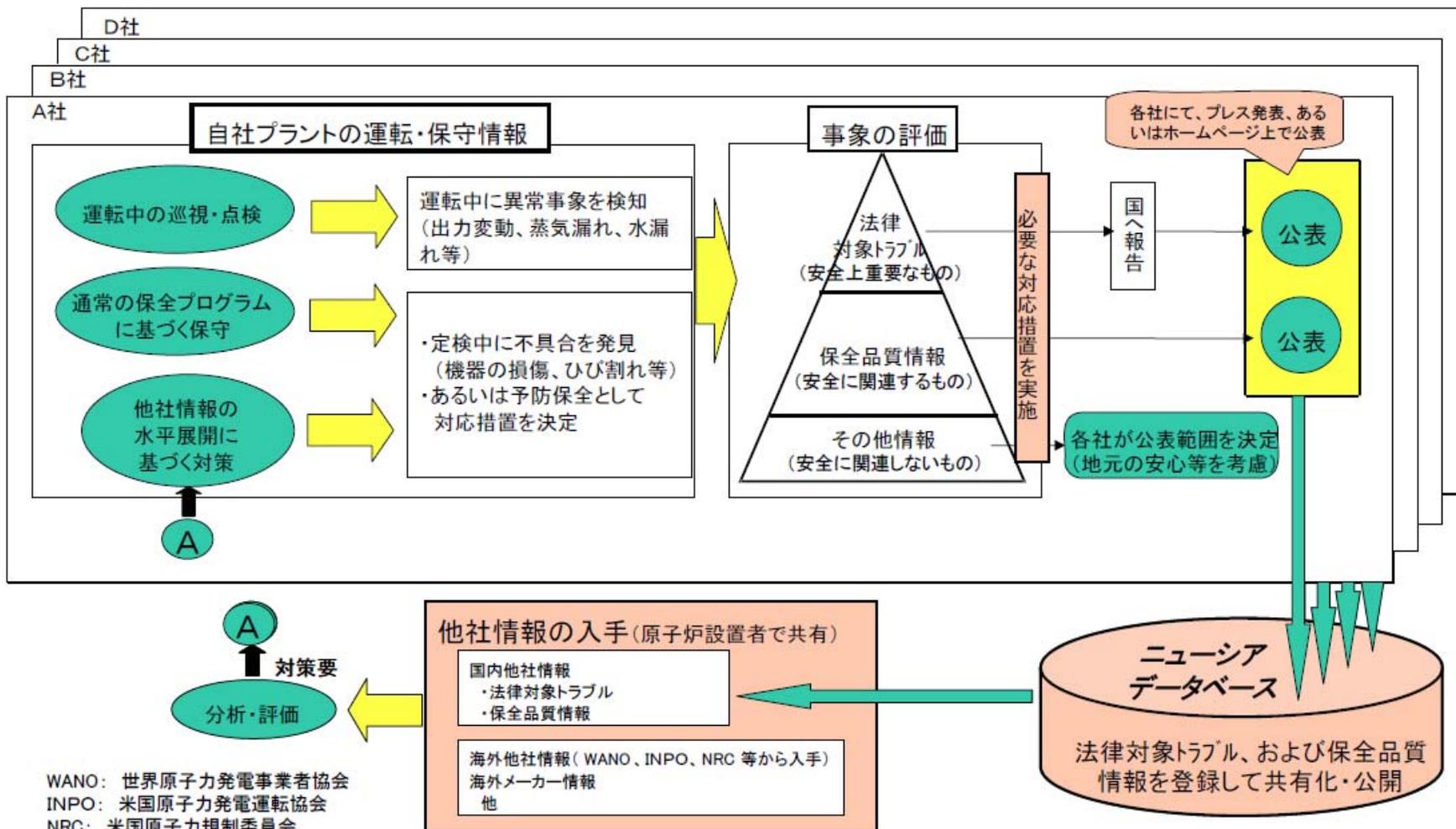
	<p>たときを除く。)を除く。</p> <p>イ 漏えいした液体状の核燃料物質等が当該漏えいに係る設備の周辺部に設置された漏えいの拡大を防止するための堰の外に拡大しなかつたとき。</p> <p>ロ 気体状の核燃料物質等が漏えいした場合において、漏えいした場所に係る換気設備の機能が適正に維持されているとき。</p> <p>ハ 漏えいした核燃料物質等の放射エネルギーが微量のときその他漏えいの程度が軽微なとき。</p> <p>十一 原子炉施設の故障その他の不測の事態が生じたことにより、管理区域に立ち入る者について被ばくがあつたときであつて、当該被ばくに係る実効線量が放射線業務従事者にあつては五ミリシーベルト、放射線業務従事者以外の者にあつては〇・五ミリシーベルトを超え、又は超えるおそれのあるとき。</p> <p>十二 放射線業務従事者について線量限度を超え、又は超えるおそれのある被ばくがあつたとき。</p> <p>十三 前各号のほか、原子炉施設に関し人の障害(放射線障害以外の障害であつて入院治療を必要としないものを除く。)が発生し、又は発生するおそれがあるとき。</p>
電気事業法	<p>一 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(死亡又は病院若しくは診療所に治療のため入院した場合に限る。)</p> <p>二 電気火災事故(工作物にあつては、その半焼以上の場合に限る。ただし、前号及び次号から第五号までに掲げるものを除く。)</p> <p>三 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(前二号に掲げるものを除く。)</p> <p>四 主要電気工作物の破損事故(前三号及び次号に掲げるものを除く。)</p> <p>五 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、供給支障電力が七千キロワット以上七万キロワット未満の供給支障を発生させた事故であつて、その支障時間が一時間以上のもの、又は供給支障電力が七万キロワット以上の供給支障を発生させた事故であつて、その支障時間が十分以上のもの</p>

表19-3 定格定熱運転を実施している発電所

電力会社	原子力施設	導入実績
北海道電力㈱	泊1号	2003.6.18
	泊2号	2003.2.21
東北電力㈱	東通1号	—
	女川1号	2003.8.11
	女川2号	2003.12.8
	女川3号	2003.5.6
東京電力㈱	福島第一1号	—
	福島第一2号	—
	福島第一3号	2003.12.25
	福島第一4号	—
	福島第一5号	2003.12.25
	福島第一6号	2005.2.22
	福島第二1号	2003.9.3
	福島第二2号	2002.7.9
	福島第二3号	2002.5.27
	福島第二4号	
	柏崎刈羽1号	2004.4.15
	柏崎刈羽2号	2002.5.7
	柏崎刈羽3号	2004.4.27
	柏崎刈羽4号	2003.7.31
	柏崎刈羽5号	2002.5.7
	柏崎刈羽6号	2003.7.4
	柏崎刈羽7号	2002.8.6
中部電力㈱	浜岡1号	—
	浜岡2号	2003.8.21
	浜岡3号	2003.12.10
	浜岡4号	2003.11.28
	浜岡5号	2004.12.20
北陸電力㈱	志賀1号	2003.4.1
	志賀2号	—
関西電力㈱	美浜1号	2002.11.2
	美浜2号	2002.7.17
	美浜3号	2003.6.19
	高浜1号	2003.2.15
	高浜2号	2002.6.6
	高浜3号	2002.11.6
	高浜4号	2003.6.17
	大飯1号	2003.6.4
	大飯2号	2002.12.18
	大飯3号	2003.2.25
	大飯4号	2002.4.16
中国電力㈱	島根1号	2004.1.5
	島根2号	2003.11.14

四国電力(株)	伊方 1 号	2002.5.10
	伊方 2 号	2002.4.16
	伊方 3 号	
九州電力(株)	玄海 1 号	2002.3.20
	玄海 2 号	2002.3.22
	玄海 3 号	2003.3.7
	玄海 4 号	2002.11.12
	川内 1 号	2002.3.20
	川内 2 号	2002.6.28
日本原電(株)	東海第二	2002.12.20
	敦賀 1 号	2003.3.14
	敦賀 2 号	2002.7.15

図19-1 原子炉設置者における運転・保守情報の活用



WANO: 世界原子力発電事業者協会
 INPO: 米国原子力発電運転協会
 NRC: 米国原子力規制委員会

安全性の向上のための計画的活動

安全性の向上のための計画的活動

安全性の向上のための活動状況については、各条において述べているが、ここにまとめて将来の計画的活動として記載する。

(1) 耐震設計審査指針の改訂を受けての既設原子力施設の耐震安全性の評価（14.5節）

2006年9月に原子力安全委員会は、耐震設計審査指針等を改訂した。

これを受けて、原子炉設置者に対して、原子力安全・保安院は、稼働中の原子力施設等について改訂された耐震設計審査指針等に照らした耐震安全性の再評価を実施し、その結果を報告するように求めた。

各原子炉設置者等は、2006年10月に耐震安全性評価の実施計画を原子力安全・保安院に提出した。

実施計画では、耐震安全性の評価を、地質調査・地震調査、基準地震動の策定、耐震安全性の評価の順に実施することとし、2-3年以内に安全評価を実施するとなっている。

原子力安全・保安院は、原子炉設置者からの耐震安全性評価の報告書の提出があったものから、内容の妥当性の確認を行っていく。

(2) 原子力分野での人材育成（11.4節）

原子力発電の安全を図るためには、これを支える優秀な人材を育成・確保していかなければならない。我が国では、少子高齢化、人口減少、熟練技術者の退職、原子力施設の建設機会の減少により、人材の維持が課題となっている。

文部科学省及び経済産業省は、2007年度から、i) 原子力基礎教育研究の充実、インターンシップの充実、原子力のコアカリキュラムの整備等教育活動の支援、ii) 研究後継者の人材育成の観点から原子力を支える基礎・基盤技術分野の研究活動の支援を柱とする原子力人材育成プログラムを実施していく。

(3) 既存の原子力施設の安全の確保（14.3節（2））

原子力安全・保安院は許可を受けた者に対し約10年毎に定期安全レビューを実施するよう義務付けて、運転経験及び最新の技術的知見の反映状況並びに確率論的安全評価について評価を行っている。原子力安全・保安院は、高経年化対策の充実及び事業者の組織風土の劣化防止の観点からのレビューも、定期安全レビューに含めることにし、今後もこの活動を継続する。

既存の原子力施設の高経年化対策として、定期安全レビュー及び定期検査等を充実させ、技術基準の整備に取り組み、また、技術開発を推進していく。

(4) 緊急事態のための訓練及び演習（16.3節）

緊急事態のための訓練の実施に当たっては、国、地方公共団体、原子力事業者等の防災業務関係者及び一般住民が原子力防災対策を理解し、適切に行動することが重要である。国際的な訓練への参加を含め、今後もこれらの活動を継続する。

(5) 原子力安全研究の推進（14.6節）

原子力安全委員会は、2005年度からの約5年間に重点的に実施すべき安全研究（重点安全研究）を提案した。このなかで、原子力施設に関する安全研究としては、重点研究分野として1) 規制システム分野（例：リスク情報の活用、事故・故障要因等の解析評価技術）2) 軽水炉分野（例：安全評価技術、材料劣化・高経年化対策技術、耐震安全技術）及び原子力防災技術を提案している。これらの研究の推進状況は、専門部会を通じて評価を行っていく。

附属書

附属書 目次

1. 原子力施設のリスト	1-1
2. 原子力施設のデータ	
2. 1 実用発電用原子炉の設備容量の推移	2-1
2. 2 実用発電用原子炉の設備利用率の推移	2-1
2. 3 実用発電用原子炉の計画外停止頻度の推移	2-2
2. 4 実用発電用原子炉の事故・故障報告件数の推移	2-2
2. 5 実用発電用原子炉のINESによる事故・故障の評価	2-3
2. 6 実用発電用原子炉の人的過誤による事故・故障報告件数の推移	2-3
2. 7 実用発電用原子炉における一人当たり平均線量	2-4
2. 8 実用発電用原子炉のユニット当たり年間総線量の推移	2-4
2. 9 実用発電用原子炉の放射性気体廃棄物放出量の推移	2-5
2. 10 実用発電用原子炉の放射性液体廃棄物放出量の推移	2-5
2. 11 実用発電用原子炉の発電電力量当たりの放射性固体廃棄物	2-6
3. 法令及び指針等	
(1) 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(抄)	3-1
(2) 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令(抄)	3-2
(3) 独立行政法人日本原子力研究開発機構法(抄)	3-12
(4) 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針	3-13
(5) 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針	3-18
(6) 防災指針「原子力施設等の防災対策について」(抄)	3-20
4. 新潟県中越沖地震による影響に関する原子力安全委員会の見解と今後の対応 (19安委決第17号 平成19年7月30日 原子力安全委員会決定)	4
5. 安全要件等のシノプシスへの回答	5

1. 原子力施設のリスト

(1) 実用発電用原子炉

(2007年8月末日現在)

	設置者	発電所名・号機	炉型	出力 (万kWe)	運転開始
運転中	日本原子力発電	東海第二	BWR	110.0	78/11/28
		敦賀 1号	BWR	35.7	70/03/14
		敦賀 2号	PWR	116.0	87/02/17
	北海道電力	泊 1号	PWR	57.9	89/06/22
		泊 2号	PWR	57.9	91/04/12
	東北電力	女川原子力 1号	BWR	52.4	84/06/01
		女川原子力 2号	BWR	82.5	95/07/28
		女川原子力 3号	BWR	82.5	02/01/30
		東通原子力 1号	BWR	110.0	05/12/08
	東京電力	福島第一原子力 1号	BWR	46.0	71/03/26
		福島第一原子力 2号	BWR	78.4	74/07/18
		福島第一原子力 3号	BWR	78.4	76/03/27
		福島第一原子力 4号	BWR	78.4	78/10/12
		福島第一原子力 5号	BWR	78.4	78/04/18
		福島第一原子力 6号	BWR	110.0	79/10/24
		福島第二原子力 1号	BWR	110.0	82/04/20
		福島第二原子力 2号	BWR	110.0	84/02/03
		福島第二原子力 3号	BWR	110.0	85/06/21
		福島第二原子力 4号	BWR	110.0	87/08/25
		柏崎刈羽原子力 1号	BWR	110.0	85/09/18
		柏崎刈羽原子力 2号	BWR	110.0	90/09/28
		柏崎刈羽原子力 3号	BWR	110.0	93/08/11
		柏崎刈羽原子力 4号	BWR	110.0	94/08/11
		柏崎刈羽原子力 5号	BWR	110.0	90/04/10
		柏崎刈羽原子力 6号	ABWR	135.6	96/11/07
	柏崎刈羽原子力 7号	ABWR	135.6	97/07/02	
	中部電力	浜岡原子力 1号	BWR	54.0	76/03/17
		浜岡原子力 2号	BWR	84.0	78/11/29
		浜岡原子力 3号	BWR	110.0	87/08/28
		浜岡原子力 4号	BWR	113.7	93/09/03
		浜岡原子力 5号	ABWR	126.7	05/01/18
	北陸電力	志賀原子力 1号	BWR	54.0	93/07/30
		志賀原子力 2号	ABWR	135.8	06/03/15
関西電力	美浜 1号	PWR	34.0	70/11/28	
	美浜 2号	PWR	50.0	72/07/25	
	美浜 3号	PWR	82.6	76/12/01	
	高浜 1号	PWR	82.6	74/11/14	
	高浜 2号	PWR	82.6	75/11/14	
	高浜 3号	PWR	87.0	85/01/17	
	高浜 4号	PWR	87.0	85/06/05	
	大飯 1号	PWR	117.5	79/03/27	
	大飯 2号	PWR	117.5	79/12/05	
	大飯 3号	PWR	118.0	91/12/18	
大飯 4号	PWR	118.0	93/02/02		

	設置者	発電所名・号機	炉型	出力 (万kWe)	運転開始
運転中	中国電力	島根原子力 1号	BWR	46.0	74/03/29
		島根原子力 2号	BWR	82.0	89/02/10
	四国電力	伊方 1号	PWR	56.6	77/09/30
		伊方 2号	PWR	56.6	82/03/19
		伊方 3号	PWR	89.0	94/12/15
	九州電力	玄海原子力 1号	PWR	55.9	75/10/15
		玄海原子力 2号	PWR	55.9	81/03/30
		玄海原子力 3号	PWR	118.0	94/03/18
		玄海原子力 4号	PWR	118.0	97/07/25
		川内原子力 1号	PWR	89.0	84/07/04
川内原子力 2号		PWR	89.0	85/11/28	
小計			(55基)	4946.7	
建設中	北海道電力	泊 3号	PWR	91.2	2009/12 (予定)
	中国電力	島根原子力 3号	ABWR	137.3	2011/12 (予定)
	小計			(2基)	228.5
建設 準備中	日本原子力発電	敦賀 3号	APWR	153.8	2016/03 (予定)
		敦賀 4号	APWR	153.8	2017/03 (予定)
	電源開発	大間原子力 1号	ABWR	138.3	2012/03 (予定)
	東京電力	東通 1号	ABWR	138.5	2014年度 (予定)
		東通 2号	ABWR	138.5	2016年度以降(予定)
	中国電力	上関原子力 1号	ABWR	137.3	2014年度 (予定)
		上関原子力 2号	ABWR	137.3	2017年度 (予定)
	小計			(7基)	997.5
廃止 措置中	日本原子力発電	東海	GCR	16.6	1966/07/25 (運転終了： 1998/03/31) (解体届出： 2001/10/04)

(2) 研究開発段階にある発電用の原子炉

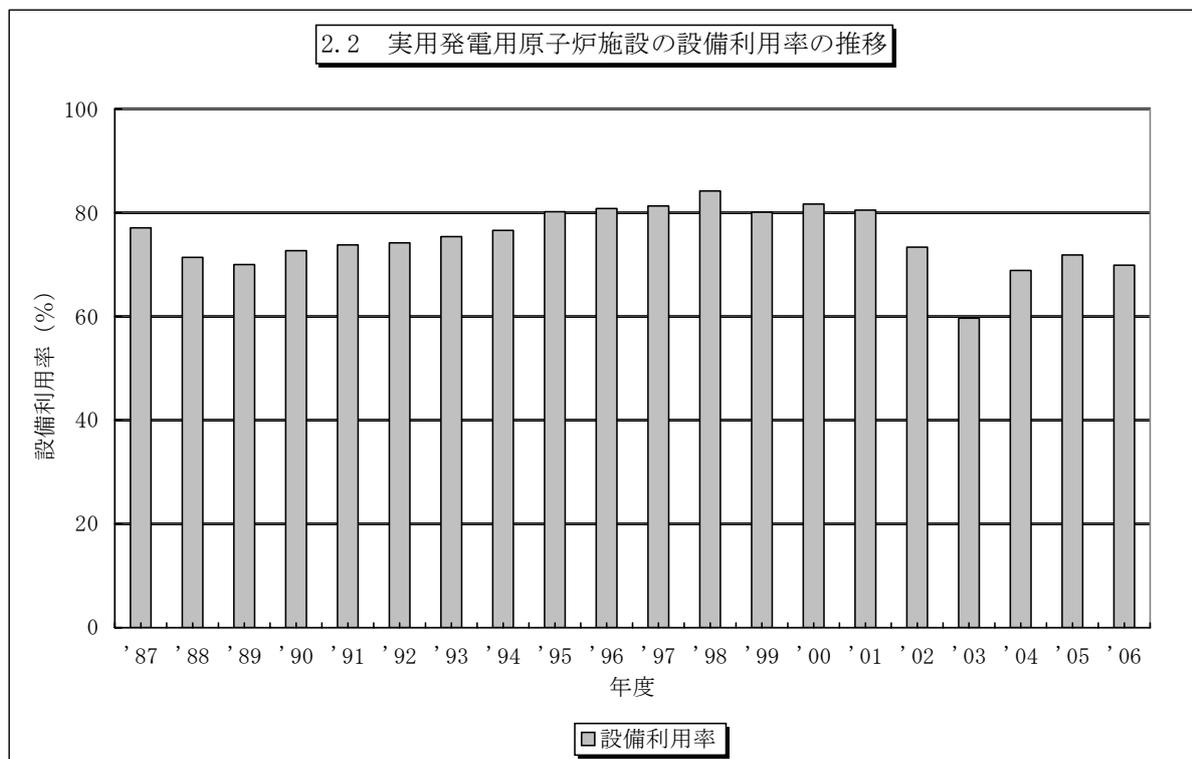
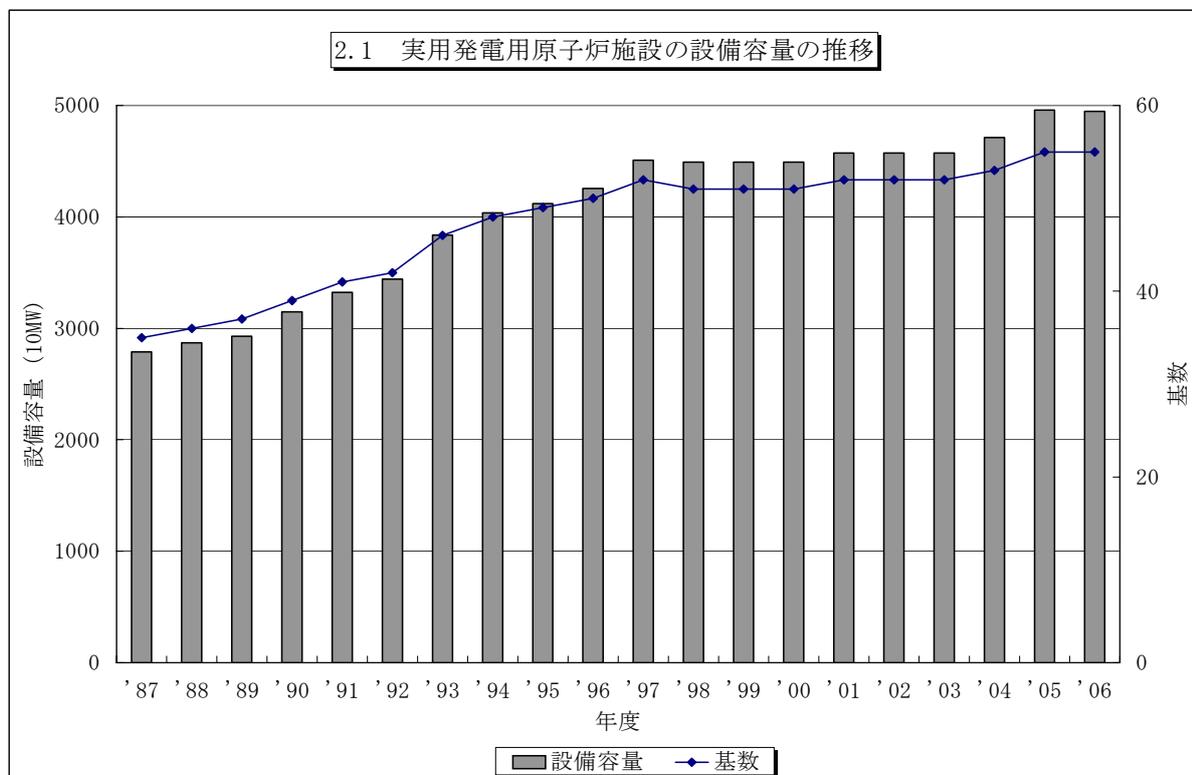
	設置者	発電所名・号機	炉型	出力 (万kWe)	運転開始
廃止措置 準備中	日本原子力研究開発機構	ふげん *	ATR	16.5	1979/03/20 (運転終了： 2003/03/29)
建設中		もんじゅ ☆	FBR	28.0	(臨界： 1994/04/05)

建設準備中：経済産業大臣が重要電源開発地点の指定を受け、第1回工事計画認可を受けていないものをいう

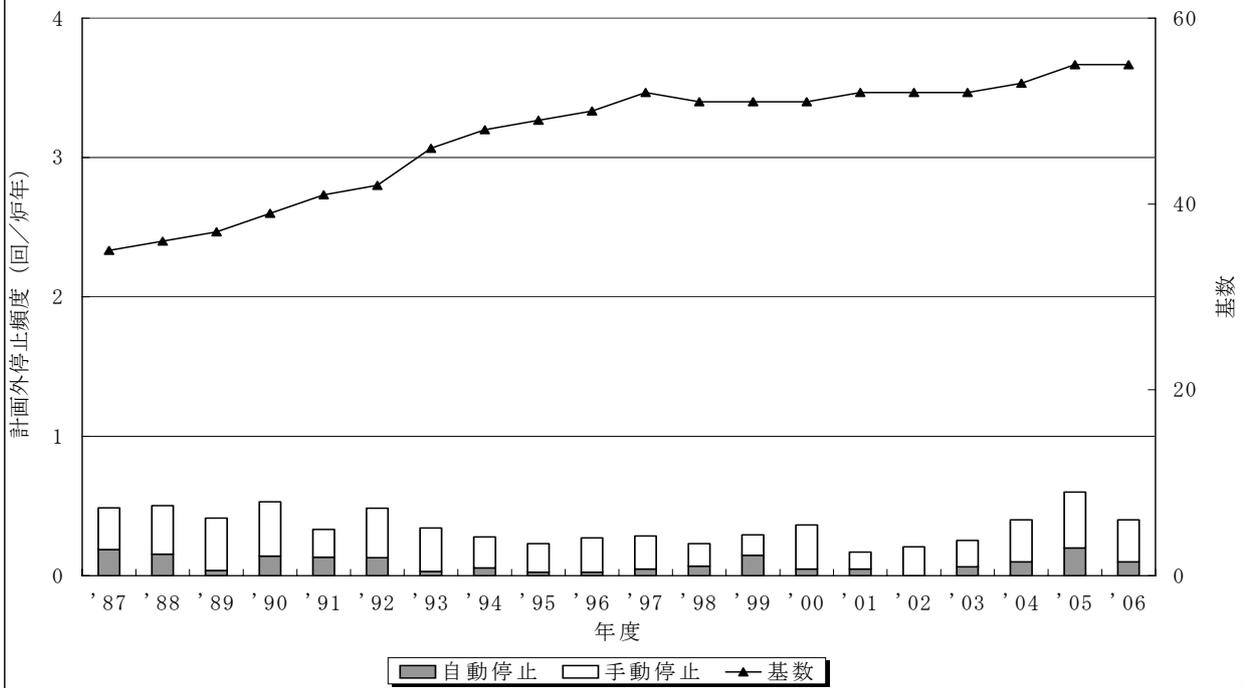
* : 2003年3月29日に運転を終了し、廃止措置準備中である。

☆ : 臨界を達成しているプラントであり、原子力安全条約の運転中プラントに該当する。

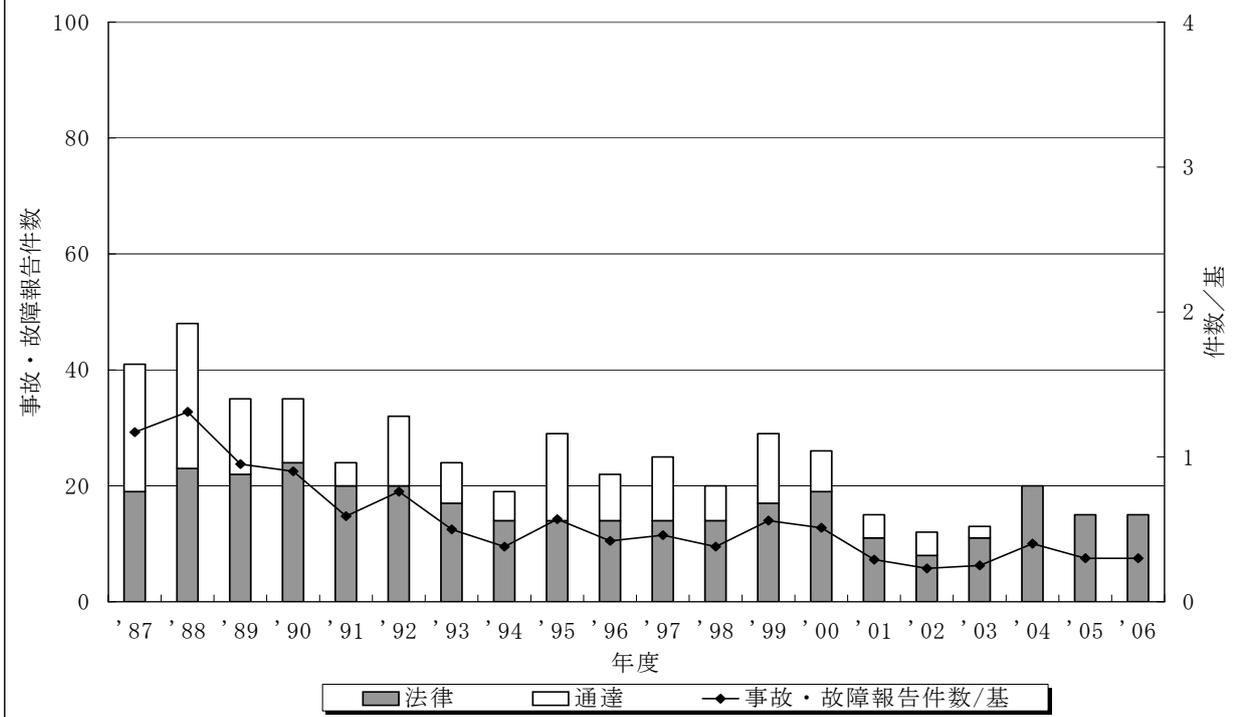
2. 原子力施設のデータ



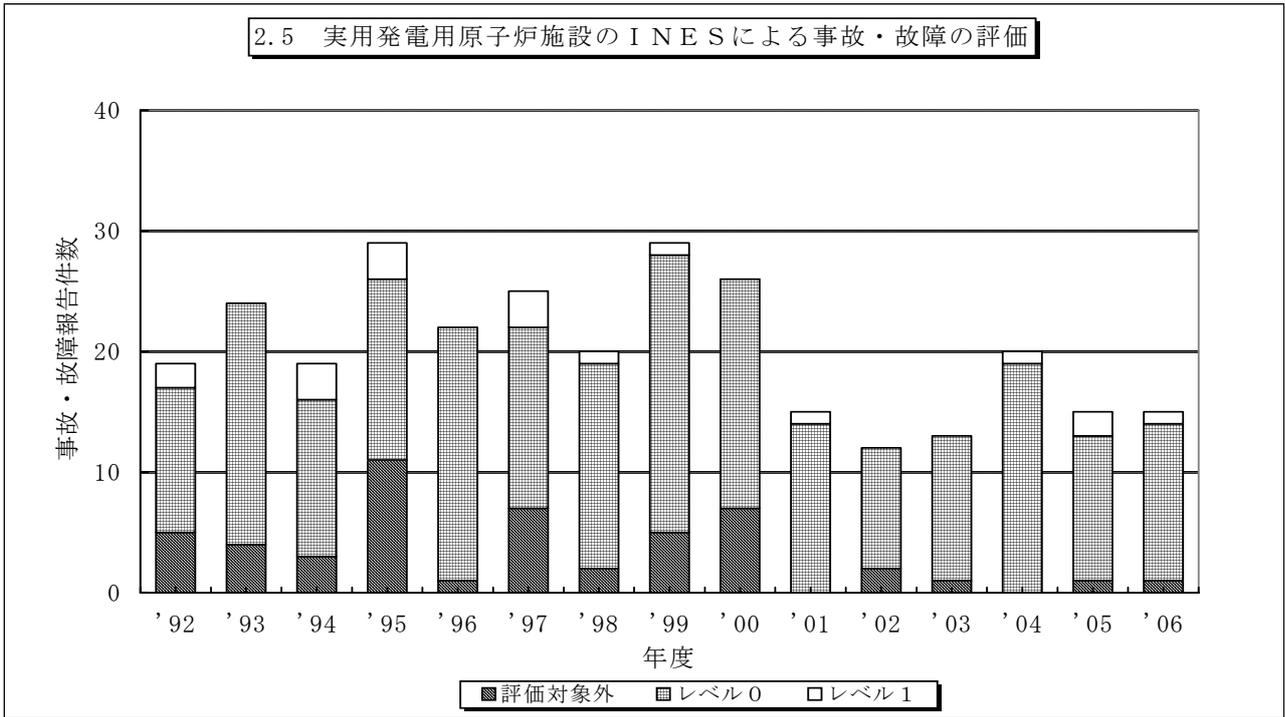
2.3 実用発電用原子炉施設の計画外停止頻度の推移
(試運転中は除く)



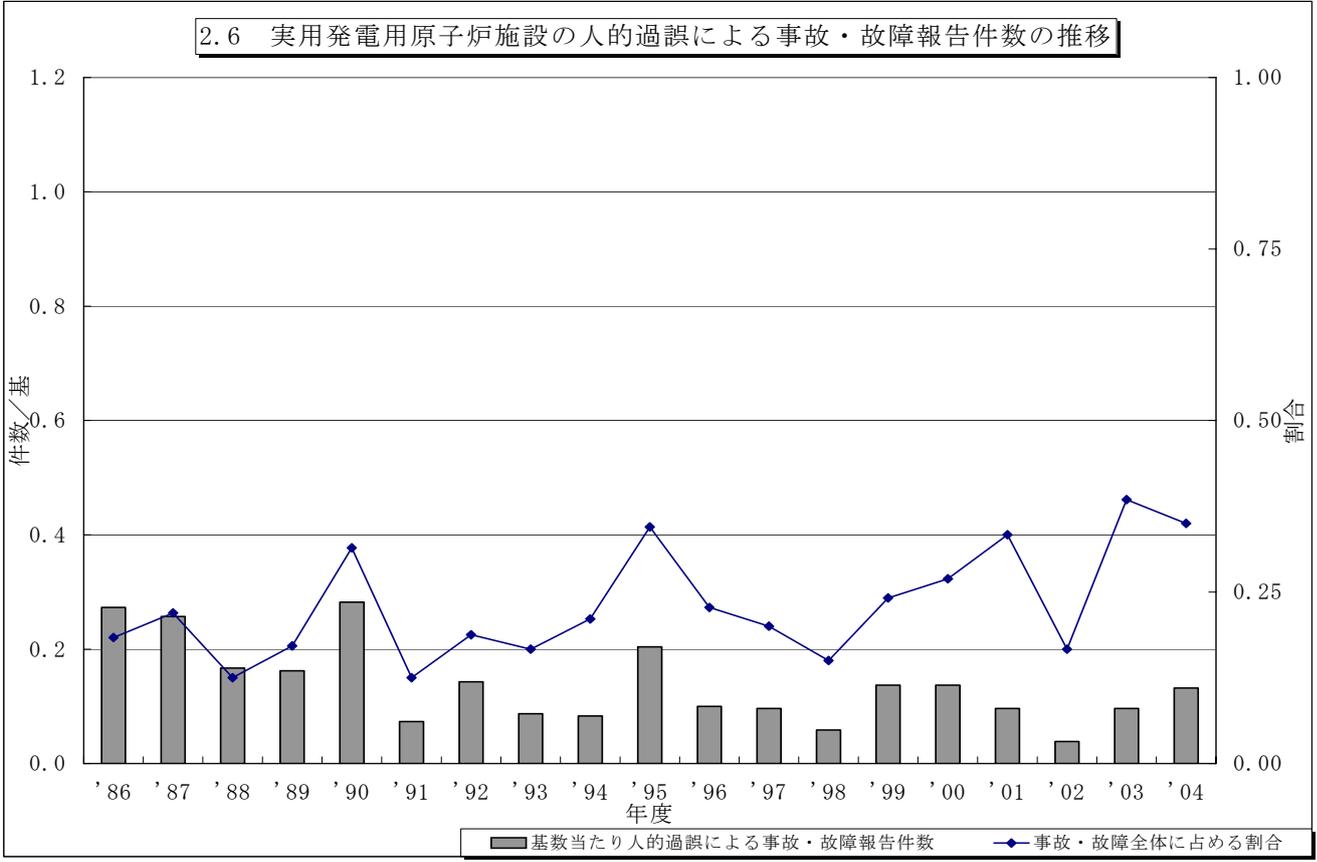
2.4 実用発電用原子炉施設の事故・故障報告件数(法律+通達)の推移



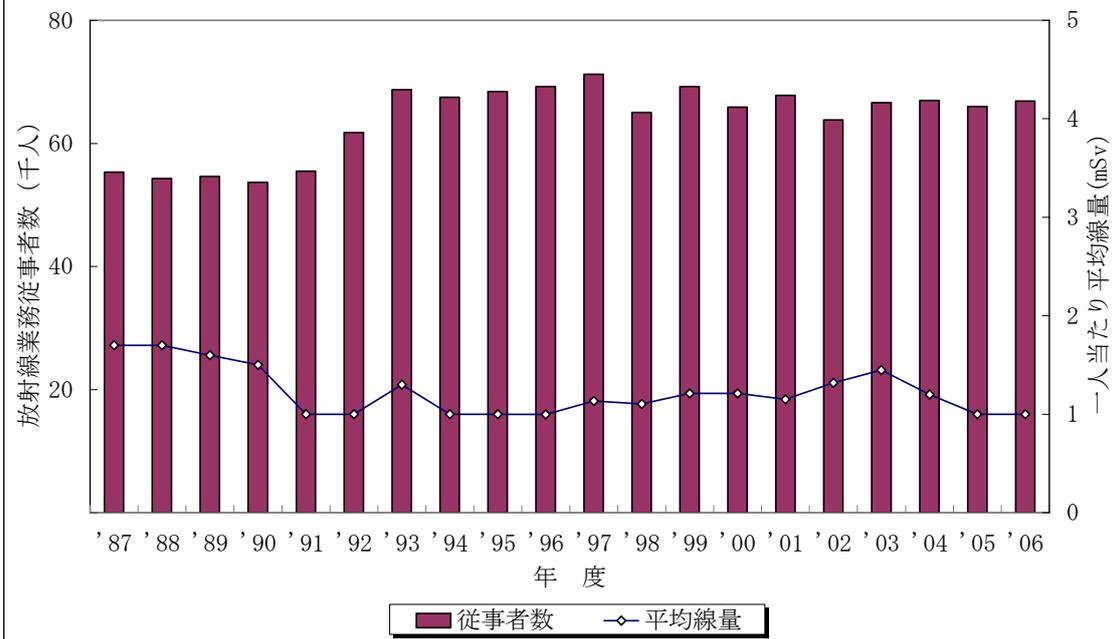
2.5 実用発電用原子炉施設の I N E S による事故・故障の評価



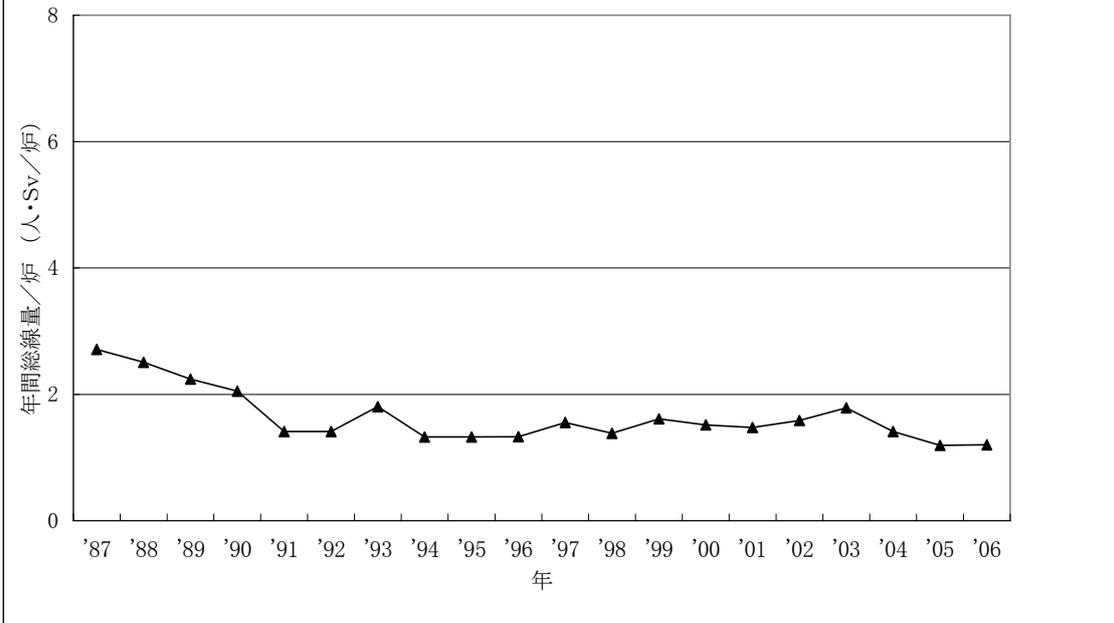
2.6 実用発電用原子炉施設の人的過誤による事故・故障報告件数の推移



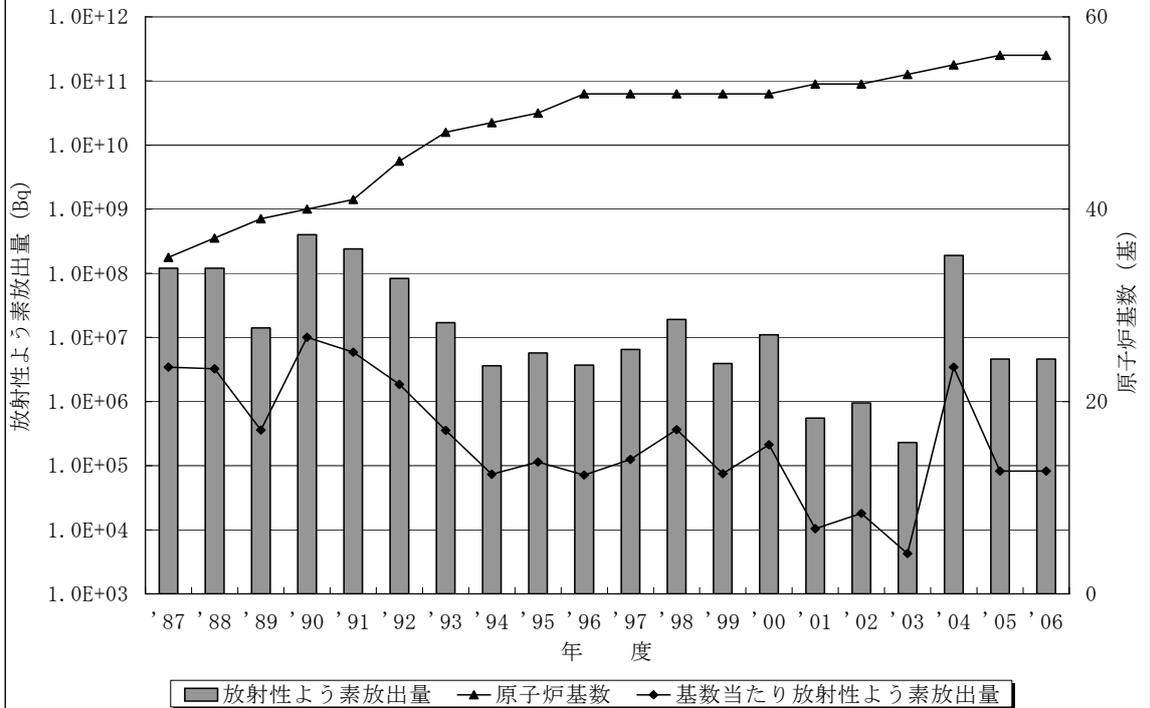
2.7 実用発電用原子炉施設における一人当たり平均線量



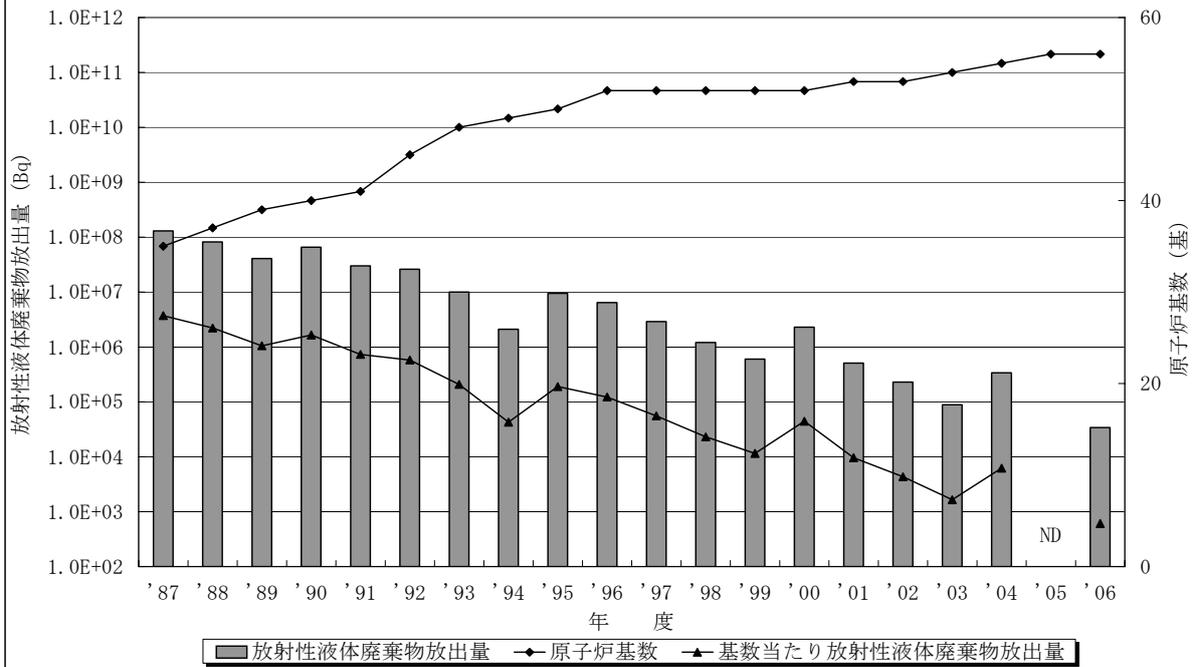
2.8 実用発電用原子炉のユニット当たり年間総線量の推移



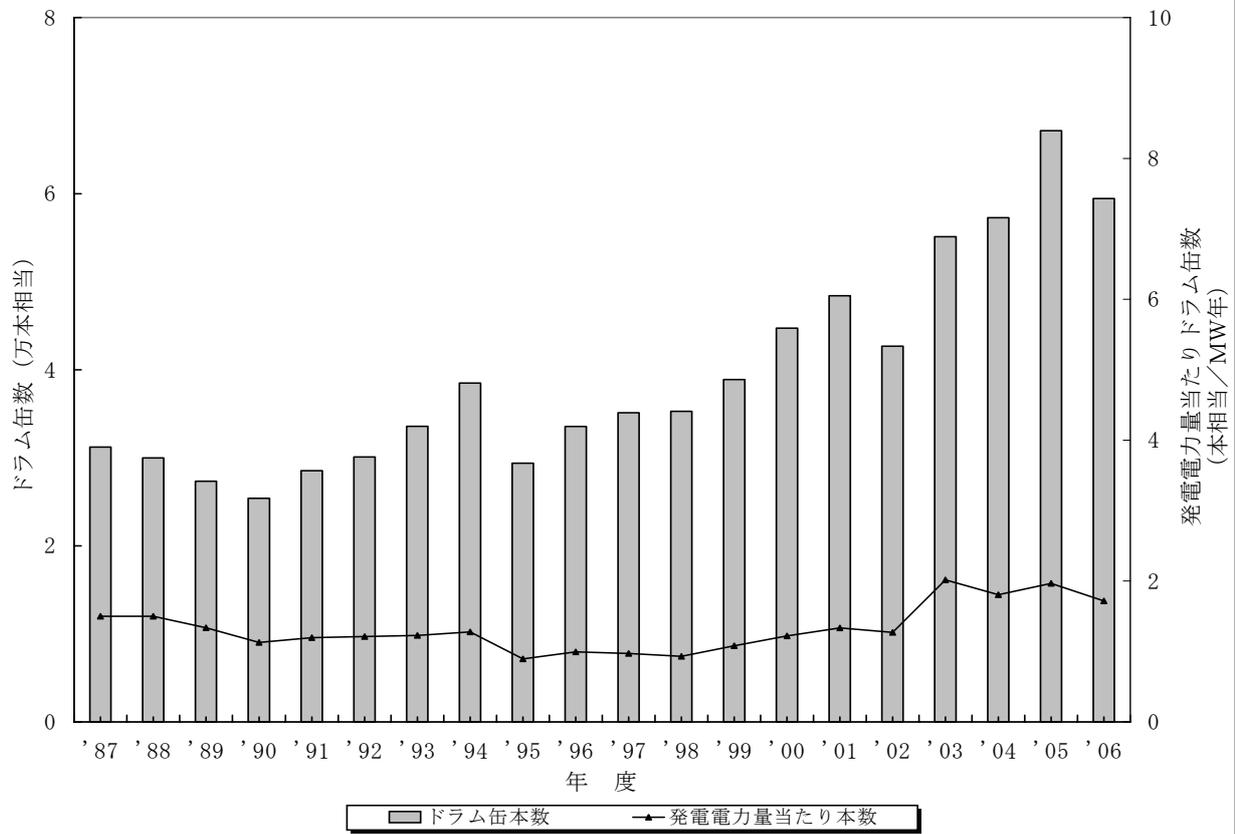
2.9 実用発電用原子炉施設の放射性気体廃棄物（I-131）放出量の推移
（原子炉基数は初臨界より集計）



2.10 実用発電用原子炉施設の放射性液体廃棄物（H-3を除く）放出量の推移
（原子炉基数は初臨界より集計）



2.11 実用発電用原子炉施設の発電電力量当たりの放射性固体廃棄物
 (放射性固体廃棄物は、ドラム缶に詰められた廃棄物と、その他の種類のドラム缶に詰められない廃棄物の200リットルドラム缶換算本数の合計である。)



3. 法令及び指針等

(1) 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 (昭和五十三年十二月二十八日通商産業省令第七十七号) 最終改正：平成十九年六月十九日経済産業省令

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和三十三年法律第六十六号）及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令（昭和三十三年政令第三百二十四号）中実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規定に基づき、及び同規定を実施するため、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則を次のように制定する。

（原子炉施設の定期的な評価）

第十五条の二 法第三十五条第一項の規定により、原子炉設置者は、原子炉ごと及び十年を超えない期間ごとに次の各号に掲げる措置を講じなければならない。

- 一 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価を行うこと。
- 二 原子炉施設に対して実施した保安活動への最新の技術的知見の反映状況を評価すること。
- 2 原子炉設置者は、原子炉の運転を開始した日以後三十年を経過する日までに経済産業大臣が定める原子炉施設の安全を確保する上で重要な機器及び構造物（以下「安全上重要な機器等」という。）並びに次に掲げるものについて、経年劣化に関する技術的な評価を行い、これに基づき原子炉施設の保全のために実施すべき措置に関する十年間の計画を策定しなければならない。ただし、動作する機能を有する機器及び構造物に関し、原子炉施設の供用に伴う劣化の状況が的確に把握される箇所については、この限りでない。
 - 一 工学的安全施設並びに原子炉停止系統への作動信号を発生させる機能を有する機器及び構造物
 - 二 事故時における原子炉施設の状態を把握するための機能を有する機器及び構造物
 - 三 中央制御室以外から原子炉施設を安全に停止させるための機能を有する機器及び構造物
 - 四 原子炉冷却材を保持する機能を有する機器及び構造物であって、安全上重要な機器等でないもの
 - 五 原子炉冷却材を循環させる機能を有する機器及び構造物
 - 六 原子炉冷却材を浄化する機能を有する機器及び構造物
 - 七 放射性物質を貯蔵する機能を有する機器及び構造物
 - 八 電源を供給する機能を有する機器及び構造物であって、安全上重要な機器等でないもの
 - 九 原子炉施設を計測・制御する機能を有する機器及び構造物（第一号に掲げるものを除く。）
 - 十 原子炉施設の運転を補助する機能を有する機器及び構造物
 - 十一 原子核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散を防止する機能を有する機器及び構造物
 - 十二 原子炉圧力の上昇を緩和する機能を有する機器及び構造物
 - 十三 出力の上昇を抑制する機能を有する機器及び構造物
 - 十四 原子炉冷却材を補給する機能を有する機器及び構造物
 - 十五 緊急時対策を行う上で重要な機器及び構造物並びに異常状態を把握するための機能を有する機器及び構造物
- 3 原子炉設置者は、前項の評価及び計画を策定した日以降十年を超えない期間ごとに、前項の評価の見直しを行い、これに基づき原子炉施設の保全のために実施すべき措置に関する十年間の計画を策定しなければならない。
- 4 前三項の規定は法第四十三条の三の二第二項の認可を受けた原子炉については適用しない。

（事故故障等の報告）

第十九条の十七 法第六十二条の三の規定により、原子炉設置者（旧原子炉設置者等を含む。以下次条及び第二十四条において同じ。）は、次の各号のいずれかに該当するときは、その旨を直ちに、その状況及びそれに対する処置を十日以内に経済産業大臣に報告しなければならない。

- 一 核燃料物質の盗取又は所在不明が生じたとき。
- 二 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五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。ただし、次のいずれかに該当するときであって、当該故障の状況について、原子炉設置者の公表があつたときを除く。
 - イ 電気事業法（昭和三十一年法律第七十号）第五十四条第一項に規定する定期検査の期間であるとき（当該故障に係る設備が原子炉の運転停止中において、機能及び作動の状況を確認することができないものに限る。）。
 - ロ 運転上の制限（保安規定で定める原子炉施設の運転に関する条件であって、当該条件を逸脱した場合に原子炉設置者が講ずべき措置が保安規定で定められているものをいう。以下この項において同じ。）を逸脱せず、かつ、当該故障に関して変化が認められないときであって、原子炉設置者が当該故障に係る設備の点検を行うとき。
 - ハ 運転上の制限に従い出力変化が必要となったとき。
- 三 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（昭和四十年通商産業省令第六十二号）第九条若しくは第九条の二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。
- 四 火災により安全上重要な機器等の故障があつたとき。ただし、当該故障が消火又は延焼の防止の措置によるときを除く。
- 五 前三号のほか、原子炉施設の故障（原子炉の運転に及ぼす支障が軽微なものを除く。）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つたとき。
- 六 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。

- 七 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十五条第四号の濃度限度を超えたとき。
- 八 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十五条第七号の濃度限度を超えたとき。
- 九 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物（以下この項において「核燃料物質等」という。）が管理区域外で漏えいしたとき。
- 十 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。ただし、次のいずれかに該当するとき（漏えいに係る場所について人の立入制限、かぎの管理等の措置を新たに講じたとき又は漏えいした物が管理区域外に広がったときを除く。）を除く。
- イ 漏えいした液体状の核燃料物質等が当該漏えいに係る設備の周辺部に設置された漏えいの拡大を防止するための堰の外に拡大しなかつたとき。
- ロ 気体状の核燃料物質等が漏えいした場合において、漏えいした場所に係る換気設備の機能が適正に維持されているとき。
- ハ 漏えいした核燃料物質等の放射エネルギーが微量のときその他漏えいの程度が軽微なとき。
- 十一 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つたときであつて、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五ミリシーベルト、放射線業務従事者以外の者にあつては〇・五ミリシーベルトを超え、又は超えるおそれのあるとき。
- 十二 放射線業務従事者について第九条第一項第一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つたとき。
- 十三 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（保安規定に基づいて原子炉設置者が定めた制御棒を操作するための手順書において、制御棒を管理するために一定の間隔に基づいて設定し、表示することとされている制御棒の位置をいう。以下同じ。）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（管理位置のうち制御棒が最大限に挿入されることとなる管理位置をいう。以下同じ。）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。ただし、燃料が炉心に装荷されていないときを除く。
- 十四 前各号のほか、原子炉施設に関し人の障害（放射線障害以外の障害であつて入院治療を必要としないものを除く。）が発生し、又は発生するおそれがあるとき。

（２） 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令

（昭和四十年六月十五日通商産業省令第六十二号）

最終改正：平成一十七年一二月二二日経済産業省令第一二一号

電気事業法（昭和三十九年法律第七十号）第四十八条第一項（第七十四条第二項において準用する場合を含む。）の規定に基づき、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令を次のように制定する。

（適用範囲）

第一条 この省令は、原子力を原動力として電気を発生するために施設する電気工作物について適用する。

（定義）

第二条 この省令において、次の各号に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。

- 一 「放射線」とは、原子力基本法（昭和三十年法律第八十六号）第三条第五号に規定する放射線又はメガ電子ボルト未満のエネルギーを有する電子線若しくはエックス線であつて、自然に存在するもの以外のものをいう。
- 二 「原子炉施設」とは、原子炉及びその附属設備をいう。
- 三 「一次冷却材」とは、炉心において発生した熱を原子炉から直接に取り出すことを主たる目的とする流体をいう。
- 四 「二次冷却材」とは、一次冷却材の熱を熱交換器により取り出すための流体であつて、タービンを駆動させることを主たる目的とするものをいう。
- 五 「一次冷却系統」とは、一次冷却材が循環する回路をいう。
- 六 「運転時の異常な過渡変化」とは、原子炉施設の運転時に予想される機械器具の単一の故障若しくはその誤作動又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態をいう。
- 七 「工学的安全施設」とは、原子炉施設の故障、損壊等による原子炉内の燃料の破損等により、多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、これを抑制又は防止するための機能を有する施設をいう。
- 八 「安全設備」とは、次に掲げる設備であつてその故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを直接又は間接に生じさせるものをいう。
- イ 一次冷却系統に係る設備及びその附属設備
- ロ 反応度制御系統（通常運転時に反応度を調整する系統をいう。以下同じ。）及び原子炉停止系統（未臨界に移行し、未臨界を維持するために原子炉を停止する系統をいう。以下同じ。）に係る設備及びそれらの附属設備
- ハ 安全保護装置（運転時の異常な過渡変化が生じる場合、地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合、及び一次冷却材喪失等の事故時に原子炉停止系統を自動的に作動させ、かつ、原子炉内の燃料の破損等による多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、工学的安全施設を自動的に作動させる装置をいう。以下同じ。）、非常用炉心冷却設備（原子炉圧力容器内において発生した熱を通常運転時において除去する施設がその機能を失つた場合に原子炉圧力容器内において発生した熱を除去する設備をいう。以下同じ。）その他非常時に原子炉の安全を確保するために必要な設備及びそれらの附属設備
- ニ 原子炉格納容器及びその隔離弁
- ホ 非常用電源設備及びその附属設備
- 九 「管理区域」とは、原子力発電所内の場所であつて、その場所における外部放射線に係る線量が別に告示する線量を超え、空気中の放射性物質（空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。以下同じ。）の濃度が

- 別に告示する濃度を超え、又は放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が別に告示する密度を超えるおそれがあるものをいう。
- 十 「周辺監視区域」とは、管理区域の周辺の区域であって、当該区域の外側のいかなる場所においてもその場所における線量が別に告示する線量限度を超えるおそれがないものをいう。
- 十一 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、一次冷却系統に係る施設の損壊等に伴い自動的に弁が閉鎖されることにより圧力障壁となる部分をいう。
- 十二 「燃料許容損傷限界」とは、燃料被覆材の損傷の程度であって、安全設計上許容される範囲内でかつ原子炉を安全に運転することができる限界をいう。
- 十三 「反応度価値」とは、制御棒の挿入若しくはその引抜き、又は液体制御材の注入等による原子炉の反応度の変化量をいう。
- 十四 「制御棒の最大反応度価値」とは、原子炉が臨界（臨界近傍を含む。）にある場合において、制御棒を一本引き抜くことにより炉心に生ずる反応度価値の最大値をいう。
- 十五 「反応度添加率」とは、制御棒の引抜き等により炉心に添加される単位時間当たりの反応度の量をいう。
- 十六 「クラス1容器」、「クラス1管」、「クラス1ポンプ」又は「クラス1弁」（以下「クラス1機器」という。）とは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器をいう。
- 十七 「クラス2容器」、「クラス2管」、「クラス2ポンプ」又は「クラス2弁」（以下「クラス2機器」という。）とは、次に掲げる機器をいう。
- イ 原子炉を安全に停止するため又は非常時に安全を確保するために必要な設備であって、その故障、損壊等により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器（放射線管理設備に属するダクトにあつては、原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る。）。
- ロ タービンを駆動させることを主たる目的とする流体（蒸気及び給水をいう。）が循環する回路に係る設備に属する機器であつて、クラス1機器の下流側に位置する蒸気系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの、及びクラス1機器の上流側に位置する給水系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの。
- ハ イ及びロに掲げる機器以外の機器であつて、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの。
- 十八 「クラス3容器」又は「クラス3管」（以下「クラス3機器」という。）とは、クラス1機器、クラス2機器、原子炉格納容器及び放射線管理設備に属するダクト以外の容器又は管（内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル（流体が液体の場合にあつては、三十七キロボクレル毎立方センチメートル）以上の管又は最高使用圧力が零メガパスカルを超える管に限る。）をいう。
- 十九 「クラス4管」とは、放射線管理設備に属するダクトであつて、内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル以上のもの（クラス2管に属する部分を除く。）をいう。
- 二十 「原子炉格納容器」とは、容器内の機械器具から放出される放射性物質等の有害な物質の漏えいを防止するために設けられる容器をいう。
- 二十一 「コンクリート製原子炉格納容器」とは、原子炉格納容器であつて、鋼板で内張りされたコンクリート部を有するものをいう。
- 二十二 「コンクリート部」とは、コンクリート製原子炉格納容器のうち鉄筋コンクリート構造又はプレストレストコンクリート構造の部分をいう。
- 二十三 「鋼製内張り部等」とは、コンクリート製原子炉格納容器内の機械器具から放出される放射性物質等の有害な物質の漏えいを防止するためにコンクリート部に内張りされている鋼板（以下「ライナプレート」という。）、胴と底部のライナプレートを接続する鋼板（以下「ナックル」という。）、貫通部スリーブ及びコンクリート部への定着金具をいう。
- 二十四 「クラス1支持構造物」、「クラス2支持構造物」又は「原子炉格納容器支持構造物」とは、それぞれクラス1機器、クラス2機器又は原子炉格納容器を支持する構造物をいう。
- 二十五 「運転状態Ⅰ」とは、原子炉施設の通常運転時の状態をいう。
- 二十六 「運転状態ⅠⅠ」とは、運転状態Ⅰ、運転状態ⅠⅠⅠ、運転状態ⅠⅤ及び試験状態以外の状態をいう。
- 二十七 「運転状態ⅠⅠⅠ」とは、原子炉施設の故障、誤作動等により原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態をいう。
- 二十八 「運転状態ⅠⅤ」とは、原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。
- 二十九 「試験状態」とは、耐圧試験により原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。
- 三十 「荷重状態Ⅰ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅰ（積雪時及び暴風時を除く。）において想定される荷重を受ける状態をいう。
- 三十一 「荷重状態ⅠⅠ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が次に掲げるいずれかの状態において想定される荷重を受ける状態をいう。
- イ 逃がし安全弁作動時の状態（積雪時及び暴風時を除く。）
- ロ 原子炉格納容器耐圧試験時の状態（積雪時及び暴風時を除く。）
- ハ 運転状態Ⅰにおける積雪時の状態（暴風時を除く。）
- 三十二 「荷重状態ⅠⅠⅠ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅰにおける暴風時の状態又は運転状態ⅠⅤにおける荷重状態ⅠⅤ以外の状態をいう。
- 三十三 「荷重状態ⅠⅤ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態ⅠⅤ（積雪時又は暴風時を含む。）において原子炉格納容器の安全上想定される異常な事態が生じている状態をいう。
- 三十四 「最高使用圧力」とは、対象とする機器又は炉心支持構造物とその主たる機能を果たすべき運転状態において受ける最高の圧力以上の圧力であつて、設計上定めるものをいう。
- 三十五 「最高使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物とその主たる機能を果たすべき運転状態において生じる最高の温度以上の温度であつて、設計上定めるものをいう。
- 三十六 「最低使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物とその主たる機能を果たすべき運転状態又は試験状態において生ずる最低の温度以下の温度であつて、設計上定めるものをいう。
- 三十七 「機械的荷重」とは、自重、管又は支持構造物からの反力その他付加荷重のうち地震荷重を除くものであつて、設計上定めるものをいう。
(特殊な設計による施設)

第三条 特別の理由により経済産業大臣の認可を受けた場合は、この省令の規定によらないで原子炉および蒸気タービンならびにこれらの附属設備を施設することができる。

2 前項の認可を受けようとする者は、その理由および施設方法を記載した申請書に關係図面を添付して申請しなければならない。

(防護措置等)

第四条 原子炉施設並びに一次冷却材又は二次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備が想定される自然現象(地すべり、断層、なだれ、洪水、津波、高潮、基礎地盤の不同沈下等をいう。ただし、地震を除く。)により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。

2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路等がある場合において、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両等の事故等により原子炉の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。

3 航空機の墜落により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。

(火災による損傷の防止)

第四条の二 原子炉施設又は蒸気タービン若しくはその附属設備には、火災により原子炉の安全性が損なわれないよう、次の各号に掲げる措置を適切に組み合わせた措置を講じなければならない。

一 火災の発生を防止するため、次の措置を講じること。

イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講じること。

ロ ケーブル、原子炉制御室その他原子炉の附属設備にあっては、可燃性物質の量等に応じて、不燃材料又は難燃材料を使用すること。

ハ 落雷その他の自然現象による火災発生を防止するための避雷設備等を施設すること。

ニ 水素の供給設備等にあっては、水素の燃焼が起きた場合においても原子炉の安全性を損なわないよう施設すること。

ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講じること。

二 火災の検出及び消火のため、次の措置を講じること。

イ 早期に消火を行える検出設備及び消火設備を施設すること。

ロ イに定める検出設備及び消火設備は、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その能力が損なわれることがないこと。

三 火災の影響を軽減するため、防火壁の設置その他の措置を講じること。

2 前項第二号イに規定する検出設備及び消火設備は、故障、損壊、誤作動等により安全設備の機能を損なわないものでなければならない。

(耐震性)

第五条 原子炉施設並びに一次冷却材又は二次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備は、これらに作用する地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。

2 前項の地震力は、原子炉施設ならびに一次冷却材により駆動される蒸気タービンおよびその附属設備の構造ならびにこれらが損壊した場合における災害の程度に応じて、基礎地盤の状況、その地方における過去の地震記録に基づく震害の程度、地震活動の状況等を基礎として求めなければならない。

(流体振動等による損傷の防止)

第六条 燃料体及び反射材並びにこれらを支持する構造物、熱遮へい材並びに一次冷却系統に係る施設に属する容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材若しくは二次冷却材の循環、沸騰等により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。

(さく等の施設)

第七条 原子力発電所には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、さく、へい等を設け、かつ、管理区域である旨を表示しなければならない。

2 原子力発電所には、保全区域(原子炉施設の保全のために特に管理を必要とする場所であって、管理区域以外のものをいう。以下同じ。)と管理区域以外の場所との境界には他の場所と区別するためさく、へい等を設けるか、または保全区域である旨を表示しなければならない。

3 原子力発電所には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するためさく、へい等を設けるか、また周辺監視区域である旨を表示しなければならない。ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合は、この限りでない。

(不法侵入の防止)

第七条の二 原子力発電所には、安全設備が設置されている施設に人が不法に侵入することを防止するため、適切な侵入防止措置を講じなければならない。

(急傾斜地の崩壊の防止)

第七条の三 急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律(昭和四十四年法律第五十七号)第三条第一項の規定により指定された急傾斜地崩壊危険区域内に施設する電気工作物は、当該区域内の急傾斜地(同法第二条第一項に規定するものをいう。)の崩壊を助長し、または誘発するおそれがないように施設しなければならない。

(原子炉施設)

第八条 原子炉施設は、通常運転時において原子炉の反応度を安全かつ安定に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。

2 原子炉施設(補助ボイラーを除く。)は、その健全性及び能力を確認するために、原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検(試験及び検査を含む。)ができるように施設しなければならない。

3 原子炉施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械器具から放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。

4 原子炉施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプ等の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。

5 原子炉施設に属する設備を他の原子炉施設と併用する場合は、原子炉の安全性を損なわないように施設しなければならない。

(安全設備)

第八条の二 第二条第八号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械器具の単一故障(単一の原因によって一つの機械器具が所定の安全機能を失うことをいう。以下同じ。)が生じた場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、構成する機械器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性、及び独立性を有するように施設しなければならない。

2 安全設備は、想定されているすべての環境条件においてその機能が発揮できるように施設しなければならない。(材料及び構造)

第九条 原子炉施設(圧縮機及び補助ボイラーを除く。)に属する容器、管、ポンプ若しくは弁(以下「機器」という。)若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、次の各号によらなければならない。この場合において、第一号から第七号まで及び第十五号の規定については、使用前に適用されるものとする。

一 クラス1 機器及びクラス1 支持構造物に使用する材料は、次によること。

イ クラス1 機器又はクラス1 支持構造物が、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分(使用中の応力等に対する適切な耐食性を含む。)を有すること。

ロ クラス1 容器に使用する材料にあつては、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重等の条件に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。

ハ クラス1 機器(クラス1 容器を除く。)又はクラス1 支持構造物(クラス1 管及びクラス1 弁を支持するものを除く。)に使用する材料にあつては、当該機器又は当該支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。

ニ クラス1 機器又はクラス1 支持構造物(棒及びボルトに限る。)に使用する材料にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。

二 クラス2 機器及びクラス2 支持構造物に使用する材料は、次によること。

イ クラス2 機器又はクラス2 支持構造物が、その使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。

ロ クラス2 機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。

ハ クラス2 機器に属する鋳造品にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。

三 クラス3 機器に使用する材料は、次によること。

イ クラス3 機器が、その使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。

ロ 工学的安全施設に属するクラス3 機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。

四 クラス4 管に使用する材料は、当該管が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。

五 原子炉格納容器(コンクリート製原子炉格納容器を除く。以下この号において同じ。)及び原子炉格納容器支持構造物に使用する材料は、次によること。

イ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物が、その使用される圧力、温度、湿度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。

ロ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること。

六 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部及び鋼製内張り部等に使用する材料は、次によること。

イ コンクリートにあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な圧縮強度を有すること。

ロ コンクリートにあつては、有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有すること。

ハ コンクリート部に強度部材として使用する鉄筋並びに緊張材及び定着具(以下「鉄筋等」という。)にあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重等の条件に対して適切な機械的強度、化学的成分及び形状寸法を有すること。

ニ 鋼製内張り部等に使用する材料にあつては、前号イ及びロの規定に準ずること。

七 炉心支持構造物に使用する材料は、第一号イ、ハ及びニの規定に準ずること。

八 クラス1 機器及びクラス1 支持構造物の構造及び強度は、次によること。

イ クラス1 機器にあつては、最高使用温度、最高使用圧力及び機械的荷重が負荷されている状態(以下「設計上定める条件」という。)において、全体的な変形を弾性域に抑えること。

ロ クラス1 支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態ⅠⅠにおいて、全体的な変形を弾性域に抑えること。

ハ クラス1 容器(オメガシール等を除く。)、クラス1 管、クラス1 弁及びクラス1 支持構造物にあつては、運転状態ⅠⅠⅠにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りではない。

ニ クラス1 容器(オメガシール等を除く。)、クラス1 管及びクラス1 支持構造物にあつては、運転状態ⅠⅣにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。

ホ クラス1 容器(ボルト、オメガシール等を除く。)にあつては、試験状態において、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りでない。

ヘ クラス1 容器(ボルト等を除く。)、クラス1 管、クラス1 弁(弁箱に限る。)及びクラス1 支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態ⅠⅠⅠにおいて、進行性変形が生じないこと。

ト クラス1 容器、クラス1 管、クラス1 弁(弁箱に限る。)及びクラス1 支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態ⅠⅠにおいて、疲労破壊が生じないこと。

チ クラス1 容器(胴、鏡板等に限る。)にあつては、運転状態Ⅰ、運転状態ⅠⅠ、運転状態ⅠⅠⅠ及び運転状態ⅠⅣ並びに試験状態において、座屈が生じないこと。

リ クラス1 管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。

ヌ クラス1 支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ、運転状態ⅠⅠ、運転状態ⅠⅠⅠ及び運転状態ⅠⅣにおいて、座屈が生じないこと。

- ル ロ、ハ、ニ、ヘ、ト及びヌにかかわらず、クラス1支持構造物であって、クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれのあるものにあつては、クラス1容器の規定に準ずること。
- 九 クラス2機器及びクラス2支持構造物の構造及び強度は、次によること。
- イ クラス2機器にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。
- ロ クラス2機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。
- ハ クラス2管（伸縮継手を除く。）にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態ⅠⅠにおいて、疲労破壊が生じないこと。
- ニ クラス2容器及びクラス2管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。
- ホ クラス2支持構造物であつて、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれのあるものにあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態ⅠⅠにおいて、延性破断及び座屈が生じないこと。
- 十 クラス3機器の構造及び強度は、次によること。
- イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。
- ロ クラス3機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。
- ハ 設計上定める条件において、座屈が生じないこと。
- 十一 クラス4管の構造及び強度は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じないこと。
- 十二 原子炉格納容器（コンクリート製原子炉格納容器を除く。）及び原子炉格納容器支持構造物の構造及び強度は、次によること。
- イ 原子炉格納容器（ロに掲げる部分を除く。）にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。
- ロ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分にあつては、第八号イ、ハ、ニ及びホのクラス1容器の規定を準用する。
- ハ 原子炉格納容器支持構造物にあつては、第八号ロ、ハ及びニのクラス1支持構造物の規定を準用する。
- ニ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分並びに原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態ⅠⅠにおいて、進行性変形による破壊が生じないこと。
- ホ 原子炉格納容器の伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。
- ヘ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分並びに原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態ⅠⅠにおいて、疲労破壊が生じないこと。
- ト 原子炉格納容器にあつては、設計上定める条件並びに運転状態ⅠⅠⅠ及び運転状態ⅠⅤにおいて、座屈が生じないこと。
- チ 原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ、運転状態ⅠⅠ、運転状態ⅠⅠⅠ及び運転状態ⅠⅤにおいて、座屈が生じないこと。
- 十三 コンクリート製原子炉格納容器の構造及び強度は、次によること。
- イ コンクリートにあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態ⅠⅠ及び荷重状態ⅠⅠⅠにおいて圧縮破壊が生じず、かつ、荷重状態ⅠⅤにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じないこと。
- ロ 鉄筋等にあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態ⅠⅠ及び荷重状態ⅠⅠⅠにおいて降伏せず、かつ、荷重状態ⅠⅤにおいて破断に至るひずみが生じないこと。
- ハ コンクリート部にあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態ⅠⅠ及び荷重状態ⅠⅠⅠにおいてせん断破壊が生じず、かつ、荷重状態ⅠⅤにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じないこと。
- ニ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付け部分を除く。）にあつては、荷重状態Ⅰ及び荷重状態ⅠⅠにおいて著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態ⅠⅠⅠ及び荷重状態ⅠⅤにおいて破断に至らないこと。
- ホ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付け部分を除く。）にあつては、ニの規定によるほか、第十二号への原子炉格納容器の規定を準用する。
- ヘ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付け部分に限る。）貫通部スリーブ及び定着金具（ライナプレートに取り付ける定着金具であつて、すべての荷重状態において全体的な変形を弾性域に抑えることができるものを除く。）にあつては、第十二号ハ、ニ、ヘ及びチの原子炉格納容器支持構造物の規定を準用する。この場合において、第十二号中「運転状態Ⅰ及び運転状態ⅠⅠ」とあるのは「荷重状態Ⅰ及び荷重状態ⅠⅠ」と、「運転状態Ⅰ、運転状態ⅠⅠ、運転状態ⅠⅠⅠ及び運転状態ⅠⅤ」とあるのは「荷重状態Ⅰ、荷重状態ⅠⅠ、荷重状態ⅠⅠⅠ及び荷重状態ⅠⅤ」と読み替えるものとする。
- ト ナックルにあつては、第十二号ロ、ニ及びヘの原子炉格納容器のうち著しい応力が生じる部分及び特殊な形状の部分の規定を準用する。
- 十四 炉心支持構造物の構造及び強度は、次によること。
- イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。
- ロ 運転状態ⅠⅠⅠにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りではない。
- ハ 運転状態ⅠⅤにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。
- ニ 炉心支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態ⅠⅠにおいて、進行性変形による破壊が生じないこと。
- ホ 運転状態Ⅰ及び運転状態ⅠⅠにおいて、疲労破壊が生じないこと。
- ヘ 運転状態Ⅰ、運転状態ⅠⅠ、運転状態ⅠⅠⅠ及び運転状態ⅠⅤにおいて、座屈が生じないこと。
- 十五 クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）は、次によること。
- イ 不連続で特異な形状でないものであること。
- ロ 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。
- ハ 適切な強度を有するものであること。
- ニ 機械試験等により適切な溶接施工法等であることをあらかじめ確認したものにより溶接したものであること。（使用中のき裂等による破壊の防止）

第九条の二 使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物には、その破壊を引き起こすき裂その他の欠陥があってはならない。

2 使用中のクラス1機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通するき裂その他の欠陥があってはならない。
(安全弁等)

第十条 原子炉施設には、次の各号により安全弁又は逃がし弁（「安全弁等」という。以下この条において同じ。）を設けなければならない。

- 一 安全弁等は、確実に作動する機構を有すること。
 - 二 安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造であること。
 - 三 安全弁等の材料は、次によること。
 - イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる安全弁等の材料にあつては、第九条第一号の規定に準ずること。
 - ロ クラス2容器及びクラス2管に取り付けられる安全弁等の材料にあつては、第九条第二号の規定に準ずること。
 - 四 補助作動装置付きのものにあつては、当該補助作動装置が故障しても所要の吹き出し容量が得られる構造であること。
 - 五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器。以下この号において同じ。）にあつては、次によること。
 - イ 背圧の影響によりその作動に支障を生ずることを防止するためベローズが設けられた安全弁（第七号において「ベローズ付き安全弁」という。）を適当な箇所に二個以上設けること。
 - ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上であること。ただし、安全弁以外の過圧防止効果を有する装置を有するものにあつては、当該装置の過圧防止能力に相当する値を減ずることができる。
 - 六 蒸気発生器にあつては、次によること。
 - イ 安全弁を適当な箇所に二個以上設けること。
 - ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該蒸気発生器の過圧防止に必要な容量以上であること。
 - ハ 安全弁は、吹き出し圧力を下回つた後に、速やかに吹き止まること。
 - 七 減圧弁を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する機器が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものにあつては、次によること。
 - イ クラス1管にあつては、ベローズ付き安全弁を減圧弁の低圧側にこれに接近して二個以上設けること。
 - ロ イに掲げる管以外の管にあつては、安全弁等を減圧弁の低圧側にこれに接近して一個以上設けること。
 - ハ 安全弁等の容量の合計は、当該安全弁等の吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、減圧弁が全開したとき管の低圧側の部分及びこれに接続する機器の過圧防止に必要な容量以上であること。
 - ニ 安全弁は、吹き出し圧力を下回つた後に、速やかに吹き止まること。
- 八 原子炉施設に属する容器（第五号、第六号及び第三項に掲げるもの、補助ボイラー並びに原子炉格納容器を除く。）又は管（前号に掲げるものを除く。）であつて、内部に過圧が生ずるおそれのあるものにあつては、第六号ロ並びに前号イ、ロ及びニの規定に準じて安全弁等を適当な箇所に設けること。

2 前項の場合において、安全弁等の入口側又は出口側に破壊板を設ける場合は、次の各号によらなければならない。

- 一 安全弁等の入口側に設ける場合は、次によること。
 - イ 破壊板の吹き出し圧力は、当該容器の最高使用圧力以下の圧力であること。
 - ロ 破壊板の破壊により安全弁等の機能に支障を及ぼさないようにすること。
 - 二 安全弁等の出口側に設ける場合は、次によること。
 - イ 破壊板は、安全弁等の作動を妨げないように低圧で破壊するものであること。
 - ロ 破壊板の吹き出し圧力に安全弁等の吹き出し圧力を加えた圧力が、過圧防止に必要な吹き出し圧力より小さくなること。
 - ハ 破壊板の支持機構は、流体が排出する場合の通過面積が安全弁等の出口の面積以上となるものであること。
 - ニ 破壊板の破壊により吹き出し管の機能に支障を及ぼさないようにすること。
 - 3 原子炉施設に属する容器であつて、内部に液体炭酸ガス等安全弁等の作動を不能にするおそれがある物質を含むものには、次の各号により破壊板を設けなければならない。
 - 一 吹き出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該容器の過圧防止に必要な容量以上となるように、適当な箇所に一個以上設けること。
 - 二 容器と破壊板との連絡管の断面積は、破壊板の断面積以上であること。
 - 4 第一項又は前項の場合において、安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設ける場合は、原子炉を起動させるとき及び運転中に、止め弁が全開していることを確認できる装置を設けなければならない。
 - 5 原子炉施設に属する容器又は管であつて、内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれのあるものには、次の各号により過圧防止に必要な容量以上となるように真空破壊弁を設けなければならない。
 - 一 真空破壊弁の材料は、次によること。
 - イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、第九条第一号の規定に準ずること。
 - ロ 原子炉格納容器、クラス2容器及びクラス2管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、第九条第二号の規定に準ずること。
 - 二 原子炉格納容器にあつては、真空破壊弁を適当な箇所に二個以上設けること。
 - 三 前号に掲げる容器以外の容器又は管にあつては、真空破壊弁を適当な箇所に一個以上設けること。
- 6 原子炉施設は、安全弁、逃がし弁、破壊板又は真空破壊弁から放出される流体が放射性物質を含む場合は、これを安全に処理することができるように施設しなければならない。
(耐圧試験等)

第十一条 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、次の各号による圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないものでなければならない。ただし、気圧により試験を行う場合であつて、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の〇・九倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認することができる。

- 一 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生じる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とすること。ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であって原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とすることができる。
- 二 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とすること。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。
- 2 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないものでなければならない。
- 3 原子炉格納容器は、最高使用圧力の〇・九倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないものでなければならない。
(監視試験片)
- 第十二条 原子炉施設に属する容器であって、一メガエレクトロンボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれのあるものの内部には、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、照射の影響を確認できるよう次の各号に定める監視試験片を備えなければならない。
- 一 監視試験片を採取する材料は、中性子の照射領域にある容器の材料と同等の製造履歴を有するものであること。
- 二 監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施することにより、容器の材料の機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数とすること。
- 三 監視試験片は、中性子の照射領域にある容器の材料が受ける中性子スペクトル、中性子照射量及び温度履歴の条件と同等の条件になるように配置すること。
(炉心等)
- 第十三条 燃料体、減速材および反射材ならびにこれらを支持する構造物の材料は、通常運転時における圧力、温度および放射線によって起る最もきびしい条件において、必要な物理的および化学的性質を保持するものでなければならない。
- 2 燃料体、減速材および反射材ならびにこれらを支持する構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重等に耐えるものでなければならない。
(熱遮へい材)
- 第十四条 放射線により材料が著しく劣化するおそれがある原子炉圧力容器には、これを防止するため熱遮へい材を施設しなければならない。
- 2 前項の熱遮へい材は、熱応力による変形により原子炉の運転に支障を及ぼすおそれがないように施設しなければならない。
(一次冷却材)
- 第十五条 一次冷却材は、通常運転時における圧力、温度および放射線によって起る最もきびしい条件において、必要な物理的および化学的性質を保持するものでなければならない。
(循環設備等)
- 第十六条 原子力発電所には、次の各号に掲げる設備を施設しなければならない。
- 一 原子炉圧力容器内において発生した熱を除去するために、熱を輸送することができる容量の一次冷却材を循環させる設備
- 二 負荷の変動等による原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設備
- 三 通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時等に生じた一次冷却材の減少分を自動的に補給する設備
- 四 一次冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を原子力発電所の運転に支障を及ぼさない値以下に保つ設備
- 五 原子炉停止時(短時間の全交流動力電源喪失時を含む。)に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備
- 六 前号の設備により除去された熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送することができる設備
(原子炉冷却材圧力バウンダリ)
- 第十六条の二 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る施設の損壊等に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加等に耐えるように施設しなければならない。
(原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい等)
- 第十六条の三 原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材の流出を制限するために隔離装置を施設しなければならない。
- 2 原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。
(非常用炉心冷却設備)
- 第十七条 原子力発電所には、非常用炉心冷却設備を施設しなければならない。
- 2 非常用炉心冷却設備は、次の機能を有するものでなければならない。
- 一 燃料被覆管の温度が燃料材の溶融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものであること。
- 二 燃料被覆管と冷却材との反応により著しく多量の水素を生ずるものでないこと。
- 3 非常用炉心冷却設備のポンプは、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度につき想定される最も厳しい条件下においても正常に機能する能力を有するものでなければならない。
- 4 非常用炉心冷却設備は、その能力の維持状況を確認するため、原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない。
(一次冷却材の排出)
- 第十八条 放射性物質を含む一次冷却材(第十六条第四号の装置から排出される放射性物質を含む流体を含む。)を通常運転時において一次冷却系統外に排出する場合は、これを安全に処理する装置を施設しなければならない。
(逆止め弁の設置)
- 第十九条 放射性物質を含む一次冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物を処理する設備(排気筒並びに第二十八条及び第三十一条に規定するものを除く。第二十一条において同じ。)へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設けなければならない。ただし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体を導く管に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。
(計測装置)

第二十条 原子力発電所には、次の各号に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。この場合において、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置をもつて替えることができる。

- 一 炉心における中性子束密度
 - 二 炉周期
 - 三 制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合にあっては、その濃度
 - 四 一次冷却材に関する次の事項
 - イ 放射性物質及び不純物の濃度
 - ロ 原子炉压力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量
 - 五 原子炉压力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位
 - 六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率
 - 七 主蒸気管中及び空気抽出器排ガス中等の放射性物質の濃度
 - 八 蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度
 - 九 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度
 - 十 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度
 - 十一 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが第二条第九号の規定に基づき告示する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度
 - 十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所等をいう。）の線量当量率
 - 十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質濃度
 - 十四 原子力発電所における風向及び風速
- 2 前項第六号に掲げる装置であつて線量当量率を計測する装置にあっては、多重性及び独立性を有しなければならない。
 - 3 第一項第一号及び第三号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置にあっては、計測結果を表示し、かつ、記録することができるものでなければならない。（警報装置等）

第二十一条 原子力発電所には、その機械器具の機能の喪失、誤操作等により原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが生じた場合、前条第九号の放射性物質の濃度若しくは同条第十二号及び第十三号の線量当量率が著しく上昇した場合又は流体状の放射性廃棄物（気体状のものを除く。以下同じ。）を処理し、若しくは貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏れいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して自動的に警報する装置を施設しなければならない。

- 2 原子力発電所には、原子炉並びに一次冷却系統及び放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械器具の動作状態を表示する装置を施設しなければならない。
- 3 原子力発電所には、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等の際に当該原子力発電所内の人に対し必要な指示ができるように適切な通信連絡設備を施設しなければならない。（安全保護装置）

第二十二条 原子力発電所には、安全保護装置を次の各号により施設しなければならない。

- 一 運転時の異常な過渡変化が生じる場合又は地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統及び工学的安全施設と併せて機能することにより燃料許容損傷限界を超えないようにできるものであること。
- 二 系統を構成する機械器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないように、多重性を有すること。
- 三 系統を構成するチャンネルは、相互を分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を有すること。
- 四 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。
- 五 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全保護機能を失わないように、計測制御系から機能的に分離されたものであること。
- 六 原子炉の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。
- 七 安全保護装置は、運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。（反応度制御系統及び原子炉停止系統）

第二十三条 原子力発電所には、反応度制御系統及び原子炉停止系統を施設しなければならない。この場合において、反応度制御系統と原子炉停止系統とを独立させて設置しなくてもよい。

- 2 反応度制御系統は、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有するものでなければならない。
 - 3 原子炉停止系統は、制御棒、液体制御材等による二つ以上の独立した系統を有するものであり、かつ、次の能力を有するものでなければならない。
- 一 通常運転時の高温状態において、二つ以上の独立した系統がそれぞれ原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、燃料許容損傷限界を超えることなく原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備等の作動に伴つて注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。
 - 二 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、少なくとも一つは、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できること。
 - 三 一次冷却材喪失等の事故時において、少なくとも一つは、原子炉を未臨界へ移行することができ、少なくとも一つは、原子炉を未臨界に維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備等の作動に伴つて注入される液体制御材による反応度値を加えることができる。
 - 四 制御棒を用いる場合にあっては、反応度値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても第一号から第三号までの規定に適合すること。

- 4 制御棒の最大反応度値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心冷却を損なうような炉心等の損壊を起こさないものでなければならない。
- 5 制御棒、液体制御材等は、通常運転時における圧力、温度及び放射線によって起こる最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。

（制御材駆動装置）

第二十四条 制御材を駆動する装置は、次の各号により施設しなければならない。

- 一 原子炉の特性に適合した速度で制御材を駆動できるものであること。
- 二 原子炉の通常運転時において、制御棒の異常な引抜きが生じた場合でも燃料許容損傷限界を超える速度で駆動できないものであること。
- 三 制御材を駆動するための動力源がなくなった場合に、原子炉の反応度を増加させる方向に制御材を動作させないものであること。
- 四 制御材を駆動する装置にあつては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、反射材等を損壊しないものであること。

（原子炉制御室等）

第二十四条の二 原子力発電所には、原子炉制御室を施設しなければならない。

- 2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備等非常時に原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の原子炉を安全に運転するための主要な装置（第二十一条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるように施設しなければならない。
- 3 原子炉制御室及びこれに連絡する通路等には、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉の運転の停止等の措置をとるため、従事者等が支障なく原子炉制御室に入り、かつ、一定期間とどまることができるように、遮へいその他の適切な放射線防護措置及び制御室外の火災等により発生した有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置を講じなければならない。
- 4 原子力発電所には、火災等により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。

（発電所緊急時対策所）

第二十四条の三 原子力発電所には、一次冷却系統に係る施設の損壊等が生じた場合に適切な措置をとるための発電所緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。

（燃料貯蔵設備）

第二十五条 通常運転時に必要とする燃料体又は使用済燃料（以下「燃料」という。）を貯蔵する設備は、次の各号により施設しなければならない。

- 一 燃料が臨界に達するおそれがない構造であること。
- 二 崩壊熱により燃料が熔融しないものであること。
- 三 燃料を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。
- 四 使用済燃料その他高放射性の燃料を貯蔵する水槽は、次によること。
 - イ 水があふれ、又は漏れるおそれがない構造であること。
 - ロ 燃料の放射線を遮へいするために必要な量の水があること。
 - ハ 燃料の被覆が著しく腐しよくするおそれがある場合は、これを防止すること。
 - ニ 水の漏れ及び水槽の水温の異常を検知できること。
 - ホ 燃料取扱い中に想定される燃料の落下時においてもその機能が損なわれないこと。
- 五 燃料落下により燃料が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による原子力発電所外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備を格納する施設及び放射性物質の放出を低減する施設を施設すること。
 - 六 使用済燃料を原子力発電所内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）は、次によること。
 - イ 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。
 - ロ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮へい能力を有すること。
 - ハ 使用済燃料の被覆の著しい腐食又は変形を防止できること。
 - ニ キャスク本体等は、使用される温度、放射線、荷重その他の条件に対し、適切な材料及び構造であること。
 - 七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。

（燃料取扱設備）

第二十六条 燃料を取り扱う設備は、次の各号により施設しなければならない。

- 一 通常運転時において使用する燃料を取り扱う能力を有するものであること。
- 二 燃料が臨界に達するおそれがない構造であること。
- 三 崩壊熱により燃料が熔融しないものであること。
- 四 取扱い中に燃料が破損するおそれがないこと。
- 五 燃料を封入する容器は、取扱い中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。
- 六 前号の容器は、内部に燃料を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ別に告示する線量当量率を超えないように遮へいできるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。
- 七 燃料取扱い中に燃料を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料を保持する機構を設ける等により燃料の落下を防止できること。

（生体遮へい等）

第二十七条 原子力発電所内の場所であつて、外部放射線による放射線障害を防止する必要があるものには、次の各号により生体遮へいを施設しなければならない。

- 一 放射線障害を防止するために必要な遮へい能力を有するものであること。
- 二 開口部又は配管等の貫通部があるものにあつては、必要に応じて放射線漏れ防止措置が講じられていること。
- 三 自重、附加荷重および熱応力に耐えるものであること。

2 原子炉施設並びに一次冷却材により駆動される蒸気タービン及びその附属設備は、通常運転時において当該施設又は設備からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率が別に告示する線量限度を十分下回るよう施設しなければならない。

(換気設備)

第二十八条 原子力発電所内の場所であって、放射性物質により汚染された空気による放射線障害を防止する必要があるものには、次の各号により換気設備を施設しなければならない。

- 一 放射線障害を防止するために必要な換気能力を有するものであること。
- 二 放射性物質により汚染された空気が漏えいし難い構造で、かつ、逆流するおそれがないこと。
- 三 排出する空気を浄化する装置を設ける場合にあっては、ろ過装置の放射性物質による汚染の除去またはろ過装置の取替えが容易な構造であること。
- 四 吸気口は、放射性物質により汚染された空気を吸入し難いように施設すること。

(放射性物質による汚染の防止)

第二十九条 原子力発電所内の人がひん繁に出入りする建物等の内部の壁、床その他の放射性物質により汚染されるおそれがある部分であって、人が触れるおそれがある部分の表面は、放射性物質による汚染を除去し易いものでなければならない。

2 原子力発電所には、人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する設備を施設しなければならない。

第二十九条の二 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がある排水路であって、原子力発電所外に排水を排出するものには、排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設しなければならない。

(廃棄物処理設備等)

第三十条 原子力発電所には、次の各号により放射性廃棄物を処理する設備（排気筒を含み、第二十八条及び次条に規定するものを除く。）を施設しなければならない。

- 一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が、それぞれ別に告示する値以下になるように原子力発電所において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものであること。
- 二 放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する施設と区別して施設すること。ただし、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導く場合において、流体状の放射性廃棄物が放射性廃棄物以外の廃棄物を取り扱う設備に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。
- 三 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、かつ、化学薬品等により著しく腐しやすくするおそれがないものであること。
- 四 気体状の放射性廃棄物を処理する設備は、第二十八条第三号の規定に準ずるほか、排気筒の出口以外の箇所において気体状の放射性廃棄物を排出しないこと。
- 五 流体状の放射性廃棄物及び原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性的の固体状の放射性廃棄物を原子力発電所内において運搬するための容器は、取扱い中における衝撃、熱等に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。
- 六 前号の容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率がそれぞれ別に告示する線量当量率を超えないように遮へいできるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。

2 流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される施設（流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。以下この項において同じ。）は、次の各号により施設しなければならない。

(廃棄物貯蔵設備等)

第三十一条 放射性廃棄物を貯蔵する設備は、次の各号により施設しなければならない。

- 一 通常運転時に発生する放射性廃棄物を貯蔵する容量があること。
- 二 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。
- 三 崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、化学薬品等により著しく腐しやすくするおそれがないこと。
- 2 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される施設は、放射性廃棄物による汚染が広がらないように施設しなければならない。
- 3 前条第二項の規定は、流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される施設に準用する。この場合において、「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とあるのは「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」と読み替えるものとする。

(原子炉格納施設)

第三十二条 原子力発電所には、一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際の漏えい率が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないよう、次の各号により原子炉格納施設を施設しなければならない。

- 一 原子炉格納容器にあっては、次によること。
- イ 一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際に想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること。
- ロ 原子炉格納容器に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。

- ハ 原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量等に応じて漏えい試験ができること。
- ニ 原子炉格納容器を貫通して取り付ける管には、次により隔離弁（閉鎖隔離弁（ロック装置が付されているものに限る。）又は自動隔離弁（隔離機能がない逆止め弁を除く。）をいう。以下同じ。）を設けること。
- イ 原子炉格納容器に取り付ける管であって原子炉格納容器を貫通するものには当該貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に一個の隔離弁を施設すること。
- ロ 前イにかかわらず、次によることができる。
 - (1) 一次冷却系統に係る施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は一次冷却系統に係る施設の損壊等の際に構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあっては貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に一個の隔離弁を施設すること。
 - (2) 貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設けた場合、一方の側の設置箇所における管であって、湿気等によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるものについては、貫通箇所の他方の側であって近接した箇所に二個の隔離弁を施設すること。
- ハ 前イ及びロの規定にかかわらず、次の場合には隔離弁を設けることを要しない。
 - (1) 事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性に支障が生じるおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合。
 - (2) 計測又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものの場合。
- ニ 隔離弁は、閉止後において駆動動力源が喪失した場合でも隔離機能が失われないこと。
- ホ 隔離弁は、想定される漏えい量等に応じて漏えい試験ができること。
- 三 一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際に生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性に支障を生ずるおそれがある場合は、水素又は酸素の濃度を抑制する設備を施設すること。
- 四 一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、当該放射性物質の濃度を低減する設備（当該放射性物質を格納する施設を含む。）を施設すること。
- 五 一次冷却系統に係る施設の故障又は損壊の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性に支障が生ずることを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（以下「格納容器熱除去設備」という。）を次により施設すること。
- イ 格納容器熱除去設備のポンプは、原子炉格納容器内の圧力及び温度の想定される最も厳しい条件下においても正常に機能すること。
- ロ 格納容器熱除去設備は、その能力を確認するために、原子炉の運転中に試験ができること。
（保安電源設備）

第三十三条 原子力発電所に接続する電線路のうち少なくとも二回線は、当該原子力発電所において受電可能なものであって、使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該原子力発電所を電力系統に連系するように施設しなければならない。

- 2 原子力発電所には、前項の電線路及び当該原子力発電所において常時使用されている発電機からの電気の供給が停止した場合において保安を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用予備動力装置を施設しなければならない。
- 3 原子力発電所の保安を確保するため特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を施設しなければならない。
- 4 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性、及び独立性を有し、その系統を構成する機械器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は一次冷却材喪失等の事故時において工学的安全施設等の設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。
- 5 原子力発電所には、短時間の全交流動力電源喪失時においても原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に冷却するための設備が動作することができるよう必要な容量を有する蓄電池等を施設しなければならない。

（準用）

第三十四条 第八条第三項の規定は、原子力発電所に施設する一次冷却材により駆動する蒸気タービン及びその附属設備について準用する。

- 2 第九条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令（平成九年通商産業省令第五十一号）第二章の規定は、原子力発電所に施設する補助ボイラーについて準用する。
- 3 第九条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第三章の規定は、原子力発電所に施設する蒸気タービン及びその附属設備について準用する。
- 4 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第二十五条及び第二十六条から第二十九条までの規定は原子力発電所に施設する内燃機関について準用する。
- 5 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第四条の規定は、原子力発電所に施設する電気工作物について準用する。

(3) 独立行政法人日本原子力研究開発機構法（抄）

（平成十六年十二月三日法律第百五十五号）
最終改正：平成十九年四月二〇日法律第二十八号
平成十九年四月二十日法律第二十八号

（機構の目的）

第四条 独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）は、原子力基本法第二条に規定する基本方針に基づき、原子力に関する基礎的研究及び応用の研究並びに核燃料サイクルを確立するための高速増殖炉及びこれに必要な核燃料物質の開発並びに核燃料物質の再処理に関する技術及び高レベル放射性廃棄物の処分等

関する技術の開発を総合的、計画的かつ効率的に行うとともに、これらの成果の普及等を行い、もって人類社会の福祉及び国民生活の水準向上に資する原子力の研究、開発及び利用の促進に寄与することを目的とする。

(業務の範囲)

第十七条 機構は、第四条の目的を達成するため、次の業務を行う。

- 一 原子力に関する基礎的研究を行うこと。
- 二 原子力に関する応用の研究を行うこと。
- 七 原子力に関する情報を収集し、整理し、及び提供すること。
- 八 第一号から第三号までに掲げる業務として行うもののほか、関係行政機関又は地方公共団体の長が必要と認め、て依頼した場合に、原子力に関する試験及び研究、調査、分析又は鑑定を行うこと。

(4) 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針

平成18年9月19日
原子力安全委員会決定

1. はしがき

本指針は、発電用軽水型原子炉の設置許可申請（変更許可申請を含む。以下同じ。）に係る安全審査のうち、耐震安全性の確保の観点から耐震設計方針の妥当性について判断する際の基礎を示すことを目的として定めたものである。

従前の「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂。以下、「旧指針」という。）」は、昭和53年9月に当時の原子力委員会が定めたものに基づき、昭和56年7月に、原子力安全委員会が、当時の知見に基づいて静的地震力の算定法等について見直して改訂を行い、さらに平成13年3月に一部改訂したものであった。

このたびは、昭和56年の旧指針策定以降現在までにおける地震学及び地震工学に関する新たな知見の蓄積並びに発電用軽水型原子炉施設の耐震設計技術の著しい改良及び進歩を反映し、旧指針を全面的に見直したものである。

なお、本指針は、今後の新たな知見と経験の蓄積に応じて、それらを適切に反映するように見直される必要がある。

2. 適用範囲

本指針は、発電用軽水型原子炉施設（以下、「施設」という。）に適用される。しかし、これ以外の原子炉施設及びその他の原子力関係施設にも本指針の基本的な考え方は参考となるものである。

なお、許可申請の内容の一部が本指針に適合しない場合であっても、それが技術的な改良、進歩等を反映したものであって、本指針を満足した場合と同様又はそれを上回る耐震安全性が確保し得ると判断される場合は、これを排除するものではない。

3. 基本方針

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されなければならない。さらに、施設は、地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点から耐震設計上の区分ごとに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられるように設計されなければならない。また、建物・構築物は、十分な支持性能をもつ地盤に設置されなければならない。

(解説)

I. 基本方針について

(1) 耐震設計における地震動の策定について

耐震設計においては、「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」を適切に策定し、この地震動を前提とした耐震設計を行うことにより、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のリスクを与えないようにすることを基本とすべきである。

これは、旧指針の「基本方針」における「発電用原子炉施設は想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有していなければならない」との規定が耐震設計に求めていたものと同等の考え方である。

(2) 「残余のリスク」の存在について

地震学的見地からは、上記(1)のように策定された地震動を上回る強さの地震動が生起する可能性は否定できない。このことは、耐震設計用の地震動の策定において、「残余のリスク」（策定された地震動を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより、施設に重大な損傷事象が発生すること、施設から大量の放射性物質が放散される事象が発生すること、あるいはそれらの結果として周辺公衆に対して放射線被ばくによる災害を及ぼすことのリスク）が存在することを意味する。したがって、施設の設計に当たっては、策定された地震動を上回る地震動が生起する可能性に対して適切な考慮を払い、基本設計の段階のみならず、それ以降の段階も含めて、この「残余のリスク」の存在を十分認識しつつ、それを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきである。

4. 耐震設計上の重要度分類

施設の耐震設計上の重要度を、地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点から、施設の種別に応じて次のように分類する。

(1) 機能上の分類

Sクラス・・・自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放散する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの、並びにこれらの事故発生の際に外部に放散される放射性物質による影響を低

減させるために必要なものであって、その影響の大きいもの

Bクラス・・・上記において、影響が比較的小さいもの

Cクラス・・・Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの

(2) クラス別施設

上記耐震設計上の重要度分類によるクラス別施設を以下に示す。

① Sクラスの施設

- i) 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」(軽水炉についての安全設計に関する審査指針において記載されている定義に同じ。)を構成する機器・配管系
- ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設
- iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設
- iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- v) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- vi) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設
- vii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設で上記vi)以外の施設

② Bクラスの施設

- i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵しうる施設
- ii) 放射性廃棄物を内蔵している施設。ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損による公衆に与える放射線の影響が周辺監視区域外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。
- iii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設
- iv) 使用済燃料を冷却するための施設
- v) 放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設

③ Cクラスの施設

上記Sクラス、Bクラスに属さない施設

5. 基準地震動の策定

施設の耐震設計において基準とする地震動は、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ものとして策定しなければならない。(以下、この地震動を「基準地震動 S_s 」という。)

基準地震動 S_s は、以下の方針により策定することとする。

- (1) 基準地震動 S_s は、下記(2)の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び(3)の「震源を特定せず策定する地震動」について、敷地における解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定することとする。
 - (2) 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、以下の方針により策定することとする。
 - ① 敷地周辺の活断層の性質、過去及び現在の地震発生状況等を考慮し、さらに地震発生様式等による地震の分類を行ったうえで、敷地に大きな影響を与えると予想される地震(以下、「検討用地震」という。)を、複数選定すること。
 - ② 上記①の「敷地周辺の活断層の性質」に関しては、次に示す事項を考慮すること。
 - i) 耐震設計上考慮する活断層としては、後期更新世以降の活動が否定できないものとする。なお、その認定に際しては最終間氷期の地層又は地形面に断層による変位・変形が認められるか否かによることができる。
 - ii) 活断層の位置・形状・活動性等を明らかにするため、敷地からの距離に応じて、地形学・地質学・地球物理学的手法等を総合した十分な活断層調査を行うこと。
 - ③ 上記①で選定した検討用地震ごとに、次に示すi)の応答スペクトルに基づく地震動評価及びii)の断層モデルを用いた手法による地震動評価の双方を実施し、それぞれによる基準地震動 S_s を策定する。なお、地震動評価に当たっては、地震発生様式、地震波伝播経路等に応じた諸特性(その地域における特性を含む。)を十分に考慮することとする。
 - i) 応答スペクトルに基づく地震動評価
検討用地震ごとに、適切な手法を用いて応答スペクトルを評価のうえ、それらを基に設計用応答スペクトルを設定し、これに地震動の継続時間、振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に考慮して地震動評価を行うこと。
 - ii) 断層モデルを用いた手法による地震動評価
検討用地震ごとに、適切な手法を用いて震源特性パラメータを設定し、地震動評価を行うこと。
 - ④ 上記③の基準地震動 S_s の策定過程に伴う不確かさ(ばらつき)については、適切な手法を用いて考慮することとする。
- (3) 「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に敷地の地盤物性を加味した応答スペクトルを設定し、これに地震動の継続時間、振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に考慮して基準地震動 S_s を策定することとする。

(解説)

II. 基準地震動 S_s の策定について

(1) 基準地震動 S_s の性格について

旧指針においては、基準地震動に関して、地震動 S_1 及び地震動 S_2 の2種類を策定することとしていたが、今次改訂においてはこの双方の策定方針を統合し、基準地震動 S_s として、検討用地震の選定、地震動評価

等について高度化を図ったものである。

この基準地震動 S_s は、施設の耐震安全性を確保するための耐震設計の前提となる地震動であり、その策定に当たっては、個別の安全審査時における最新の知見に照らして、その妥当性が十分確認されなければならない。

(2) 基準地震動 S_s の策定に関して使用する用語の意味解釈は次による。

- ① 「解放基盤表面」とは、基準地震動を策定するために、基盤面上の表層や構造物が無いものとして仮想的に設定する自由表面であって、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される基盤の表面をいう。ここでいう「基盤」とは、概ねせん断波速度 $V_s=700\text{m/s}$ 以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないものとする。
 - ② 「活断層」とは、最近の地質時代に繰り返し活動し、将来も活動する可能性のある断層をいう。
- (3) 基準地震動 S_s の策定方針について
- ① 検討用地震の選定に当たっては、敷地周辺の活断層の性質や過去の地震の発生状況を精査し、さらに、敷地周辺の中・小・微小地震の分布、応力場、地震発生様式（プレートの形状・運動・相互作用を含む。）に関する既往の研究成果等を総合的に検討することとする。
 - ② 検討用地震は、次に示す地震発生様式等に着目した分類により選定することとする。
 - i) 内陸地殻内地震
「内陸地殻内地震」とは、陸のプレートの上部地殻地震発生層に生じる地震をいい、海岸のやや沖合で起こるものを含む。
 - ii) プレート間地震
「プレート間地震」とは、相接する二つのプレートの境界面で発生する地震をいう。
 - iii) 海洋プレート内地震
「海洋プレート内地震」とは、沈み込む（沈み込んだ）海洋プレート内部で発生する地震をいい、海溝軸付近ないしそのやや沖合で発生する「沈み込む海洋プレート内の地震」と、海溝軸付近から陸側で発生する「沈み込んだ海洋プレート内の地震（スラブ内地震）」の2種類に分けられる。
 - ③ 震源が敷地に近く、その破壊過程が地震動評価に大きな影響を与えると考えられる地震については、断層モデルを用いた手法を重視すべきである。
 - ④ 「基準地震動 S_s の策定過程に伴う不確かさ（ばらつき）」の考慮に当たっては、基準地震動 S_s の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる不確かさ（ばらつき）の要因及びその大きさの程度を十分踏まえつつ、適切な手法を用いることとする。
 - ⑤ 「震源を特定せず策定する地震動」の策定方針については、敷地周辺の状況等を十分考慮した詳細な調査を実施しても、なお敷地近傍において発生する可能性のある内陸地殻内の地震の全てを事前に評価しうるとは言い切れないことから、敷地近傍における詳細な調査の結果にかかわらず、全ての申請において共通的に考慮すべき地震動であると意味付けたものである。この考え方を具現化して策定された基準地震動 S_s の妥当性については、申請時点における最新の知見に照らして個別に確認すべきである。なお、その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率論的な評価等を必要に応じて参考とすることが望ましい。
 - ⑥ 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握しておくことが望ましいとの観点から、それぞれが対応する超過確率を安全審査において参照することとする。
 - ⑦ 検討用地震の選定や基準地震動 S_s の策定に当たって必要な調査や評価を行う際は、既往の資料等について、それらの精度に対する十分な考慮を行い、参照することとする。なお、既往の評価と異なる結果を得た場合には、その根拠を明示しなければならない。
 - ⑧ 施設の構造又は施設を支持する地盤において、地震応答に特徴的な周波数特性が認められる場合は、必要に応じて基準地震動 S_s の策定に反映させることとする。

(4) 震源として想定する断層の評価について

- ① 活断層調査は、震源として想定する断層に関する評価を行うための基本となるものであるため、敷地からの距離に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地表地質調査、地球物理学的調査等を適切に組み合わせる十分な調査を実施することとする。特に、敷地近傍においては、精度の高い詳細な調査を行う必要がある。なお、敷地近傍の範囲は、「震源を特定せず策定する地震動」として策定される基準地震動 S_s との関係等を十分考慮して、適切に設定することとする。
- ② 地震活動に関連した活褶曲、活撓曲等については、活断層と同様に上記①の調査の対象とし、その性状に応じて震源として想定する断層の評価に考慮する。
- ③ 断層の性状については、それぞれの地域に応じ、地下構造等を把握して適切に評価すべきである。なお、断層が不明瞭な地域において断層の性状から地震を想定する場合には、特段の留意が必要である。
- ④ 経験式を用いて断層の長さ等から地震規模を想定する際には、その経験式の特徴等を踏まえ、地震規模を適切に評価することとする。
- ⑤ 活断層調査によっても、震源として想定する断層の形状評価を含めた震源特性パラメータの設定に必要な情報が十分得られなかった場合には、その震源特性の設定に当たって不確かさの考慮を適切に行うこととする。

6. 耐震設計方針

(1) 基本的な方針

施設は、耐震設計上のクラス別に、次に示す耐震設計に関する基本的な方針を満足していなければならない。

- ① Sクラスの各施設は、基準地震動 S_s による地震力に対してその安全機能が保持できること。また、以下に示す弾性設計用地震動 S_d による地震力又は以下に示す静的地震力のいずれか大きい方の地震力に耐えること。
- ② Bクラスの各施設は、以下に示す静的地震力に耐えること。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うこと。
- ③ Cクラスの各施設は、以下に示す静的地震力に耐えること。

- ④ 上記各号において、上位の分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的破損が生じないこと。
- (2) 地震力の算定法
施設の耐震設計に用いる地震力の算定は以下に示す方法によらなければならない。
- ① 基準地震動 S_s による地震力
基準地震動 S_s による地震力は、基準地震動 S_s を用いて、水平方向及び鉛直方向について適切に組み合わせられたものとして算定されなければならない。
- ② 弾性設計用地震動 S_d による地震力
弾性設計用地震動 S_d は、基準地震動 S_s に基づき、工学的判断により設定する。また、弾性設計用地震動 S_d による地震力は、水平方向及び鉛直方向について適切に組み合わせられたものとして算定されなければならない。
- ③ 静的地震力
静的地震力の算定は以下に示す方法によらなければならない。
- i) 建物・構築物
水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i に、次に示す施設の重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。
- Sクラス 3.0
Bクラス 1.5
Cクラス 1.0
- ここで、地震層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数 C_0 を 0.2 とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とする。Sクラスの施設については、水平地震力と鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0.3 を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。
- ii) 機器・配管系
各耐震クラスの地震力は、上記 i) に示す地震層せん断力係数 C_i に施設の重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記 i) の鉛直震度をそれぞれ 20% 増しとした震度より求めるものとする。なお、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とする。

(解説)

Ⅲ. 耐震設計方針について

(1) 弾性設計用地震動 S_d の設定の必要性について

旧指針においては、基準地震動について、施設の建物・構築物及び機器・配管系の重要度に相応し、地震動 S_1 及び地震動 S_2 の 2 種類に区分して策定することとしていたが、今次改訂においては基準地震動 S_s のみを策定することとした。

施設の耐震安全性を確保するための耐震設計の考え方においては、この基準地震動 S_s による地震力に対して、耐震安全上重要な施設の安全機能が保持されることが基本である。さらに、この基準地震動 S_s に対する施設の安全機能の保持をより高い精度で確認するために、工学的な観点から基準地震動 S_s と密接に関連付けられる弾性設計用地震動 S_d の設定についても合わせて規定することとしたものである。

(2) 弾性設計用地震動 S_d の設定について

本指針の 6. の耐震設計方針で規定した「地震力に対して耐える」ということは、ある地震力に対して施設全体として概ね弾性範囲の設計がなされるということの意味する。この場合、弾性範囲の設計とは、施設を弾性体とみなして応力解析を行い、施設各部の応力を許容限界以下に留めることをいう。なお、ここでいう許容限界とは、必ずしも厳密な弾性限界ではなく、局部的に弾性限界を超える場合を容認しつつも施設全体として概ね弾性範囲に留まり得ることで十分である。

Sクラスの各施設は弾性設計用地震動 S_d による「地震力に耐える」ことを求めているが、この弾性設計用地震動 S_d は工学的判断に基づいて設定するものである。弾性限界状態は、地震動が施設に及ぼす影響及び施設の状態を明確に評価することが可能な状態であり、施設が全体的に弾性設計用地震動 S_d による地震力に対して概ね弾性限界状態に留まることを把握することによって、基準地震動 S_s による地震力に対する施設の安全機能保持の把握を確実なものとする。すなわち、弾性設計用地震動 S_d は、旧指針における基準地震動 S_1 が耐震設計上果たしてきた役割の一部を担うことになる。

弾性設計用地震動 S_d は、施設、もしくはその構成単位ごとに安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率を考慮して、工学的判断から求められる係数を基準地震動 S_s に乗じて設定することとする。ここで、当該係数の設定に当たっては、基準地震動 S_s の策定の際に参照した超過確率を参考とすることができる。この弾性設計用地震動 S_d の具体的な設定値及び設定根拠について、個別申請ごとに、十分に明らかにすることが必要である。

なお、弾性設計用地震動 S_d と基準地震動 S_s の応答スペクトルの比率 (S_d/S_s) の値は、弾性設計用地震動 S_d に求められる性格上、ある程度以上の大きさであるべきであり、めやすとして、0.5 を下回らないような値で求められることが望ましい。

また、弾性設計用地震動 S_d は、施設を構成する要素ごとに、それらの耐震設計上考慮すべき特性の差異を踏まえて個別に設定することができる。

なお、Bクラスの施設について、「共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行うこと」としたが、この検討に用いる地震動に関しては、弾性設計用地震動 S_d に 2 分の 1 を乗じたものとするができる。

(3) 基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力の算定について

基準地震動 S_s 及び弾性設計用地震動 S_d による地震力を地震応答解析に基づいて算定する場合には、応答解析法の適用範囲、適用制限等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、十分な調査に基づく適切な解析条件を設定することとする。

なお、解放基盤表面が施設を設置する地盤に比して相当に深い場合は、解放基盤表面より上部の地盤にお

ける地震動の増幅特性を十分に調査し、必要に応じて地震応答評価等に反映させることとする。

(4) 静的地震力について

建物・構築物についての静的地震力の算定は以下に示す①及び②による。また、建物・構築物については、当該建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力に対して、施設の重要度に応じた妥当な安全余裕を有していることを確認するものとし、必要保有水平耐力の算定は、以下に示す③による。

① 水平地震力

- i) 水平地震力を算定するうえでの基準面は原則として地表面とする。ただし、建物・構築物の構造や周の地盤との関係等の特徴を考慮する必要がある場合は、適切に基準面を設定し、算定に反映させること。
- ii) 基準面より上の部分の水平地震力については、建物・構築物の各部分の高さに応じ、当該部分に作用する全体の地震力とし、次の式による。

$$Q_i = n \cdot C_i \cdot W_i$$

この式において、

Q_i : 基準面より上の部分に作用する水平地震力

n : 施設の重要度分類に応じた係数 (Sクラス 3.0、Bクラス 1.5、Cクラス 1.0)

C_i : 地震層せん断力係数であり、次の式による。

$$C_i = Z \cdot R \cdot A_i \cdot C_o$$

C_i の算出式において、

Z : 地震地域係数 (地域による違いを考慮せず、1.0 とする。)

R_t : 振動特性係数であり、安全上適切と認められる規格及び基準その他適切な方法により算出するものとする。ここでいう「安全上適切と認められる規格及び基準」とは、建築基準法等がこれに相当する。ただし、建物・構築物の構造上の特徴や地震時における応答特性、地盤の状況等を考慮して算定された振動特性を表す数値が、建築基準法等に掲げる方法で算出した数値を下回ることが確かめられた場合においては、当該算定による値 (0.7 を下限とする。) まで減じたものとして減じることができる。

A_i : 地震層せん断力係数の高さ方向の分布係数であり、 R_t と同様に安全上適切と認められる規格及び基準その他適切な方法により算出するものとする。

C_o : 標準せん断力係数で 0.2 とする。

W_i : 当該部分が支える固定荷重と積載荷重の和

- iii) 建物・構築物の基準面より下の部分に作用する水平地震力は、次の式による。

$$P_k = n \cdot k \cdot W_k$$

この式において、

P_k : 当該部分に作用する水平地震力

n : 施設の重要度分類に応じた係数 (Sクラス 3.0、Bクラス 1.5、Cクラス 1.0)

k : 水平震度で次の式による。

$$k \geq 0.1 \cdot [1 - H/40] \cdot Z$$

k の算出式において、

H : 基準面より下の各部分の基準面からの深さ (20 を超えるときは 20 とする。) (単位 メートル)

Z : 地震地域係数 (地域による違いを考慮せず、1.0 とする。)

W_k : 当該部分の固定荷重と積載荷重の和

なお、建物・構築物の構造上の特徴、地震時における応答特性、地盤の状況等を考慮して振動の性状を適切に評価して算出できる場合は、当該算出によることことができる。

② 鉛直地震力

Sクラスの静的地震力算定における鉛直地震力は、次式による鉛直震度から算定する。

$$C_v = R_v \cdot 0.3$$

この式において、

C_v : 鉛直震度

R_v : 鉛直方向振動特性係数で 1.0 とする。ただし、特別の調査又は研究に基づき、1.0 を下回ることが確かめられた場合においては、当該調査又は研究の結果に基づく数値 (0.7 を下限とする。) まで減じたものとして減じることができる。

③ 必要保有水平耐力

必要保有水平耐力は、安全上適切と認められる規格及び基準に基づく方法により算定するものとする。ここでいう「安全上適切と認められる規格及び基準」とは、建築基準法等がこれに相当する。なお、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数に乗じる施設の重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス、Cクラスともに 1.0 とし、その際に用いる標準せん断力係数 C_o は 1.0 とする。

7. 荷重の組合せと許容限界

耐震安全性に関する設計方針の妥当性の評価に当たって考慮すべき荷重の組合せと許容限界についての基本的考え方は、以下に示すとおりである。

(1) 建物・構築物

① Sクラスの建物・構築物

- i) 基準地震動 S_s との組合せと許容限界

常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動 S_s による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力 (終局耐力時の変形) について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。

- ii) 弾性設計用地震動 S_d 等との組合せと許容限界

常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。

- ② Bクラス、Cクラスの建物・構築物
常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、上記① ii)の許容応力度を許容限界とする。
- (2) 機器・配管系
 - ① Sクラスの機器・配管系
 - i) 基準地震動 S_s との組合せと許容限界
通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動 S_s による地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して、構造物の相当部分が降伏し、塑性変形する場合でも、過大な変形、亀裂、破損等が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことがないこと。なお、動的機器等については、基準地震動 S_s による応答に対して、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とする。
 - ii) 弾性設計用地震動 S_d 等との組合せと許容限界
通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して、降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。
 - ② Bクラス、Cクラスの機器・配管系
通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力とを組み合わせ、その結果発生する応力に対して、降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力を許容限界とする。

(解説)

IV. 荷重の組合せと許容限界について

荷重の組合せと許容限界についての解釈は以下による。

- (1) 「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重、及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、一たん事故が発生した場合は長時間継続する事象による荷重は、地震力と組み合わせて考慮しなければならない。ただし、「事故時に生じる荷重」であっても、その事故事象の発生確率と継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、両者が同時に発生する可能性が極めて小さい場合には、そのような事象によって発生する荷重を地震力と組み合わせて考慮する必要はない。
- (2) 建物・構築物の弾性設計用地震動 S_d 等との組合せに対する許容限界については、「安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度」としたが、具体的には建築基準法等がこれに相当する。
- (3) 建物・構築物の基準地震動 S_s との組合せに対する項目中の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る境界の最大荷重負荷を意味する。
- (4) 機器・配管系の許容限界については、「発生する応力に対して降伏応力又はこれと同等な安全性」を有することを基本的な考え方としたが、具体的には、電気事業法に定める「発電用原子力設備に関する技術基準」等がこれに相当する。

8. 地震随伴事象に対する考慮

施設は、地震随伴事象について、次に示す事項を十分考慮したうえで設計されなければならない。

- (1) 施設の周辺斜面で地震時に想定しうる崩壊等によっても、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。
- (2) 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るとして想定することが適切な津波によっても、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。

(5) 原子力事業者の技術的能力に関する審査指針

16 安委決 第 6 号
平成 16 年 5 月 27 日
原子力安全委員会決定

まえがき

本指針は、核燃料物質及び原子炉の利用により災害がもたらされることのないよう、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、「法」という。）に定められた加工、貯蔵、再処理及び廃棄の事業を行うとする者、並びに原子炉を設置しようとする者がこれらの事業等（以下、「事業等」という。）を適確に遂行するに足る技術的能力を有していることについての適合性を審査する際の指針としてとりまとめられたものである。

本指針策定の契機となったのは、平成 11 年 9 月 30 日に発生したウラン加工工場臨界事故である。原子力安全委員会は、同事故に関する調査の中間報告及び最終報告を踏まえ、技術的能力の審査に関する指針の策定に着手することを決定した（「原子力の安全確保に関する当面の施策について」平成 11 年 11 月 11 日原子力安全委員会決定及び「原子力安全委員会の当面の施策の基本方針について」平成 12 年 1 月 17 日原子力安全委員会決定）。その後、原子力安全委員会の原子力安全総合専門部会において、指針化に向けた検討が行われ、「技術的能力の指針化について」（平成 15 年 6 月）がまとめられた。これを参考としつつ、引き続き原子力安全委員会の原子力安全基準専門部会において審査指針案について検討が行われた。原子力安全委員会は、平成 16 年 3 月 24 日付けで原子力安全委員会の原子力安全基準専門部会から報告を受け、意見募集を経て、報告の内容を検討し、本指針を決定した。

本指針では、技術的能力を、安全を確保して事業等を適確に遂行するための組織の管理能力に、その組織の技術者の有する知識、技術及び技能を含めた能力とし、法で定める事業の指定若しくは許可又は原子炉の設置の許可（いずれも変更の許可を含む。以下、「事業の許可等」という。）を受けるに当たって満たすべき基本的な要件

を示している。

審査においては、事業の許可等を受けようとする者の申請内容が本指針に適合していることを確認する必要がある。ただし、申請内容の一部が本指針に適合しない場合であっても、その理由が妥当なものであれば、これを排除するものではない。

なお、本指針は、今後の技術的能力に関する審査経験の蓄積、関連する知見の進展を踏まえ、適宜見直しを行うものとする。

I. 適用対象

本指針は、法に定められた以下の事業の許可等を受けようとする者（以下、これらの者を、「事業者」という。）に適用する。

- ① 加工の事業
- ② 原子炉の設置
- ③ 貯蔵の事業
- ④ 再処理の事業
- ⑤ 廃棄の事業

なお、以上に掲げた以外の原子力施設に対する許可等に当たっても、本指針の基本的な考え方は参考となり得るものである。

また、本指針において、要件を「設計及び工事」と「運転及び保守」に大別して示していることについては、各事業等の特徴を考慮した上で、適切な運用を図るものとする。

II. 用件

指針1. 設計及び工事のための組織

事業者において、設計及び工事を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されていること。

指針2. 設計及び工事に係る技術者の確保

事業者において、設計及び工事を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されていること。

指針3. 設計及び工事の経験

事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の設計及び工事の経験が十分に具備されていること。

指針4. 設計及び工事に係る品質保証活動

事業者において、設計及び工事を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されていること。

指針5. 運転及び保守のための組織

事業者において、運転及び保守を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されているか、又は構築される方針が適切に示されていること。

指針6. 運転及び保守に係る技術者の確保

事業者において、運転及び保守を行うために必要となる専門知識及び技術・技能を有する技術者が適切に確保されているか、又は確保する方針が適切に示されていること。

指針7. 運転及び保守の経験

事業者において、当該事業等に係る同等又は類似の施設の運転及び保守の経験が十分に具備されているか、又は経験を獲得する方針が適切に示されていること。

指針8. 運転及び保守に係る品質保証活動

事業者において、運転及び保守を適確に遂行するために必要な品質保証活動を行う体制が適切に構築されているか、又は構築される方針が適切に示されていること。

指針9. 技術者に対する教育・訓練

事業者において、確保した技術者に対し、その専門知識及び技術・技能を維持・向上させるための教育・訓練を行う方針が適切に示されていること。

指針10. 有資格者等の選任・配置

事業者において、当該事業等の遂行に際し法又は法に基づく規則により有資格者等の選任が必要となる場合、その職務が適切に遂行できるよう配置されているか、又は配置される方針が適切に示されていること。

(解説)

指針1. 設計及び工事のための組織

- 1) 「設計及び工事」の範囲は、当該事業の許可等に係る使用前検査に合格するまでをいう。但し、廃棄の事業のうち廃棄物埋設の事業については使用前検査の制度がないことから、当該許可等に係る最初の廃棄体を受け入れ施設に受け入れる時点より前をいう。
- 2) 「構築されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて構築する方針が適切に示されている場合を含む。

指針2. 設計及び工事に係る技術者の確保

- 1) 「専門知識」には、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者、技術士等の当該事業等に関連のある国家資格等で要求される知識を必要に応じて含む。
- 2) 「確保されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて確保する方針が適切に示されている場合を含む。

指針3. 設計及び工事の経験

「経験が十分に具備されていること」には、当該事業等に係る国内外の同等又は類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されているか、又は設計及び工事の進捗に合わせて獲得する方針が適切に示されていることを含む。

指針 4. 設計及び工事に係る品質保証活動

- 1) 「構築されている」には、設計及び工事の進捗に合わせて構築する方針が適切に示されている場合を含む。
- 2) 「品質保証活動」には、設計及び工事における安全を確保するための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含むこと。また、それらの活動が文書化され、管理される仕組みを含むこと。
- 3) 「体制」には、品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を必要に応じて含むこと。

指針 5. 運転及び保守のための組織

- 1) 「運転及び保守」の範囲は、当該事業の許可等に係る使用前検査に合格し、施設の使用を開始した後をいう。但し、廃棄の事業のうち廃棄物埋設の事業については使用前検査の制度がないことから、当該許可等に係る最初の廃棄体を受け入れ施設に受け入れた時点以降をいう。
- 2) 「組織」には、施設の保安に関する事項を審議する委員会等を必要に応じて含むこと。

指針 6. 運転及び保守に係る技術者の確保

「専門知識」には、原子炉主任技術者、核燃料取扱主任者、放射線取扱主任者、ボイラー・タービン主任技術者、電気主任技術者、技術士等の当該事業等に関連のある国家資格等で要求される知識を必要に応じて含む。

指針 7. 運転及び保守の経験

「経験が十分に具備されている」には、当該事業等に係る国内外の同等又は類似の施設への技術者派遣や関連施設での研修を通して、経験及び技術が十分に獲得されていることを含む。

指針 8. 運転及び保守に係る品質保証活動

- 1) 「品質保証活動」には、運転及び保守における安全を確保するための最高責任者の方針を定め、品質保証計画に基づき活動の計画、実施、評価及び改善を行うとともに、監査を含む評価によって継続的な改善が図られる仕組みを含むこと。また、それらの活動が文書化され、管理される仕組みを含むこと。
- 2) 「体制」には、品質保証活動の取組みの総合的な審議を行う委員会等を必要に応じて含むこと。

指針 10. 有資格者の選任・配置

「有資格者等」とは、原子炉主任技術者免状若しくは核燃料取扱主任者免状を有する者又は運転責任者として基準に適合した者をいう。

(6) 防災指針「原子力施設等の防災対策について」(抄)

(昭和55年6月 原子力安全委員会決定)

(最終改正：平成19年5月)

第1章 序

1-1 本報告書の位置付け

原子力安全委員会は、昭和54年3月に発生した米国スリーマイルアイランド(TMI)原子力発電所の事故を契機に、原子力災害特有の事象に着目し原子力発電所等の周辺における防災活動をより円滑に実施できるよう技術的、専門的事項について検討を行い、昭和55年6月に、「原子力発電所等周辺の防災対策について」(平成12年5月の一部改訂以降、「原子力施設等の防災対策について」。以下「防災指針」という。)をとりまとめた。

防災指針は、防災基本計画第10編原子力災害対策編において、専門的・技術的事項について十分尊重されるものとして規定されており、国、地方公共団体、事業者が原子力防災に係る計画を策定する際、緊急時における防護対策を実施する際等の指針として、原子力安全委員会が防災対策に係る専門的・技術的事項についてとりまとめたものである。

また、緊急時環境放射線モニタリング及び緊急被ばく医療については、防災指針において、基本的な考え方を記載し、詳細については、原子力安全委員会が別途定めた指針等によるものとする。

1-2 対象

防災指針の対象は、炉規法に規定された以下の原子力施設(原災法の対象となるものに限る)による原子力災害及び核燃料物質等の輸送時の原子力災害とする。

- ・ 原子炉施設(ただし、船用炉を除く)
- ・ 再処理施設
- ・ 加工施設
- ・ 使用施設(臨界量以上の核燃料物質を使用するものに限る)
- ・ 廃棄物埋設施設及び廃棄物管理施設

1-3 防護対策の目的

防災指針に掲げられる防護対策については、以下の4つの項目を目的とし実施することとする。なお、その際、国際放射線防護委員会(ICRP)等により示された正当化※1(Justification)、最適化※2(Optimization)の原則に則り、当該防護対策の実施による結果を十分勘案することが重要である。

- ・ 周辺住民、原子力施設従事者及び防災業務関係者等の確定的影響※3の発生を防止すること。
- ・ 被ばく患者に応急処置を実施し、また、放射線障害に対する治療等を適切に行うこと。
- ・ 被ばく集団における確率的影響※3の発生を実行可能な範囲で低減すること。
- ・ 周辺住民、原子力施設従事者及び防災業務関係者等の健康不安を軽減すること。

- ※1 正当化：防護措置の便益が、その実施に付随するリスク、その他の影響による損害よりも大きい場合に、その実施は正当化される。
- ※2 最適化：それぞれの防護措置によって回避される放射線障害は、その措置によって達成される正味の便益が最大となるように、その措置の費用と他の損害に対してバランスを保つ必要がある。
- ※3 ICRP、IAEA等の文書において、放射線の健康影響として、必ずしも全ての場合で発生はしないものの、ある一定以上の線量を被ばくした際に見られる確定的影響と、より少ない線量を被ばくした際にも見られる確率的影響が記載されている。また、IAEAの文書において、防護対策の目的として、放射線防護の基本原則である確定的影響の防止と確率的影響の低減が記載されている。

5-3 防護対策のための指標

防護対策をとるための指標は、なんらかの対策を講じなければ個人が受けると予想される線量（予測線量）又は実測値としての飲食物中の放射性物質の濃度として表される。

予測線量は、異常事態の態様、放射性物質又は放射線の予想される又は実際の放出状況、緊急時モニタリング情報、気象情報、SPEEDIネットワークシステム等から推定されることとなる。※4

- ※4 IAEA等の文書において、防護対策（屋内退避／避難）の指標は、ある対策を講じた場合に回避することができる線量（回避線量）で記載されている。一方、防災指針においては、予測線量を用いている。これは、原子力災害発生時においては防護対策の実施期間を定めて求めた回避線量より、一定の期間を定めて求めた予測線量を防護対策指標と比較し、防護対策の実施を判断した方がより安全側の対応になるためである。

4. 新潟県中越沖地震による影響に関する原子力安全委員会の見解と今後の対応

19安委決第17号
平成19年7月30日
原子力安全委員会決定

平成19年7月16日に発生した新潟県中越沖地震は、東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所に対して大きな揺れをもたらし、3号機所内変圧器における火災の発生や6号機における放射性物質を含む水の非管理区域及び環境への一部漏えい等の影響を与えた。また、6号機原子炉建屋の天井クレーンの駆動軸継手部の破損が判明している。

原子力安全委員会は、現時点までに把握されているこれらの事象については、いずれも環境への影響が懸念されるものではないものの、発電所内にある設備・機器等が大きな影響を受けたことは、今後、地震時における原子力発電所の安全性を確保する上で重要な教訓であると考えている。

今回の地震の影響の詳細については、現在、調査が進行中であるが、国内外で大きな関心が寄せられている状況に鑑み、現時点において、地震の影響等に関する見解及び今後の対応の方向性について、以下のとおりまとめる。

1. 地震の影響について

(1) 原子炉の自動停止等の重要な安全機能の確保

今回の地震は、設計時に想定した最大加速度を上回る大きな揺れをもたらしたが、運転中又は起動中の原子炉(2、3、4、7号機)については、全て安全に自動停止するとともに、その後、停止中の他の原子炉(1、5、6号機)を含む柏崎刈羽原子力発電所の7原子炉全ては、現在、安定した冷温停止状態に保たれている。従って、緊急時に要求される「止める、冷やす、閉じ込める」という原子炉の安全を守るための重要な安全機能は維持されていると言える。

(2) 地震により発生した事象による影響の把握と今後の対応

今回の地震により発生した事象については、現在詳細な調査が進行中ではあるが、現時点までに1号機から7号機について計64件(地震による原子炉自動停止4件を除く。)が報告されている。そのうち15件が放射性物質に係わる事象とされているが、いずれも、環境への影響が懸念されるものではない。

今後、原子炉圧力容器内部の状態等安全上重要な部分を含む詳細な調査が進められることとなるため、それらの調査の結果を踏まえて今回の地震による影響を総合的に判断していく必要がある。原子力安全委員会としても、その進捗に応じて、随時、原子力安全・保安院や事業者から報告を受け、状況を把握しつつ、必要な検討を行う。

2. 耐震安全性の確保への対応について

(1) 新耐震指針における要求と既設原子力発電所の耐震安全性の確認

a) 新耐震指針における要求

原子力安全委員会は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(以下「耐震指針」という。)を、昨年9月に改訂した。新耐震指針においては、①最新の手法を駆使した詳細な活断層調査、②最新の解析技術による地震動評価、③「震源を特定せず策定する地震動」の策定の高度化等を求めており、最新の知見・データを踏まえて旧耐震指針と比べて一層厳しい地震動を想定し、これに対して原子炉の重要な安全機能が損なわれることのないようにすることを要求している。

b) 既設原子力発電所の耐震安全性の確認(バックチェック)

昨年9月、新耐震指針の決定後、原子力安全委員会は、原子力安全・保安院を通じ、旧耐震指針に基づき設計された既設の全ての原子力発電所について、事業者が新耐震指針に基づく耐震安全性の確認(バックチェック)を実施するよう要請した。これを受けて、現在、事業者による確認作業が進行中であり、一部の発電所については、事業者の確認結果について原子力安全・保安院が確認中である。

この事業者による確認のプロセスにおいて、基準地震動の策定や、設計で用いられた解析モデルの信頼性、当初設計以後に得られた新知見等について、新耐震指針に沿って確実かつ早期に調査・検討されることが重要である。事業者による確認結果の妥当性については、原子力安全・保安院が確認し、更に原子力安全委員会が同院から報告を受けて検討することとしている。

c) 新耐震指針の有効性

耐震安全に関しては、予断を持たず、科学的知見や事実に基づき判断することが重要であり、新耐震指針の見直しの要否に関しては、バックチェックにより新耐震指針に基づく地震動を想定し、それを今回の地震等の実際の影響により検証した上で判断すべきものであり、現時点では議論できる状況にはない。原子力安全委員会としては、こうした検証の結果等を踏まえ、専門家の意見を参考に見直しの要否について適切に判断したいと考えている。

(2) 地震による揺れの詳細な把握と敷地周辺の断層についての追加調査

今回の地震では、柏崎刈羽原子力発電所において当初設計時の想定を大きく上回る揺れを記録したが、事業者は地震の揺れに関する詳細なデータ等(地震計の記録等)を早急に公表することが必要である。今後、原子力安全委員会では、それらが公表された段階で速やかに「耐震安全性に関する調査プロジェクトチーム」(本年7月5日設置)において報告を受け、必要な検討を行う。

また、柏崎刈羽原子力発電所については、今回の地震を引き起こした断層に関する詳細な調査が必要であり、東京電力㈱が予定している海洋地質を含む敷地周辺の断層に係る調査については、調査計画が明らかになった段階で「耐震安全性に関する調査プロジェクトチーム」で報告を受け、必要な検討を行う。

(3) 今回の地震による知見を踏まえた全原子力発電所における対応

a)建物・構築物の支持性能の確保

新耐震指針においては、その基本方針の中で、「建物・構築物は、十分な支持性能を持つ地盤に設置されなければならない」ことを明記し、旧耐震指針のように重要な建物・構築物に限定することなく、全ての建物・構築物は、重要度に応じた設計荷重に対して十分な支持性能を持つ地盤に設置することを求めている。一方、今回の地震では、設備・機器類や配管・ダクト類が、地盤の不等沈下等により著しい影響を受けているものが相当数見受けられる。

東京電力㈱においては、この状況に鑑み、重要度分類SクラスのみならずB・Cクラスの建物・構築物についても、今回の地震による破損状況を調査した上で、その分類に応じ、新耐震指針への適合性の観点から、地盤支持性能の確認やこれを踏まえた必要な補強等の措置を講ずることを要請する。本要請は、柏崎刈羽原子力発電所のみならず、バックチェックに伴う作業の一環として全ての既設原子力発電所において行うことを求めるものである。

b)バックチェックの速やかな実施と結果の公表

東京電力㈱が昨年10月に公表した実施計画書によれば、来年12月末までに柏崎刈羽原子力発電所のバックチェック作業は終了する計画であるが、原子力安全委員会としては、全ての原子力発電所について、実施計画を見直し、地質調査、基準地震動策定等の作業をできるだけ前倒して行うよう要望する。当委員会は、その作業の結果について原子力安全・保安院から報告を受け、「耐震安全性に関する調査プロジェクトチーム」において検討する。

また、特に柏崎刈羽原子力発電所については、可能な限り早期に結果を公にする必要があるとの観点から、作業を終了した部分から段階的に報告を行うよう事業者を指導するよう、7月17日の臨時会議において、原子力安全・保安院に要望したところである。

c)地震計の設置と地震データの保全

柏崎刈羽原子力発電所において、平成19年新潟県中越地震を踏まえて、同発電所の各原子炉建屋に地震計を設置したことにより、貴重なデータがより多く得られた。他方、平成19年能登半島地震における北陸電力㈱の経験があったにもかかわらず、データが一部消失したことは極めて残念である。地震データは、当該地震に係る安全性確認のみならず、他の原子力発電所の耐震安全性向上の観点からも極めて貴重なデータであり、各原子力事業者において、その点に関する適切な対応が望まれる。「耐震安全性に関する調査プロジェクトチーム」においても、各原子力施設における地震計の設置状況及びデータ消失防止対策等について確認することとする。

d)地質、地盤に関する安全審査の手引きの改訂に向けた検討

「原子力発電所の地質、地盤に関する安全審査の手引き」は、原子力安全委員会が、耐震指針に基づき安全審査を行うに際して、原子炉の設置場所の地質、地盤に関し審査すべき事項を示したものである。同手引きについては、「各種指針類における耐震関係の規定の改訂等について」(平成18年9月19日原子力安全委員会決定)に基づき、関連情報の収集・整理を進めているところであるが、同作業を加速するとともに、最新の知見等を反映するため、適切な段階で改訂に向けた検討を開始する。

e)新知見等の速やかな反映

今回の地震によって得られた新知見については、それを速やかに評価し、他の原子力発電所への水平展開を含め、必要に応じバックチェックに反映していくことが重要である。

(4)「残余のリスク」の評価に向けた検討

新耐震指針においては、その基本方針に関する解説の中で、事業者に対し、「残余のリスク」(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)の存在を十分認識しつつ、それを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきことを求めている。現在、事業者は、その求めに応じ、バックチェック作業に加え、既設原子力発電所についてその評価を実施中である。

「残余のリスク」に係る確率論的安全評価については、それらの今後の評価を待って検討すべき部分が多いが、事業者に対し試行的にその定量的評価を行うことを求め、将来の本格的導入に向けた検討を速やかに行っていくこととする。

(5) 耐震安全性に関する安全研究等の充実・強化

耐震安全性に関する調査研究の充実・強化を事業者、規制行政庁及び関係研究機関に求める。特に、新潟県中越沖地震を踏まえて、海域及び陸域に存在する活断層調査の精度向上及び地震規模の予測精度の向上等に関する調査研究の加速化が必要である。なお、活断層に係る調査研究の推進に当たっては、地震調査研究推進本部との連携を図ることが重要である。

また、原子力安全委員会は、耐震安全性に関する安全研究の今後の進め方について意見交換するため、「耐震安全性と安全研究」をテーマとした安全研究フォーラムを開催する。

3. 地震時の火災等への対応について

(1) 地震時の火災等への対応の体制整備

今回の地震で発生した3号機の所内変圧器火災においては、自衛消防組織が十分に機能しなかったこと、消火に必要な設備が使えなかったこと、消防署への通報に時間を要したこと等の要因により、消火に時間を要し、国民に大きな不安を与えることとなった。事業者には、地震時の火災等への対応について、外部からの支援が得られない場合も想定し、消火等の対処のための機材や人員が休日・夜間等であっても必要時に確保できるような体制を整えることを要請する。そのような体制整備については、保安規定において明確に定めておくことが望ましい。当委員会としては、その点について、規制調査を適切な段階で実施する。

(2) 地震時の火災防護対策の強化

原子力安全委員会の定める「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針」(火災防護審査指針)においては、原子炉施設の安全機能の重要度に応じ、火災と同時に発生する可能性のある地震等によっても、消火装置の性能が著しく阻害されることがない設計であることを求めている。

今回の地震では消火設備が機能しなかったこと等を踏まえ、同指針の要求への対応状況について調査し、火災防護対策の強化に向けて検討を行う。

4. 異常発生時の情報の報告、公表について

(1) 国・地方自治体への報告、公表

今回の地震によって発生した事象については、国や地方自治体への報告や公表が遅れたこと、公表内容がわかりやすいものになっていなかったこと等が指摘されている。異常が発生した場合の国等への報告や公表のあり方について、事業者及び原子力安全・保安院において実効的な改善策を検討するよう要請する。

(2) 国民に対する説明

国民の原子力安全に対する不安や懸念に応えるため、事業者及び原子力安全・保安院においては、国民の信頼回復と醸成を図ることが今後の原子力安全にとって最も重要であるばかりでなく、それへの取組自体が原子力安全の一層の向上につながるとの認識の下、国民に対する情報の透明性の確保及び放射線安全に関する知識普及に向けた不断の取組を要請する。当委員会としても、耐震安全性の確保に関する国民への説明に関し積極的に取り組んでいくこととする。

(3) 国際的な情報共有

これまで原子力安全・保安院及び原子力安全委員会等においてIAEA(国際原子力機関)、諸外国等との間で情報共有を図ってきているが、今回の地震で得られた知見を国際的に共有し、安全対策の向上に役立てていくことは、世界有数の地震国である我が国の責務であり、IAEAの専門調査団の受入れのほか、原子力安全委員会としても、本件事象の国際的な情報共有に努めていく。

5. おわりに

原子力安全委員会としては、原子力安全、中でも耐震安全については、何事も予断をもって当たらないことが肝要であり、科学的知見や事実に基づき判断することを最優先するという謙虚な学習的姿勢が肝腎であると考えている。今後ともこの原則を忘れることなく、安全確保に取り組んで行くこととする。

5. 安全要件等シノプシス回答書
(I A E A安全基準に関する質問回答)

はじめに

2005年4月に開催された原子力安全条約第3回検討会合において、IAEA安全要件と本条約各条との関連の整理がIAEA事務局に対して要請がなされた。IAEA事務局は、この要請に応え、下記の安全要件文書を参照し、その要求事項を質問形式にし、対応する条文への割り当て整理、すなわちシノプシスの作成をおこなった。本書は、このようにしてまとめられた安全要求に基づく質問集（シノプシス）に対する我が国の状況を回答としたものである。

なお、このシノプシスは、国別報告の作成及び検討会合での討論の参考として使用されるよう意図されたものであり、その使用は各国の判断に委ねられている。

参照 I A E A 安全要件文書

文書番号	名称
GS-R-1	原子力、放射線、放射性廃棄物及び輸送の安全のための法令・政府組織の枠組み
GS-R-2	原子力又は放射線による緊急事態のための準備と対応
GS-R-3 (DS338)	施設及び活動のためのマネジメントシステム
NS-R-1	原子力発電所の安全：設計
NS-R-2	原子力発電所の安全：運転
NS-R-3	原子力施設の立地評価
SS115	電離放射線防護及び放射線源の安全のための国際安全基準

目 次

第7条：法令上の枠組み.....	1
第8条：規制機関	4
第9条：許可を受けた者の責任.....	7
第10条：安全の優先.....	9
第11条：財源及び人的資源.....	11
第12条：人的な要因	14
第13条：品質保証	15
第14条：安全に関する評価及び確認.....	19
第15条：放射線防護.....	22
第16条：緊急事態のための準備	24
第17条：立地	29
第18条：設計及び建設	33
第19条：運 転	37

第7条： 法令上の枠組み

	IAEA質問	回答
GS-R-1, 2.2	<p>(1) 施設と活動の安全規制に関する国の要件を規定するために、どのような規制上と行政上のメカニズムが実行されているか？</p> <p>What legislative and governmental mechanisms are in place that define national requirements for the regulation of the safety of facilities and activities?</p>	<p>実用発電用原子炉に関し、その施設と活動の安全については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「電気事業法」等の法律により規制している。他の施設、活動についても「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等により規制している。</p> <p>これらの規制の概要については、「原子力の安全に関する条約」に係る国別報告書の第7条部分を参照すること。</p> <p>なお、規制に係る具体的内容の詳細や手続きについては、これらの法律の規定により、政令、省令、告示、大臣訓令（内部注：行政手続法に基づく審査基準は、大臣訓令で定められている。）で定められている。</p>
	<p>(2) どの様にして規制機関が設置されているか？</p> <p>How is the Regulatory Body established?</p>	<p>「経済産業省設置法」により、原子力の安全規制をその所掌事務の一つとする経済産業省が設置され（同法第2条）、原子力安全・保安院が当該所掌事務をつかさどることとされている（同法第20条）。なお、その他の分野について、経済産業省以外の省庁の所掌事務については、各省庁の設置法で定められている。</p>
	<p>(3) 原子力施設の許認可； 規制レビューと評価； 検査と執行に関する責任を如何に規制機関に課しているか？</p> <p>How is the responsibility for licensing nuclear installations; regulatory review and assessment; inspection and enforcement assigned to the regulatory body?</p>	<p>経済産業省の任務については、「経済産業省設置法」において、「経済産業省は、民間の経済活力の向上及び対外経済関係の円滑な発展を中心とする経済及び産業の発展並びに鉱物資源及びエネルギーの安定的かつ効率的な供給の確保を図ること」と定めており（同法第3条）、この任務を達成するため、各種の事務を所掌している（同法第4条）。この所掌事務の一つとして、「原子力に係る製錬、加工、貯蔵、再処理及び廃棄の事業並びに発電用原子力施設に関する規制その他これらの事業及び施設に関する安全の確保に関すること」が挙げられている（同法第4条第1項第57号）。そして、この事務は、原子力安全・保安院がつかさどることとされている（同法第20条第3項）。</p>
	<p>(5) 安全規制の責任を脅かすか、または矛盾する可能性のある責任が規制機関に課せられていないことが如何に確保されているか？</p> <p>How is it ensured that there are no responsibilities assigned to the regulatory body that may jeopardize or conflict with its responsibility for regulating safety?</p>	<p>原子力安全・保安院は、経済産業省の所掌事務のうち、経済産業省設置法第4条第1項第57号から第59号まで、第62号及び第64号に掲げる事務をつかさどることとされている（経済産業省設置法第20条第3項）。原子力の安全規制以外の事務としては、産業保安（鉱山保安、ガス保安、火力・水力等の電力に係る保安等）の確保に関することが含まれている。しかし、産業保安の確保に関する事務については、いずれも別の法律に基づいて実施されており、また、かかる事務を実施するための担当課は、原子力関係課とは別の課となっている。（原子力安全・保安院の組織については、説明資料を参照。） このため、かかる事務を遂行することは、原子力の安全規制に係る原子力安全・保安院の責任を危なくしたり、その責任と矛盾するものではない。</p> <p>また、原子力安全・保安院では、原子力の安全と産業保安の確保に共通した組織目標（国民の安全の確保と環境の保全）、行動規範（強い使命感、科学的・合理的な判断、業務執行の透明性、中立性・公正性）を定めて業務を運営している。</p>
GS-R-1, 2.4	<p>法令はどの様に以下のことを行うか：</p> <p>How does the legislation:</p> <p>(1) 現在及び将来に、放射線危険から個人、社会及び環境を防護するための目的を設定すること。</p> <p>Set out objectives for protecting individuals, society and the environment from radiation hazards, both for present and in the future?</p>	<p>「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」は、その第1条で、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の利用による災害を防止し、公共の安全を図る等のために、必要な規制等を行うことをこの法律の目的とすることを定めている。</p>
	<p>(3) 許認可プロセスを確立すること。</p> <p>Establish an authorization process?</p>	<p>「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（実用発電用原子炉については、「電気事業法」を含む。）では、原</p>

	<p>子炉施設と製錬、加工、貯蔵、再処理、廃棄物管理・埋設の各事業の区分に応じ、危険の潜在的な大きさや特性を考慮して、許可や指定等の規制を設けている。また、例えば、実用発電用原子炉については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「電気事業法」により、設置許可、工事計画の認可、保安規定の認可、廃止措置計画の認可、廃止措置の終了確認というように、各ステップを特定して規制を設けている。</p>
<p>(7) 規制上の決定をレビューし、不服として控訴するための手順を確立すること（安全を犠牲にすることなく）。</p> <p>Establish a procedure for review of, and appeal against, regulatory decisions (without compromising safety)?</p>	<p>「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「電気事業法」に基づく処分に対しては、処分を行った経済産業大臣に対し、「行政不服審査法」に基づき異議申し立てを行うことができる。また、「行政事件訴訟法」の規定により、処分の取消訴訟を提起することができる。異議申し立て及び取消訴訟の提起は、基本的に、処分の効力、処分の執行又は手続の続行を妨げないものであり、異議申し立て、取消訴訟の提起によって、原子力の安全が危なくなるものではない。</p>
<p>(8) 幾人かの継続的許可保持者が活動を実施する時に、責任の連続性を備えること。</p> <p>Provide for continuity of responsibility when several successive licence holders carry out activities?</p>	<p>実用発電用原子炉については、原子炉設置者からその設置した原子炉を譲り受けようとする者は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の規定により、経済産業大臣の許可が必要であり、当該許可を受けて原子炉を譲り受けた者は、原子炉設置者の地位を承継する。また、原子炉設置者が合併をする場合、当該合併について経済産業大臣の認可を受けたときは、合併後存続する法人又は合併によって設立された法人は、原子炉設置者の地位を承継する。これらの場合には、許可又は認可の手続きの中で、原子炉設置者の責任の移転が記録される。</p>
<p>(9) 政府や規制機関に専門家の意見を提供し、政府や規制機関の相談に乗るための、独立した諮問団体の設置を出来るようにすること。</p> <p>Allow for the creation of independent advisory bodies to provide expert opinion to, and for consultation by, the government and regulatory body?</p>	<p>「経済産業省設置法」の規定により、資源エネルギー庁に、「総合資源エネルギー調査会」を置くことが規定されている。「総合資源エネルギー調査会」は、経済産業大臣の諮問に応じて重要事項について調査審議し、また、経済産業大臣に意見を述べる事務をつかさどることとされている。</p> <p>原子力の安全に関しては、この「総合資源エネルギー調査会」の下に、「原子力安全・保安部会」が置かれている。この「原子力安全・保安部会」を含め、「総合資源エネルギー調査会」は、国の機関であり、事業者又は事業者団体からの独立性は確保されている。</p>
<p>(10) 安全の重要な分野における研究開発が実施できる手段を設定すること。</p> <p>Set up a means whereby research and development work can be undertaken in important areas of safety?</p>	<p>原子力安全・保安院では、原子力安全規制を最新の知見を踏まえた科学的・合理的なものとするため、規制のニーズに応じた安全研究を実施し、その成果を規制に反映させることとしており、総合資源エネルギー調査会保安部会の下に2006年に置かれた原子力安全基盤小委員会において、安全研究の具体的なニーズについての検討、当該ニーズを踏まえた安全研究事業の内容等についての検討を行っているところである。なお、原子力安全に係る重要分野における研究開発業務（安全研究（Nuclear safety research）と称する。）を計画的かつ重点的に推進するため、原子力安全委員会は、概ね5年毎に、安全研究に関する推進計画を策定し、関係機関に提示している。最近では、2004年7月に「原子力の重点安全研究計画」を策定している。この計画は、2005年から2009年までの計画となっており、重点的に進めるべき研究分野及びその推進に関する事項をまとめている。この計画を踏まえて、原子力安全・保安院が行う独立行政法人原子力安全基盤機構への交付金や、独立行政法人日本原子力研究開発機構に対する委託費の提供は、この原子力安全委員会の策定する計画を踏まえたものとなっている。</p>
<p>(14) 何が違反で、それに対する罰則は何かを定義すること。</p> <p>Define what is an offence and the corresponding penalties?</p>	<p>実用発電用原子炉については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」において、如何なる違反をした場合に、原子炉の設置許可の取消又は運転停止が命じられることがありうるかを規定している。また、同法では、如何なる違反をした場合に、刑事罰が課されることがありうるかを規定している。</p>
<p>(15) 国際的な協定、条約または取極めに基づく義務を実行すること。</p>	<p>条約については、「日本国憲法」で「これを誠実に遵守することを必要とする」とされ、また、「条約法に関するウィーン条約」</p>

	Implement any obligations under international treaties, conventions or agreements?	でも、「効力を有するすべての条約は、当事国を拘束し、当事国は、これらの条約を誠実に履行しなければならない。」とされている。このため、日本は、国内法を新たに制定し、又は改正することにより、締結した条約における義務を履行している。
	(16) 規制プロセスに公衆及び他の団体がどの程度関与するかを規定すること。 Defines how the public and other bodies are involved in the regulatory process?	法律に基づく命令等を策定する場合には、行政手続法の規定により、広く一般国民等からの意見（パブリックコメント）を求める手続きが必要とされている。個々の実用発電用原子炉の設置許可等の規制機関の処分に対しては、行政不服審査法又は行政事件訴訟法の規定により、適格性を有する者は、異議申し立て又は取消訴訟を提起することができる。 このほか、原子力安全委員会に対する経済産業大臣の報告などの他の行政機関との関係、燃料体検査等の検査を行う独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）など、他の組織との関係については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」及び「電気事業法」で規定している。
	(17) 既存の施設及び現在の活動に対する新しく設定された要件の適用の性質と範囲を規定すること。 Specify the nature and extent of the application of newly established requirements to existing facilities and current activities?	日本の法律は、原子力の安全規制に関する法律を含め、一般に、新しい規制を導入する場合には、既存の施設や現在行われている事業に対しどのような取扱をするかについて、経過措置を「附則」において定めている。また、施行日を定める際、十分な周知期間を置いて新しい規制が適用されるように図っている。
GS-R-1, 3.2	規制措置が基づいている規則と指針、評価原則及び関連基準を規制機関はどの様にして確立しているか？ How does the regulatory body establish regulations and guides, and assessment principles and associated criteria upon which its regulatory actions are based?	省令は経済産業大臣の名で、NISA文書は原子力安全・保安院長の名で発出している。原子力安全・保安院はその周知徹底に努めるとともに、厳格な運用を図っている。詳細は報告書本文第7条参照。
GS-R-1, 3.3	規制機関はどの様にして次のことを行っているか： How does the Regulatory Body: (9) 規制上の原則と基準が適切で、国際的な基準と勧告を考慮していることを確保すること。 Ensure that its regulatory principles and criteria are adequate and take account of international standards and recommendations?	原子力安全・保安院は、原子力発電設備に関する技術基準等の性能規定化に向けた検討の際にも、IAEAの原子力安全基準(NUSS)や米国NRCの10CFR等の基準を参考に国際基準との整合性を図るなど、国際的に認められた基準等を考慮している。 また、自らの原則・基準を決定するに当たり、原子力安全委員会の策定する安全審査指針も踏まえているが、安全審査指針では、必要に応じ、ICRP等の基準や勧告を参考にしている。 このほか、国の放射線審議会においては、ICRP（国際放射線防護委員会）1990年勧告(Pub. 60)の国内制度等への取り入れに向け、「国際放射線防護委員会の新勧告(Pub. 60)の取り入れに係る技術的基準」を示すなど、我が国の放射線防護対策について検討する際に国際的な基準・提言を参考にしている。

第8条：規制機関

第8.1条

	IAEA 質問	回答
GS-R-1, 3.1	<p>規制機関はどのようにしてその規制活動の方針を定めるのか。</p> <p>How does the Regulatory Body define policies on its regulatory actions?</p>	<p>原子力安全の一義的責任は事業者にあるという前提のもとで、原子力安全・保安院としては以下の3つを規制理念として掲げている。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 安全規制が明確であり、公開されていること 2. 安全規制は最新の技術的知見を反映した効果的なものであること 3. 国際動向に主体的に対応すること
GS-R-1, 4.1	<p>規制機関は、その責務を果たすためにどのように組織されるのか。</p> <p>規制対象となる施設及び活動の程度と性格に見合う組織構成と規模はどうか。</p> <p>How is the Regulatory Body structured to discharge its responsibilities?</p> <p>How is the structure and size matched to the extent and nature of facilities and activities it regulates?</p>	<p>報告書第8条（8.3（2）節）参照。</p>
GS-R-1, 4.2	<p>規制機関が複数の当局から成る場合、重複や遺漏を避け、許可を受けた者に対して矛盾した要求がなされないように、いかなる手だてを講じているか。</p> <p>一貫性を確保し情報のフィードバックと交換を可能にするため、主要な機能がどのように組織化されているか。</p> <p>If the Regulatory Body consists of more than one authority, what arrangements are there to ensure that duplication or omissions are avoided and conflicting requirements are not placed on the license holder?</p> <p>How are its main functions organized to ensure consistency and to enable feedback and exchange of information?</p>	<p>実用発電用原子炉の規制は、保安院のみが担当している。</p> <p>関連部署との関係については、報告書第8条第8.7節参照。</p>
GS-R-1, 4.3	<p>規制機関は、それ自体で全ての技術面・機能面での専門知識を持っているか。そうでなければ、どのようにして許可を受けた者からは独立した助言や支援を求めているか。</p> <p>Is the Regulatory Body self-sufficient in all technical and functional expertise?</p> <p>If not, how does it seek advice or assistance that is independent of the license holder?</p>	<p>審査・評価については、保安院は完全に自己充足している。なお必要に応じて、過渡事象、事故事象、被ばく等に関する申請者のコンピュータ解析を確認させるために、国が法律に基づき設置したJNESに、別途のコンピュータ解析を実施させることはある。</p> <p>検査についても、完全に自己充足している。検査は国が直接行うか、又はJNESに行わせており、コンサルタントを用いることはない。</p> <p>なお、保安院は、必要に応じて原子力安全・保安部会の専門家から意見を聴取している。</p>
GS-R-1, 4.5	<p>規制機関としてどのように品質マネジメント体制を構築し実施しているか。</p> <p>How has the Regulatory Body established and implemented arrangements for quality management?</p>	<p>原子力安全・保安院は、自らの活動について徹底的に情報公開を行い、外部の評価を受け、その業務及び体制について不断の見直しを行い、規制活動の継続的改善を進めてきている。</p> <p>さらに、2007年1月には、更なる規制の質の向上及び規制の透明性・公平性を確保すべく、IAEAの定めるマネジメントシステムに関する規格（IAEA GS-R-3）に整合した「業務運営指針」を制定し、この指針に基づいた業務運営の実施を開始したところである。</p>
GS-R-1,	<p>規制機関は、その機能と責務を果たすた</p>	<p>原子力安全・保安院は、合計で約800名の職員を有しており、そのうち、339名が原子力安全を担当している。これらの職員</p>

4. 6	<p>めに必要な技能を持つ十分な数の職員をどのように確保しているか。</p> <p>How does the Regulatory Body ensure that it employs a sufficient number of personnel with the necessary skills to undertake its functions and responsibilities?</p>	<p>に対して研修により、業務遂行に必要な知識技能を得させている。2007年1月末現在。</p>
GS-R-1, 4. 7	<p>規制機関は、その職員が必要な能力を持つことをいかにして確かなものとしているか。</p> <p>規制機関として、その技術・専門職員のためにどんな教育訓練計画を持っているか。</p> <p>How does the Regulatory Body ensure that its staff has the relevant competencies?</p> <p>What education and training program does the regulatory body have for its technical and professional staff?</p>	<p>報告書第11条：図11-1に示すとおり、原子力安全・保安院は、審査・検査業務を的確に遂行するための知識・技能を職員に習得・維持させるため、原子力安全人材育成コースを設置している。職員は、その業務に対応した研修を受けることとなっており、規制業務に必要な技能や、技術についての最新の知見、新しい安全原理・概念を身につけることができるようになっている。具体的には、経済産業省の職員研修機関である経済産業研修所に設置された原子力安全研修室による専門研修をはじめ、全国21カ所の検査官事務所でのOJT、日本原子力開発機構での長期研修及び米・英・仏の安全規制当局への海外派遣研修等を実施し、原子力安全行政を支える人材の育成を積極的に推進している。</p>
GS-R-1, 4. 8	<p>規制機関は、その職員が規制審査を直接行ったり、コンサルタントの仕事の評価したりするのに必要な専門知識を持つことをどのようにして確かなものとしているか。</p> <p>How does the Regulatory Body ensure that their staffs have sufficient expertise to either perform regulatory reviews directly, or evaluate the work of consultants?</p>	<p>原子力発電安全審査課等の専任の審査官が審査・評価業務に従事することになっている。</p> <p>上席安全審査官や審査班長のような審査の中心的役割にはシニア・エキスパートを充て、統括安全審査官のような審査の責任者にはマイスターを充てている。シニア・エキスパートになるためには、概ね10年程度の原子力安全規制の経験が必要である。</p>
GS-R-1, 4. 9	<p>規制機関または政府は、独立な助言を得るための諮問組織を使っているか。</p> <p>規制機関が助言によって意志決定や勧告を行う責任から免れないことを、いかにして確保しているか。</p> <p>Does the regulatory body or Government use advisory bodies to give independent advice?</p> <p>How is it ensured that the advice does not relieve the regulatory body of its responsibilities to make decisions and recommendations?</p>	<p>原子力安全規制について討議・提言する機関として、総合資源エネルギー調査会に原子力安全・保安部会が設置されている。これは、有識者等の高度かつ専門的な意見を聴くために設置されるものであり、最終責任は、行政府にあることが閣議で決められている。</p>
GS-R-1, 4. 11	<p>安全上に係る義務を果たし協力を促進するために、政府間組織を通じた、2国間または地域的な安全情報の交換を行う体制がどのように確立されているか。</p> <p>How are arrangements established for the exchange of safety related information, bi-laterally or regionally, with relevant intergovernmental organizations to fulfill safety obligations and promote cooperation?</p>	<p>我が国は安全関連情報交換のために次のことを行っている。</p> <p>I. 二国間又は地域的レベル アメリカ・フランス・ドイツ・スウェーデン・韓国・中国・オーストラリア・カナダ・英国・ロシアと原子力平和的利用協力協定を締結している。また、アメリカ・フランス・英国・スウェーデン・韓国・中国と原子力発電の安全性に係る二国間の取り決めを締結し、安全情報交換定期会合を実施している。</p> <p>II. 近隣国及びその他の利害関係国 原子力事故の早期通報に関する条約及び原子力事故又は放射線緊急事態の場合における援助に関する条約を締結している。中国との間では、実用発電用原子炉の安全水準を増進することを目的とした取決めに従い、原子力発電所に関する重大事故を、互いに速やかに通報するものとしている。</p> <p>また、韓国との間では、政府間の協議により原子力安全のための早期連絡網の設置、運営に関する協力を行うこととしている。</p> <p>加えて、原子力発電の拡大が見込まれる北東アジア地域全体における原子力発電の一層の安全性向上を目指して、中国及び韓国との間で地域協力の枠組み構築等、北東アジアの原子力発電諸国に</p>

		おける原子力安全規制機関の連携を強化するための方策を検討している。
--	--	-----------------------------------

第 8.2 条

GS-R-1, 4.1	<p>規制機関は、政府組織の中での独立性をどのようにして維持しているか。</p> <p>How does the Regulatory Body maintain its independence in the governmental infrastructure?</p>	<p>原子力安全・保安院（NISA）は、2001年1月、国の行政機関の再編がなされた際、国の行政機関である経済産業省に、原子力の安全規制を行うため、新たに設立された「特別の機関」である。意思決定システム上の手当と、原子力安全委員会による監視等の仕組みを設けることにより、原子力の技術開発や施設等に責任を持っている資源エネルギー庁からは、実効的に独立をしており、独立性は維持されている。</p>
GS-R-1, 2.2 (2)	<p>規制機関が原子力技術の推進の役割を持つまたは施設や活動に責任を負う組織または団体から実効的に独立していることをどのように確保しているか。</p> <p>How is it ensured that the regulatory body is effectively independent of organizations or bodies charged with the promotion of nuclear technologies or responsible for facilities or activities?</p>	<p>同上</p>

第9条：許可を受けた者の責任

	IAEA 質問	回答
GS-R-1, 2.3	<p>立地、設計、建設、試運転及び運転に関して、安全の一義的責任がどのように許可を受けた者に託されているか。</p> <p>規制機関によって課せられた要求を満足することで事業者（許可取得者）が安全に係る一義的責任から免れないことを、法令及び政府の仕組みでどのように確保しているか。</p> <p>事業者（許可取得者）は、安全に係るこの責任を果たし、今後も果たし続けることを、どのようにして立証するか。</p> <p>How is the prime responsibility for safety assigned to the license holder for siting; design; construction; commissioning and operation?</p> <p>How do legislative and governmental mechanisms ensure that compliance with the requirements imposed by the regulatory body does not relieve the operator [licensee] of its prime responsibility for safety?</p> <p>How does the operator [licensee] demonstrate to the regulator's satisfaction that this responsibility for safety has been and will continue to be discharged?</p>	<p>実用発電用原子炉に係る安全については、事業者に第一義的な責任があることを法令によって規定している。</p> <p>1) 原子炉等規制法；</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉を設置しようとするときには、事業者は、サイトの選定と基本設計ないし基本的設計方針における安全の確保に関する事項を含め、経済産業大臣の許可を得ることが要求される。 事業者は、保安規定（原子炉の運転管理の具体的方法、運転制限値、保安教育等を含む。）を定めて、運転開始前に経済産業大臣の認可を受けることが必要である。 事業者には、（1）原子炉施設の保全、（2）原子炉の運転、（3）核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の運搬、貯蔵又は廃棄のそれぞれの事項について、安全を確保するために必要な措置を講ずることが義務づけられており、これに違反している場合には、経済産業大臣は、原子炉施設の使用の停止等の命令を発することができる <p>2) 電気事業法</p> <ul style="list-style-type: none"> 電気工作物（原子炉施設を含む。以下同じ。）の工事をしようとする者は、詳細設計と工事における安全の確保に関する事項を含めた工事の計画について、経済産業大臣の認可を得ることが必要である。また、事業者は、電気工作物について経済産業大臣の検査を受け、合格しなければ、電気工作物を使用することはできない。 事業者は、電気工作物について、技術基準に適合するように維持することが義務づけられており、これに違反している場合には、経済産業大臣は、電気工作物の使用の停止等の命令を発することができる。 <p>このように、実用発電用原子炉に係る安全規制については、事業者に第一義的な責任を負わせている。</p> <p>上記のほか、事業者が定期的に行う主要な設備についての検査の実施体制等を審査する制度（「電気事業法」）や保安規定の遵守状況に対する検査制度（原子炉等規制法）等によって事業者の第一義的な責任が確保され、将来にわたって適切に継続していくことを示すことが求められている。</p>
GS-R-1, 2.1	<p>事業者は、プラントの安全運転に関して権限をプラント管理者に委ねるにあたり、許可を受けた者として安全に係る一義的責任をどのように維持するのか。</p> <p>その場合、事業者は、いかなる資源と支援をプラント管理者に提供するのか。</p> <p>How does the operating organization as licensee retain prime responsibility for safety when it delegates authority to the plant management for the safe operation of the plant?</p> <p>In such cases what resources and support does the operating organization provide for the plant management?</p>	<p>事業者は、原子炉施設の保安のために必要な措置を講ずるに当たり、国の要求に基づき品質保証計画を定め、その実施に係わる組織を明確にする。品質保証計画には、「人的資源」、「原子力施設」及び「作業環境」が含まれる。</p>
GS-R-1, 3.1	<p>安全に係る全体責任を持つ事業者は、安全上重要な活動に携わる組織が安全事項を最優先させる責任を果たすことを、どのようにして確保しているのか。</p> <p>How does the operating organization with overall responsibility for safety,</p>	<p>原子力施設の安全性に係る第一義的な責任は原子炉設置者にあり、規制機関の定める法令等を遵守しなければならない。報告書第9.1節参照。</p>

	ensure that interfacing organizations engaged in activities important to safety meet their responsibility to ensure that safety matters are given the highest priority?	
GS-R-1, 2.14 ~2.18	安全責任に関する事業者と規制機関の間の連絡は、どのように調整されているか。 How is the interface between the operator and the regulatory body with regard to the responsibility for safety organized?	原子力安全・保安院は、規制に関する考え方を事業者に理解させるため、また事業者の規制に対する考え方を把握するため、事業者との意見交換を行う機会を十分確保するようにしている。報告書第9.3節参照。

第10条：安全の優先

	IAEA 質問	回答
NS-R-2, 2.2; DS338, 2.2	事業者が安全に係る事項を最優先するという方針は何か。 What are the policies of the operating organization giving safety matters the highest priority?	事業者は、原子炉施設の保安のために必要な措置を講じるに当たり、国の要求に基づき、品質保証計画を定め、その中で、安全を最優先とし、品質保証計画の「コミットメント」においてその旨を明確にしている。
NS-R-2, 2.6	事業者は、現場職員がその安全方針を実施することを、どのようにして確保するか。 How does the operating organization make sure that its safety policy is applied by all site personnel?	原子力施設の安全確保には、それに関わる組織において安全を第一に優先する価値観すなわち安全文化が重要な役割を果たしている。報告書第10.2節参照。
NS-R-2, 2.3	どのように管理目標が設定され、この目標はどのように原子力安全及び品質と関連づけられるのか。 How are management objectives set and how are these objectives related to the policy for nuclear safety and quality?	事業者は、安全を最優先とする品質保証計画に従い、組織内のそれぞれの部門及び階層で、業務の要求事項を満たすための品質目標を定める。
NS-R-2, 2.3	どのようにして、定常的に安全が監視・追跡され、時宜を得た是正措置が取られ、改善の機会が使われるのか。 How is safety monitored and followed up on a regular basis, timely corrective actions taken and opportunities for improvements used?	事業者は、安全を最優先とする品質保証計画に従い、マネジメントレビューを実施し、不適合や予防措置、是正措置の実施を監視し確認している。
NS-R-1, 3.1	設計機関が最新の安全技術を取り入れ、何らかの変更をする場合に安全面を適切に考慮することを、どのようにして確保するか。 How is it ensured that the design organization takes into account the current state of the art for safety, and that the safety of any design change is properly considered?	事業者は、安全を最優先とする品質保証計画に従い、設計・開発の変更管理の中で、レビュー、検証及び妥当性確認を行い、変更実施前に承認を得ることとしている。
NS-R-2, 2.5	安全上重要な管理体制と関連事項に係る変更提案は、どのようにして運転機関によって体系的にレビューされ、規制機関のレビューのために提出されるか。 How are proposed changes to the management structure and associated arrangements which might be significant to safety systematically reviewed by the operating organization and submitted to the regulatory body for review?	運転管理に関する事項は保安規定に記載されており、その変更は保安規定の変更として規制機関に提出されレビューされる。
NS-R-2, 2.6	プラントの安全に係る事項を扱うための明確な権限は、どのように定められるか。 How are clear lines of authority established to deal with plant safety matters?	保安規定に職務及び組織に関することを定め、安全に係る権限を明らかにする。
NS-R-2, 2.10	全ての安全に影響し得る活動が適切な能力と経験を持つ職員によって実施されることを、どのようにして確保するか。 How is it ensured that all activities	設置許可に当たり、事業者の技術的能力が審査される。保安規定及び品質保証計画において、職務、教育、必要な力量が規定される。

	that may affect safety are performed by suitably qualified and experienced persons?	
NS-R-2, 2. 11	<p>安全に影響する可能性があり、予め計画できる活動の全てが定められた手順に従って実施されることを、どのようにして確保するか。</p> <p>How is it ensured that all activities that may affect safety and which can be planned in advance are conducted in accordance with established procedures?</p>	<p>報告書本文19. 3に記載するように、保安規定が定められ規制機関からその審査・認可を受け、かつ保安規定の遵守状況について規制機関から保安検査を受けることによりなされる。</p>
NS-R-2, 2. 12	<p>通常の手順に含まれない活動を扱う手順はどうか。</p> <p>What are the procedures to deal with activities that are not included in the normal procedures?</p>	<p>報告書本文19. 3に記載するように、保安規定や手順書の変更などの非正常業務をせざるを得ないときには、そのための検討委員会を設けて審議する。</p>
NS-R-2, 2. 13	<p>プラントの運転に当たり、安全意識と安全文化を徹底させることを、どのようにして確保するか。</p> <p>How is it ensured that an appropriate safety consciousness and safety culture prevail in plant operations?</p>	<p>保安規定に職務及び組織に関することを定め、安全に係る権限を明らかにする。</p>

第 11 条： 財源及び人的資源

第 11.1 条

	IAEA 質問	回答
DS338, 4.1	<p>許可取得者は、その組織の活動を実施するために必要な資材と財源をどのようにして決めているか。</p> <p>安全上の改善を実施するための財源はどのように確保されるか。</p> <p>施設の運転に伴う廃棄物管理活動に充てる財源はどう確保されるか。</p> <p>施設運転の終了後に廃止措置活動に充てる財源はどう確保されるか。</p> <p>How does the licensee determine the necessary material and financial resources to carry out the activities of the organization?</p> <p>How are financial resources made available to perform safety improvements?</p> <p>How are financial resources made available to cope for any waste management activities resulting from the operation of the facility?</p> <p>How are financial resources made available to cope for decommissioning activities after the termination of the operation of the facility?</p>	<p>原子力施設の設置許可では経理的基礎があることについて審査される。</p> <p>事業者は、原子炉施設の保安のために必要な措置を講じるに当たり、国の要求に基づき、品質保証計画を定め、その実施に係る組織を明確にする。品質保証計画には、「人的資源」、「原子力施設」及び「作業環境」が含まれる。</p> <p>また、原子炉施設外の廃棄物管理活動や、運転停止後の廃止措置活動については、報告書本文 11.1(2)で述べるように、電気事業法等に基づき、予め必要な費用を積み立てている。</p>
DS338, 4.3	<p>全ての階層の職員について必要な能力をどのように決めるか。</p> <p>How are competence requirements determined for individuals at all levels?</p>	<p>事業者は、安全を最優先とする品質保証計画に従い、業務に従事する要員に必要な力量を明確にし、教育・訓練等を行い、評価する等人的資源を確保する。</p> <p>規制機関としては、職員の力量要件を 4 段階（エントリー、エキスパート、シニア・エキスパート、マスター）に分けている。各力量区分の達成に必要な研修・訓練の内容を決め、研修を実施している。</p>

第 11.2 条

DS338, 4.3	<p>必要なレベルの能力を得るために事業者はどのように訓練を行いまたは他の方策を講じるか。</p> <p>How does the licensee provide training or takes other actions to achieve the required level of competence?</p>	<p>事業者は、安全を最優先とする品質保証計画に従い、業務に従事する要員に必要な力量を明確にし、教育・訓練等を行い、評価する等により人的資源を確保する。</p>
NS-R-2, 3.1, 3.4	<p>許可を受けた者は、安全に影響し得る業務に従事する職員に必要な資格及び経験をどのように決めるか。</p> <p>適切な能力を持つ職員を選び、また、管理監督技能を含め業務を正しく実施できるように必要な訓練を与えるために、いかなる対策がとられているか。</p> <p>How does the license holder define the qualifications and experience necessary for personnel performing duties that may affect safety?</p> <p>What provisions are in place to select suitably qualified personnel and given the necessary training and instruction to enable them to perform their duties correctly, including managerial and supervisory skills?</p>	<p>事業者は、安全を最優先とする品質保証計画に従い、業務に従事する要員に必要な力量を明確にし、教育・訓練等を行い、評価する等により人的資源を確保する。</p>
NS-R-2, 3.3	<p>安全に関わる業務に従事させる前の職員の訓練について、どのようなプログラムが準備されているか。</p>	<p>報告書本文 11.2(2)に記載したとおり、保安規定に、運転及び管理を行うものの教育について定められている。</p>

	<p>What programs are in place for training personnel before their assignment to safety related duties?</p>	<p>法令との関連は、以下のとおり。</p> <p>1. 「実用炉則」第7条の3(品質保証)において原子炉設置者が品質保証計画を定めることを要求し、これを受けて原子炉設置者は保安規定に品質保証計画を定めている。この品質保証計画において、資源の運用管理について記載され、ここで必要な力量や教育・訓練について示されている。</p> <p>2. 「炉規法」第37条(保安規定)、「実用炉則」第16条(保安規定)において、原子炉施設の運転及び管理を行う者に対する保安教育について保安規定に定めることを求めている。これを受けて、原子炉設置者の保安規定に、保安教育実施計画を作成しこれに基づき保安教育を実施することが定められている。また、その実施状況については、国の保安検査において定期的に確認がなされる。</p>
NS-R-2, 3.4	<p>許可を受けた者は、安全に関連する業務に従事する可能性のある職員全てがプラントとその安全上の特徴に関して十分理解していることを、どのようにして確保しているか。</p> <p>How does the license holder ensure that all personnel who may be required to perform safety related duties have sufficient understanding of the plant and its safety features?</p>	<p>事業者は、安全を最優先とする品質保証計画に従い、教育・訓練で、要員に、その活動の意味及び重要性、品質目標の達成に対する貢献を認識させる。</p>
NS-R-2, 3.5	<p>許可を受けた者は、安全に関連する業務を行う外部要員について、職務遂行のために適切な資格付けと訓練がなされることを、どのようにして確保しているか。</p> <p>How does the license holder ensure that the qualifications and training of external personnel performing safety related duties are adequate for the functions to be performed?</p>	<p>事業者は、安全を最優先とする品質保証計画に従い、調達プロセスの中で、基準を定め供給者を評価するとともに、確実に調達要求事項を満たすよう、必要な検査を実施する。</p>
NS-R-2, 3.6	<p>職員の能力を定期的に確かめ、再教育するためにどのような対策がとられているか。</p> <p>What provisions are there for periodic confirmation of the competence of personnel and for refresher training?</p>	<p>事業者は、安全を最優先とする品質保証計画に従い、教育、訓練の有効性を評価する。</p>
NS-R-2, 3.7	<p>誰が、訓練機関に対して必要な資源と施設を供給するのか。</p> <p>誰が、訓練の必要性を決め、運転経験が訓練に確実に反映されるようにするのか。</p> <p>生産活動上の必要性が訓練プログラムの実施及び職員訓練の必要性にとって妨げとならないことを、どのように確保しているか。</p> <p>Who provides the training organization with the necessary resources and facilities?</p> <p>Who determines the need for training, and ensures that operating experience is taken into account in the training?</p> <p>How is it ensured that production needs do not interfere with the conduct of the training program and the need for personnel to be trained?</p>	<p>事業者は、安全を最優先とする品質保証計画に従い、原子力安全に必要な資源を明確にし、提供する。また、必要な力量が持てるよう教育、訓練を実施する。</p>
NS-R-2, 3.9	<p>訓練のインストラクターがその責任領域の能力を持ち、必要な訓練スキルを持っていることを、どのように確保しているか。</p> <p>How is it ensured that training instructors are competent in their assigned areas of responsibility and have the necessary</p>	<p>事業者は、安全を最優先とする品質保証計画に従い、原子力安全に影響がある業務に従事する要員に必要な力量を明確にし、その有効性を評価する。</p>

	instructional skills?	
NS-R-2, 3. 11	<p>通常運転時及び事故時に関する運転員の訓練にどのようなシミュレーター施設を使っているか。</p> <p>What simulator facilities are used for the training operating personnel on operational states and for accidents?</p>	<p>報告書本文第11条表11-2, 11-3に記載したとおりである。</p>
NS-R-2, 3. 12	<p>設計基準を超える事故時のアクシデントマネジメントについてプラント職員にどのような訓練がなされているか。</p> <p>What instruction is given to plant staff on the management of accidents beyond the design basis?</p>	<p>事業者は、アクシデントマネジメントに係る教育を行うと共に、訓練シミュレータを用いた訓練を実施する。</p>
NS-R-2, 3. 13	<p>訓練プログラムの評価と改善、プラントの状況を正しく反映するための訓練施設及び教材の改良・更新のために、どのような策を講じているか。</p> <p>What is in place to assess and improve the training programs, and modify and update the training facilities and materials to ensure that they accurately reflect plant conditions?</p>	<p>事業者は、安全を最優先とする品質保証計画に従い、訓練等を含む、業務の計画及び実施の全過程において業務を識別し、管理された状態で実施する。</p>
NS-R-2, 3. 14	<p>当該プラントの異常事象に係る運転経験及び他のプラントでの関連事象がどのように訓練プログラムに織り込まれているか。</p> <p>How is operating experience of events at the plant and relevant events at other plants factored into the training program?</p>	<p>事業者は、自プラントの異常事象については、社内情報に基づく不適合管理で、他プラントの情報については原子力情報公開ライブラリー(NUCIA)を用いた予防措置により、訓練プログラムの変更を含めた検討を行い実行する。</p>
NS-R-2, 2. 4	<p>許可を受けた者は、安全問題に対応するため、必要に応じて情報、専門知識及び経験の適切な移転を行うために、設計・建設・製造・プラント運転に関わる組織及びその他の(国内及び国際)組織との連絡体制について、どのような策を講じたか。</p> <p>サービス及び技術支援に対する国内資源は十分か。</p> <p>What provisions did the license holder take to establish liaison with organizations for design, construction, manufacturing and plant operation and with other organizations (national and international) as necessary to ensure the proper transfer of information, expertise and experience to respond to safety issues? Are the national resources for services and technical support adequate?</p>	<p>事業者は、安全を最優先とする品質保証計画に従い、調達管理の一つとして、供給者より情報、専門知識及び経験を入手する。また、プラントメーカーと共同で組織するオーナーズ・グループで情報の共有化を行う。</p>
GS-R-1, 5. 13, (3)	<p>事業者の必要な能力、資格、教育及び再教育に関する活動は規制検査の対象となっているか。</p> <p>Are the competence requirements, the qualification, training and re-training activities of the licensee subject to regulatory inspection?</p>	<p>原子炉主任技術者、電気主任技術者、ボイラー・タービン主任技術者などは規制機関から認定が与えられる。教育については事業者がその職員に対して行うが、その教育訓練状況については、保安規定の遵守状況の検査として規制機関が実施する。</p>

第12条： 人的な要因

	IAEA質問	回答
NS-R-1 5. 48, 5. 49	<p>運転職員とプラント間のインターフェイスを容易にするために、保守・検査を含めた“運転員に親しみやすい”設計、及びプラント配置、作業区域、作業環境及び作業手順（管理、運転及び緊急時）の人的過誤の影響を限定するため、どのような設計がなされるか。</p> <p>How are designs made ‘operator friendly’ and limit the effects of human errors by plant layout, work areas, working environment and procedures (administrative, operational and emergency), including maintenance and inspection, in order to facilitate the interface between the operating personnel and the plant?</p>	<p>報告書本文第12条に記載されているとおり、中央制御室における設計において人的因子に関する配慮がなされ、運転管理面における人的因子、ヒューマンエラー防止に関する配慮がなされている。</p>
NS-R-1, 5. 50	<p>人的要因とヒューマン・マシン・インターフェイスに関する考慮が払われているとすれば、それはどのように考慮されているか。</p> <p>How is consideration of human factors and the human-machine interface take into account, provided?</p>	<p>報告書本文第12条に記載されているとおり、中央制御室における設計において人的因子に関する配慮がなされ、運転管理面における人的因子、ヒューマンエラー防止に関する配慮がなされている。</p>
NS-R-1, 5. 51	<p>ヒューマン・マシン・インターフェイスは運転員に対し必要な情報と反応時間に対応した大局的で容易に管理できる情報をどのように与えるか。補助制御室に対する同様な情報提供はどのようになされるか。</p> <p>How does the human-machine interface provide the operators with comprehensive, easily manageable information, compatible with the necessary decision and action times?</p> <p>How are similar provisions made for the supplementary control room?</p>	<p>報告書本文第12条に記載されているとおり、中央制御室における設計において人的因子に関する配慮がなされ、運転管理面における人的因子、ヒューマンエラー防止に関する配慮がなされている。</p>
NS-R-1, 5. 52	<p>運転員の必要な行為すべてを設計が適切に受け入れていることを確かめるためのしかるべき段階を含め、人的因子の側面に関する検証と確認はどのようになされているか。</p> <p>How are verification and validation of aspects of human factors included at appropriate stages to confirm that the design adequately accommodates all necessary operator actions?</p>	<p>報告書本文第12条に記載されているとおり、中央制御室における設計において人的因子に関する配慮がなされ、運転管理面における人的因子、ヒューマンエラー防止に関する配慮がなされている。</p>
NS-R-2, 3. 2	<p>業務に対する適性を確実にするためのプログラムはあるか。</p> <p>Is there a program to ensure fitness for duty?</p>	<p>特に規制として要求はしていない。事業者において、安全を優先し関連法令及び保安規定を守るよう適宜対応している。</p>

第13条：品質保証

	IAEA質問	回答
DS338, 2.1	<p>原子力施設の活動を管理するための要件が満たされ、かつ品質要件が安全要件から切り離されて考慮されていることはないという確信を与えるために、マネージメントシステムがすべての要件をどのように集大成するか。</p> <p>How does the management system bring together all the requirements for managing the nuclear installations actions to provide confidence that these requirements are satisfied and that quality requirements are not considered separately from safety requirements?"</p>	<p>報告書本文7. 3、10. 2、13. 1及び19. 3に記載したとおりである。</p> <p>規制機関においては、</p> <p>(1) ①N I S Aは2007年1月、N I S Aのマネジメントシステムを規定する「業務運営指針」を策定し、マネジメントシステムの運営に着手した。</p> <p>②同指針は、N I S Aの組織目標等を記載した「業務運営の基本方針」に則したものであり、同指針に基づくN I S AのマネジメントシステムもN I S Aの組織目標に則したものである。</p> <p>(2) ①N I S Aのマネジメントシステムを規定する「業務運営指針」では、N I S Aの活動を効果的に実施するために、I A E Aの要求基準（G S - R - 3）等の「客観的な評価基準」を参照することとしており、同基準を参照することにより、規制機関を運営管理するためのすべての要求事項を、基本的には整合性の取れた形で統合している。</p> <p>(3) ①N I S Aのマネジメントシステムを規定する「業務運営指針」では、I A E Aの要求基準（G S - R - 3）等に基づく措置を的確に実施するため、院内に院長を委員長とする「業務運営委員会」を設置するとともに、各課及び院内全体の「業務実施計画」を策定し、同計画に基づき業務を実施・点検・評価する仕組みを構築するなど、基本的には計画的かつ体系的な措置について記載している。</p> <p>(4) なお、N I S Aのマネジメントシステムは構築の緒に就いたばかりであり、今後、運用の実績等を踏まえ、問題点や不備等があれば逐次改善し、要求事項への適合性を高めていくこととしている。</p> <p>事業者においては、保安規定の中で、品質保証を定めている。</p>
DS338, 2.6	<p>安全上の重要性、危険とリスク、起こりうる故障の影響に関係付けて人的資源を適切に配備するには、管理体制上の要件は、どのように格付けされているか。</p> <p>How are management system requirements graded to deploy appropriate resources relative to the safety significance, hazards and risks, and possible consequences of failure?</p>	<p>規制機関では、</p> <p>①N I S Aのマネジメントシステムを規定する「業務運営指針」では、院内に院長を委員長とする「業務運営委員会」を設置するとともに、各課及び院内全体の「業務実施計画」を策定し、同計画に基づき業務を実施・点検・評価する仕組みを構築している。</p> <p>②上記「業務実施計画」では、中長期的かつ戦略的観点から、重点的に業務改善に取り組む事項（重点業務改善事項）を選定し、業務の重点化を図っている。（業務運営指針第10章業務の改善（2）重点的な業務改善）</p> <p>③また、個別の職員についても、上記「業務実施計画」との整合性を踏まえた、「業績評価」における業務目標の設定等により、個人レベルでの業務の重点化が図られている。</p> <p>④したがって、上記の「業務実施計画」における業務の重点化及び同計画を点検・評価する「業務運営委員会」の活動、さらには「業績評価」の実施等により、資源の適切な配分に資する業務のグレード分けが可能となっている。</p> <p>事業者は、安全を最優先とする品質保証計画を国の要求に基づき定め、原子力安全に必要な資源を明確にし確保する。</p>
DS338, 3.1	<p>人的資源の適切な配置を含めて、マネージメントシステムの実行、評価及び改善の継続に対するコミットメントを、管理者はどのように示しているか。</p>	<p>規制機関においては、</p> <p>(1) ①課長及び院長は、「業務運営指針第3章組織の責務（3）計画の立案」及び「業務運営指針第5章業務の管理」に基づき、各課及び院内の「業務実施計画」を策定するとともに、同計画に基づく業務の実施、評価、改善を行う。</p> <p>②業務運営委員会の委員であるシニアマネジメント及び課長</p>

	<p>How does management demonstrate its commitment to implementation, assessment and continued improvement of management systems, including allocation of adequate resources?</p>	<p>は、「業務運営指針第3章組織の責務（4）責任及び権限」で規定される責任及び権限に基づき、院内のマネジメントシステムの運営に参画し、職責を果たしている。</p> <p>(2)①院長は、保安院の業務が円滑に実施されるよう、資源の適切な配分を含めた組織の体制整備を実施し、保安院の業務運営の全体を指揮している。</p> <p>②業務運営委員会の委員であるシニアマネジメント及び課長も、業務運営委員会の委員として、あるいは、「業務運営指針第3章組織の責務（4）責任及び権限」で規定される責任及び権限に基づき、資源の適切な配分を含めた院内のマネジメントシステムの運営に参画し、職責を果たしている。</p> <p>事業者は、国の要求に基づき定める品質保証計画に従い、品質マネジメントシステムの有効性の継続的改善や適切性の持続のためのレビューの確実な実施を、品質方針において示す。</p>
DS338, 3.8	<p>目標、戦略、計画及び目的（時としては事業計画として知られる）を管理者はどのように定めているか。</p> <p>How does management establish goals, strategies, plans and objectives (sometimes known as the business plan)?</p>	<p>規制機関では、</p> <p>①N I S Aのマネジメントシステムを規定する「業務運営指針」において、「業務運営の基本方針」を引用して、N I S Aの組織目標や行動規範等の組織の方針を掲げている。</p> <p>②上記基本方針は院長が策定し、同方針には、「N I S Aの基本理念」、「リスク、安全、安心についての基本的考え方」、「組織運営上の改革への取り組み」、「組織に共通した「仕事の進め方」」等、N I S Aの政策の基本的な方針が記載されている。</p> <p>③また、各課及び業務運営委員会が策定する「業務実施計画」には、上記基本方針を受けて、各課及び院内全体が取り組む中期目標、年度実施計画が記載され、これらは前述の「組織の方針」と一致したものとなっている。</p> <p>④上記計画については、院内に院長を委員長とする「業務運営委員会」を設置し、同計画の内容を点検・評価することとしており、同委員会の活動等を通じて、組織の方針と業務実施計画の整合性を確認することが可能である。</p> <p>事業者は、報告書本文10.2(2)の記載にあるように、品質保証計画においてTop managementによる組織の安全に対する目標、方針、計画、目的を明確に示している。</p>
DS338, 3.12 及び 3.13	<p>その管理システム内で、外部組織がその体制に含まれる場合を含めて、個人はどのように責任と権限を与えられるか。</p> <p>How are individuals given responsibility and authority within the management system, including when external organizations are involved in the system?</p>	<p>規制機関においては、</p> <p>シニアマネジメントは、業務運営委員会の委員として、あるいは、その責任及び権限に基づき、院内のマネジメントシステムの運営に参画し、職責を果たしている。</p> <p>各課は、定められた担当業務おこない、各課の課長が責任者として当該業務を実施・管理している。</p> <p>事業者は、保安規定に職務及び組織を定めている。</p>
DS338, 4.1	<p>管理システムを定め、実施し、評価し、かつ改善を継続するために必要な資源を、許認可保持者はどのように決めているか。</p> <p>How does the license holder determine the resources necessary to establish, implement, assess and continually improve the management system?</p>	<p>事業者は、国の要求に基づいて定める品質保証計画に従い、原子力安全に必要な資源を明確にし、確保する。</p>
DS338, 5.1	<p>管理システムのプロセスはどのように認定され、かつそうしたプロセスの開発はどのように計画され、評価され、継続的に改善されるか。</p> <p>How are management system processes identified and their development planned, assessed</p>	<p>規制機関としては、</p> <p>「業務運営指針」において、院内に院長を委員長とする「業務運営委員会」を設置するとともに、各課及び院内全体の「業務実施計画」を策定し、同計画に基づき業務を実施・点検・評価する仕組みを構築することを規定するなど、マネジメントシステムのプロセスが確立されている。</p> <p>①課長及び院長は、各課及び院内の「業務実施計画」を策定</p>

	and continually improved?	<p>するとともに、同計画に基づく業務の実施、評価、改善を行う。</p> <p>②「業務実施計画」には、各課の業務の体系及び手順を示す図（体系図及びプロセス図）を添付することとされており、必要に応じプロセスの改善等が行われることとなる。</p> <p>事業者に関しては、報告書本文13.3に記載のとおりである。</p>
DS338, 5.11 ~ 5.28	<p>管理システムはどのようなプロセスを取り上げるか。</p> <p>What processes are covered by the management system?</p>	<p>報告書本文第13条に記載のとおり、QMSを構築する。文書管理、製品の管理、記録管理、調達管理、コミュニケーション、組織変更管理すべてをカバーしている。</p>
DS338, 6.3	<p>管理システムに関するどのような独立した評価があるか。</p> <p>What independent assessments of the management system are there?</p>	<p>規制機関としては N I S Aの業務は定期的に原子力安全・保安部会による評価を受けている。さらに、規制の実施状況について原子力安全委員会の監視・監査を受けている。</p> <p>事業者は、国の要求に基づき定める品質保証計画に従い、監視プロセスの客観性及び公平性の確保及び監査員は自らの業務を監査しないこととしている。 また、保安規定に定める事項について、原子力安全・保安院の保安検査を受ける。</p>
DS338, 6.7	<p>継続的な適性と有効性を確保し、かつ目的達成を可能にするために、この体制はどのようにレビューされるか。</p> <p>How is the system reviewed to ensure continued suitability and effectiveness, and enable accomplishment of objectives?</p>	<p>規制機関としては ①業務運営委員会は、N I S Aのマネジメントシステムを規定する業務運営指針の策定及び改定を行うことができることが規定されている。 ②業務運営指針は、業務運営委員会の審議を経て、継続的な適切性や有効性等を勘案し、必要に応じ見直しが行なわれることとなっている。</p> <p>事業者は、国の要求に基づき定める品質保証計画に従い、組織の品質マネジメントシステムが、適切、妥当、かつ有効であること確実にするため、予め定められた間隔で品質マネジメントシステムをレビューする。</p>
DS338, 6.11	<p>不適合と是正措置はどのように取り扱われているか。</p> <p>How are non-conformances and remedial actions dealt with?</p>	<p>規制機関としては ①不適合事象に関しては、各課は、不適合事象を把握した場合は、速やかに業務運営委員会に報告することとされている。 ②業務運営委員会は、当該報告を受けた場合は、速やかに原因究明を行うとともに、当該事象の重要度に応じた是正措置を講ずることとされている。</p> <p>事業者は、国の要求に基づき定める品質保証計画に従い、不適合管理及び是正措置を実施する。</p>
DS338, 6.17	<p>管理体制の改善の機会はどのように特定されるか、あるいは、改善が適切である場合には、どのように改訂するか。</p> <p>How are opportunities for improvement of the management system identified and, where appropriate enacted?</p>	<p>規制機関としては ①各課の業務実施計画については毎年度末に自己評価を行うとともに、同評価結果を業務運営委員会で聴取することが規定されている。 ②また、N I S Aの業務は、不断に見直しがなされるとともに、業務運営委員会における審議を経て、継続的に改善がなされることとなる。</p> <p>事業者は、国の要求に基づき定める品質保証計画に従い、マネジメントレビューで、品質マネジメントシステムの改善の機会の評価、品質方針及び品質目標を含む品質マネジメントシステムの変更の必要性の評価も行う。</p>
NS-R-1, 5.48 及び 5.49	<p>運転職員とプラント間のインターフェイスを容易にするために、保守・検査を含めた“運転員に親しみやすい”設計、及びプラント配置、作業区域、作業環境及び作業手順（管理、</p>	<p>報告書本文第12条に記載されているとおり、中央制御室における設計において人的因子に関する配慮がなされ、運転管理面における人的因子、ヒューマンエラー防止に関する配慮がなされたものである。</p>

	<p>運転及び緊急時) の人的過誤の影響を限定する設計とはどのようなものか。</p> <p>How are designs made 'operator friendly' and limit the effects of human errors by plant layout, work areas, working environment and procedures (administrative, operational and emergency), including maintenance and inspection, in order to facilitate the interface between the operating personnel and the plant?</p>	
--	---	--

第14条：安全に関する評価及び確認

第14条(i)

	IAEA質問	回答
NS-R-1, 3.10	<p>製作・建設のための設計及び完成物が、設計過程の初めに計画された安全要件を満たすということを確保するために、総合的安全評価はどのようにおこなわれるか。</p> <p>How is a comprehensive safety assessment carried out to confirm that the design as delivered for fabrication, as for construction and as built meets the safety requirements set out at the beginning of the design process?</p>	<p>報告書本文14.1及び14.2に記載の通り、規制機関による安全評価が設置許可の安全審査、工事計画認可、使用前検査において行われる。</p>
NS-R-1, 3.13	<p>設計が規制機関に提出される前に、設計をおこなった人たちとは別の個人またはグループによって安全評価に関する独立した実証が実施されることを、運転組織はどのように保証するか。</p> <p>How does the operating organization ensure that an independent verification of the safety assessment is performed by individuals or groups separate from those carrying out the design, before the design is submitted to the regulatory body?</p>	<p>設置許可のための設計の検証を、運転組織が、独立したグループにより、実施することを、規制要求としていない。</p> <p>なお、事業者は、設置許可のための申請書の準備に当たり、安全設計審査指針等の要件を守るよう適宜対処している。</p>
NS-R-2, 4.1	<p>通常運転開始前に規制機関によって与えられる承認はどのようなものであるか。</p> <p>How is the approval granted by the regulatory body before starting normal operation?</p>	<p>報告書本文7.2(4)に記載の通り、規制機関は、通常運転の開始前に、運転管理の具体的方法を記載した事業者の保安規定を承認する。また、報告書本文14.2(1)に記載の通り、原子炉施設が、所定の機能及び性能を満足していることを規制機関は、使用前検査、起動試験検討等により確認している。</p>
NS-R-1, 3.12	<p>許認可取得者が自らの安全評価で、安全解析、以前の運転経験、支援研究の結果、及び実績ある工学的慣行から導き出されたデータを用いることは、どのように保証されているか。</p> <p>How is it ensured that licensees in their safety assessments use data derived from the safety analysis, previous operational experience, results of supporting research and proven engineering practice?</p>	<p>報告書本文18.7試験・経験・解析により技術の信頼性を確保するための措置において記載したとおり。</p>
NS-R-2, 5.18	<p>日常的でない運転、テスト、あるいは実験を実施する必要がある場合、どのような安全レビューが取り上げられるか。</p> <p>What safety reviews are undertaken if there is a need to conduct a non-routine operation, test or experiment?</p>	<p>原子炉設置者は、保安規定に基づき、委員会を設置し、保安規定や、手順書の変更等、原子炉の保安に関する重要事項をその実施に先立ち審議している。(報告書本文19.3に記載してあるとおり)</p>
NS-R-2, 7.4	<p>すべての恒久的及び一時的改良に関する適切な設計、レビュー、管理及び履行を保証するために、運転組織はどのような手順書を定めているか。</p> <p>What procedures are established by the operating organization to ensure proper design, review, control and implementation of all permanent and temporary modifications?</p>	<p>報告書本文7.2(4)運転段階規制の中で、運転開始後の電気工作物の改造・修理の工事に関して採られるべき対応が記載されており、原子炉設置者は、この規制に適切に対応することとしている。</p> <p>一時的改良に関する管理に関しては、前項に示した原子炉の保安に関する重要事項に関する対応に示す通りである。</p>

NS-R-1, 5.69, 5.73	<p>プラント設計の安全解析に決定論的及び確率論的手法の結果をどのように使用したか。安全解析で用いられたコンピュータ・プログラム、解析手法、及びプラント・モデルは検証され、確認されたか、かつまた、不確かさに対する適切な検討がなされたか。</p> <p>How has the safety analysis of the plant design made use of the results of deterministic and probabilistic methods?</p> <p>How have the computer programs, analytical methods and plant models used in the safety analysis been verified and validated, and adequate consideration been given to uncertainties?</p>	<p>決定論的方法による安全評価については報告書本文14.1において述べられ、確率論的方法の活用については報告書本文14.4及び14.6に記載した通りである。</p> <p>安全解析で用いられたコンピュータ・プログラム、解析手法、及びプラント・モデル、不確かさに対する検討は、設計の安全審査の際に実施される。</p>
NS-R-2, 10.1 ~ 10.6	<p>定期的な安全レビューの目的、範囲、及び頻度はどのようなものであるか、かつ、その結果はどのように用いられるか。</p> <p>What are the objectives, scope and frequency of Periodic Safety Reviews and how are the results are used?</p>	<p>報告書本文14.3(2)に定期安全評価と高経年化評価について記載の通りである。</p>
GS-R-1, 5.11	<p>施設または活動の安全関連側面に対する改良に対して、関連する危険の潜在的な大きさと性質を考慮に入れて、規制機関はそれをどの程度まで、かつどのようにレビューし評価するか。</p> <p>To what extent and how does the regulatory body review and assess modifications to safety related aspects of a facility or activity taking into account the potential magnitude and nature of the associated hazard?</p>	<p>報告書本文7.2(4)運転段階規制の中で、運転開始後の改造・修理の工事に関して採られるべき対応が記載されている。また、保安活動の改良(変更)に関しては、原子力安全・保安院は保安規定の変更の承認の手続きを定めている。</p>
GS-R-1, 5.7	<p>特定の施設または活動に関連する危険の潜在的な大きさと性質を考慮に入れてレビューと評価をおこなう際に、規制機関はどのような方法をとるか。</p> <p>How does the regulatory body when performing reviews and assessments take into account the potential magnitude and nature of the hazard associated with the particular facility or activity?</p>	<p>報告書本文14.1(2)において、安全設計の評価について記載している。</p>

第14条(ii)

NS-R-2, 6.1~ 6.3	<p>安全にとって重要である構造物、系統及び機器の保守、試験、監視及び検査に関するプログラムを、運転組織はどのように準備し実施したか。</p> <p>How have the operating organization prepared and implemented a program of maintenance, testing, surveillance and inspection of those structures, systems and components which are important to safety?</p>	<p>報告書7.2(4)に記載するとおり、事業者は、原子炉施設の運転管理に関する事項を保安規定に定め、原子炉施設の運転開始前に、規制機関の承認を得ている。</p> <p>規制機関は、原子炉施設の運転後において、事業者による保安規定の遵守状況を保安検査によって確認している。</p>
------------------------	---	--

NS-R-2, 5.1	<p>運転上の制限と条件が最終設計でなされた規定を反映しているということをどのように保証するか。</p> <p>How is it ensured that operational limits and conditions reflect the provisions made in the final design?</p>	<p>報告書7.2(4)に記載するとおり、運転上の制限と条件を事業者は、保安規定に記載し、規制機関の認可を得る。保安規定の認可の際に、その妥当性が十分評価される。</p>
NS-R-2, 5.5	<p>運転制限と運転条件の順守を保証するための適切な監視プログラムを、運転組織はどのように定め、履行してきたか、かつ、その結果はどのように評価され、維持されているか。</p> <p>How has the operating organization established and implemented an appropriate surveillance program to ensure compliance with the operational limits and conditions, and how are its results evaluated and retained?</p>	<p>報告書7.2(4)に記載するとおり、事業者は、運転制限と運転条件の遵守すべき事項を保安規定に定め、原子炉施設の運転前に、規制機関の承認を得る。規制機関による保安検査で、事業者による運転上の制限と条件の遵守状況を含めて保安規定の遵守状況が検査される。</p>
GS-R-1, 5.14	<p>施設または活動に関連する危険の潜在的大きさや性質を、規制機関は自らの検査プログラムの中でどのように考慮しているか。</p> <p>How does the regulatory body take into account in its inspection program the potential magnitude and nature of the hazard associated with the facility or activity?</p>	<p>施設または、活動に関連する危険の潜在的大きさと性質を、検査の程度と検査の頻度に考慮している。</p> <p>検査の程度については、 事業用電気工作物であって公共の安全の確保上特に重要なものを特定事業用電気工作物として定め、使用前検査の対象にしている。また、発電用ボイラー、タービン等のうち公共の安全の確保上特に重要な発電用原子炉等を特定重要電気工作物として定め、定期検査の対象にしている。</p> <p>検査の頻度については、 施設を供用する前には使用前検査、供用後は13ヶ月に1回の定期検査、年4回の保安検査を行っている。また、事案に応じて機動的に立入検査を行っている。</p>

第15条：放射線防護

	IAEA質問	回答
NS-R-2, 8.1 及び 8.2	<p>あらゆる運転状態において、プラント内の電離放射線被曝による線量あるいはプラントから計画的に放出される放射性物質による線量が規定された制限値未満であり、かつ合理的に達成可能な限り低く保たれていることを保証するために、運転組織は確立し、履行しているどのようなプログラムを有しているか。</p> <p>What program has the operating organizations have established and implemented to ensure that, in all operational states, doses due to exposure to ionizing in the plant or due to any planned releases of radioactive material from the plant are kept below prescribed limits and as low as reasonably achievable?</p>	<p>報告書本文15. 3 (1) 及び (2) に記載の通りである。</p> <p>また、報告書19. 3に示すとおり、放射線管理に関する事項は、事業者が、保安規定に記載し、規制機関の承認を得ることが求められている。</p>
NS-R-2, 8.3	<p>運転組織内の放射線防護機能が、独立性と実施のための資源、及び放射線防護の規制、標準と手順及び安全作業の慣行に関する勧告に十分に備えているということを、運転組織はどのように保証するか。</p> <p>How does the operating organization ensure that the radiation protection function in its organization has sufficient independence and resources to enforce and advice on radiation protection regulations, standards and procedures, and safe working practices?</p>	<p>事業者は、原子炉施設内で働く放射線業務従事者の放射線被曝が、法令の要求を遵守することを確認するために、放射線管理を専門とする組織を設けている。</p> <p>報告書19. 3に示すとおり、放射線管理に関する事項は、事業者が、保安規定に記載し、規制機関の承認を得ることが求められている。保安規定の遵守状況は、保安検査により確認されている。</p>
NS-R-2, 8.6	<p>管理区域内で作業するか、または監視区域内で通常従事している事業所職員の全員の従事者被ばくが評価されていることを保証する要件は何か、かつまた規制によって要求される線量制限値はどうか。</p> <p>What are the requirements to ensure that all site personnel working in a controlled area or regularly employed in a supervised area have their occupational exposures assessed and what are the dose limits required by the regulation?</p>	<p>報告書本文15. 2 及び15. 3に記載の通りである。</p>
NS-R-1, 6.90	<p>放射能放出の量と濃度を管理された状態に保ち、規定された制限値内に保持するために、放射性の液体と気体の排出物を処理するどのような種類の系統が用意されているか。ALARAの原則はどのように適用されるか。</p> <p>What kind of systems is provided to treat radioactive liquid and gaseous effluents in order to keep the quantities and concentrations of</p>	<p>報告書本文15. 2 (2) 2) に記載の通りである。</p>

	radioactive discharges controlled and within prescribed limits? How is the ALARA principle applied?	
NS-R-2, 8.10	放射線の影響評価と一般公衆に対する線量評価が合理的に達成可能な限り低く保たれていることを運転組織はどのような手段で実証するか。 By what means has the operating organization demonstrated that the assessed radiological impacts and doses to the general public are kept as low as reasonably achievable?	報告書本文15.1に記載しているとおり、ALARA指針に基づき、事業者はこの目標値を担保する管理目標値を定めている。 報告書15.2(2)に示す通り、この管理目標値を、超えないように事業者は、放出量を管理している。 また公衆への通知としては放出管理実績値を公表している。
NS-R-2, 8.11	放射性排出物の放出はどのように監視され、管理されるか。 How are the discharges of radioactive effluents monitored and controlled?	報告書本文15.2(2)に記載しているとおりである。 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出放射能は、「放射性物質測定指針」に基づき測定するとともに、「環境放射線モニタリング指針」に基づき発電所周辺の環境モニタリングを実施している。
NS-R-2, 8.12	放射性放出物の環境に与える放射線の影響を評価するために、プラント周辺の環境を監視することについて、規制機関が要求する場合、どんなプログラムが定められ、実施されたか。 What programs have been established and implemented, if required by the regulatory body, for monitoring the environment in the vicinity of the plant in order to assess the radiological impacts of radioactive releases on the environment?	報告書本文15.2(3)記載の通り。

第16条：緊急事態のための準備

第16.1条

	IAEA質問	回答
NS-R-2, 2.31 ~ 2.38	事業所における緊急事態のための準備：これら要件は以下の引用文でカバーされる。 On-site emergency preparedness: These requirements are covered by the following quotations.	報告書本文16.2(1)3に記載されているとおり、原子力事業者は、原子力事業者防災計画を作成し、原子炉を運転する前に、経済産業大臣に届け出ることが義務づけられている。
SS 115, V.4, V.12, V.13, V.17, V.19	起こりうる事故または、緊急事態の可能な厳しさを考慮に入れて、それに対応する防護活動に対する適切な介入レベルとその適用範囲を緊急事態計画にどの様に盛り込むか。 How do the emergency plans include, as appropriate intervention levels for relevant protective actions and the scope of their application, with account taken of the possible severity of accidents or emergencies that could occur?	報告書本文16.2に記載されているとおり、原子力発電所に於いて特定の事象が発生した場合に、事業者は直ちに経済産業大臣及び地方公共団体の長に通報することが義務づけられて居るが、国は事象のレベルに応じて緊急事態発生を宣言をし、定められた対応をとる。事業者の報告基準及び国が緊急事態発生を判断する条件などは報告書本文表16-1に示したとおりである。
GS-R-2, 3.8	規制機関は： How does the regulatory body: ・ 緊急事態のための適切な準備と対応の手配は、その事業所に核燃料が持ち込まれた時に定められ、かつ緊急事態のための完全な準備は運転に先立ち確定されていることをどのように保証するか。(NS-R-2, 2.36) ・ Ensure that appropriate emergency preparedness and response arrangement are established when nuclear fuel is brought to the site, and complete emergency preparedness is ensured before operation? (NS-R-2, 2.36)	・ 原子炉設備の緊急事態に対する対応は、保安規定に記載されており、この規定により、緊急事態のための適切な対応の手配がなされる。
	・ こうした緊急事態に対する手配が有効な対応を保証することを合理的にどのように保証するか。 ・ Ensure that such emergency arrangements provide a reasonable assurance of an effective response?	・ 保安規定は、燃料装荷の前に、認可を受けなければならない。
	・ 新しい原子力施設の運転開始に先立って、この緊急事態に対する準備が出来ていることを、訓練して試験することが、どのように要求されているか。その後： ・ Require that the emergency arrangements are tested in an exercise before the commencement of operation of a new nuclear installation, and thereafter:	・ 事業者は運転開始に先立って、防災業務計画を作成し、届けなければならない。但し、緊急事態に対する準備ができていないことを、訓練で試験することは要求されていない。
	・ この緊急事態に対応の訓練をどんな間隔で開くか。 * At what intervals are exercises of the emergency arrangements held?	・ 事業者は防災業務計画に基づき、年1回程度訓練を実施している。報告書第16.3節参照。
	・ どの試験に規制機関は立ち会うか。 (NS-R-2, 2.37) * Which ones does the regulatory body witness? (NS-R-2, 2.37)	・ 報告書本文16.3(1)及び(3)に示すとおり、地方公共団体、及び国が行う訓練に規制機関は、参加している。
	・ 緊急事態計画が定期的にレビューされ、更新されることをどのように要求するか。(SS115; V.3)	・ 原災法7条に於いて、防災計画を毎年検討し、必要に応じて修正することが要求されている。

	<p>・ Require that emergency plans are periodically reviewed and updated? (SS115; V.3)</p>	
GS-R-2, 3. 12	<p>緊急事態の対応に関わる可能性のあるすべての組織は、緊急事態の推移全体を通して時宜を得た対応と効果的で調整のとれた個々の対応を行う必要があるが、そのことを保証するためにどのように配慮しているか。</p> <p>How do all organizations that may be involved in the response to an emergency ensure that management arrangements are adopted to meet the timescales for response throughout the emergency and for an effective and coordinated response?</p>	<p>報告書本文16. 2及び16. 3に記載のとおり、関係組織がそれぞれの緊急時の業務計画を準備し、それらの対応が、効果的であるかを定期的に実施する訓練を通じて確認し、必要に応じてそれらの計画を修正している。</p>
GS-R-2, 4. 7	<p>通常運転から緊急事態運転への転換はどのように決められ、どのようにおこなわれるか。</p> <p>How is transition from normal to emergency operations defined and made?</p>	<p>報告書本文16. 2(3)に記載されているとおり、緊急事態として認識され通報の判断基準は、報告書本文表16-1に示すとおりである。</p>
GS-R-2, 4. 12	<p>緊急事態対応を必要とする事態が生じた時、事業者は該当する緊急事態クラス(4.19項参照)あるいは緊急事態対応のレベルをどのように決め、かつ事業所における適切な措置をどのように開始するか。事業者は事業所外の通知地点に、適宜、更新された情報をどのように通知し提供するか。</p> <p>When circumstances necessitate an emergency response, how do operators determine the appropriate emergency class (see paragraph 4.19) or the level of emergency response and initiate the appropriate on-site actions?</p> <p>How does the operator notify and provide updated information, as appropriate, to the off-site notification point?</p>	<p>原災法には、計測される放射線量などをベースに、事業者が規制機関に通報しなければならない通報基準と、政府が緊急事態を発令する判断基準が定義されており、これにより、各関係機関が定める緊急時業務計画に従って、事業者或いは政府が必要な措置を執る。緊急事態の中の更に細分化したクラス分けは無い。しかし、緊急事態に至る可能性のある事象が各系統機器などの事象として定義されており、報告書本文16. 2(1)1)に示すように必要なプラントの情報が事業者からオフサイトセンターにオンラインで送られてくるようにシステムが整備されている。</p>
GS-R-2, 4. 14	<p>自国に影響を与える可能性のある国境を越えた現実的または潜在的な緊急事態について、他国からの通知またはIAEAからの情報を受けた際、直ちに、適切な緊急事態対応の措置が開始されることを、どのように保証しているか。</p> <p>How is it ensured that appropriate emergency response actions are initiated promptly upon the receipt of a notification from another State or information from the IAEA of an actual or potential transnational emergency that could affect the State?</p>	<p>隣国に於いて生じた緊急事態に対しては、早期通報条約、援助条約及び災害対策基本法等の枠組みの中で対処する。</p>
GS-R-2, 4. 20	<p>異常な状況(4.70項参照)に対し緊急事態措置レベル(EAL)を予め定義するために、緊急事態の分類に関してどのような基準が用いられているか。緊急時の操作を効果的に管理し実施できるようにするため、この分類体系はどのように対応の開始を支援するか。</p> <p>What criteria for emergency classification are used to predefine emergency action levels (EALs) for abnormal situations (see paragraph 4.70)?</p> <p>How does the classification system aid the initiation of a response to allow effective management and implementation of emergency operations?</p>	<p>我が国では計測される放射線量などをベースに、事業者が規制機関に通報しなければならない通報基準と、政府が緊急事態を発令する判断基準が定義されており、これにより、事業者或いは政府が必要な措置を執る。緊急事態の中の更に細分化したクラス分けは無い。しかし、緊急事態に至る可能性のある事象が各系統機器などの事象として定義されており、適宜、対応の開始の支援がなされる。</p>
GS-R-2, 4. 27	<p>対応組織が自らに割り当てられた初期対応措置を実行するために、十分な職員を確保する必要があるが、そのためには、どのような仕組みが用意されているか。</p> <p>What arrangements have been made for</p>	<p>対応組織は原子力災害の拡大の防止に必要な措置を講ずるよう義務づけられている。</p>

	response organizations to have sufficient personnel available to perform their assigned initial response actions?	
GS-R-2, 4. 28	核的緊急事態または放射線緊急事態が発生し、詳細計画が予め策定されてなかった場合、その対応のために、どのような手筈が用意されているか。 What arrangements have been made to provide a response to a nuclear or radiological emergency for which detailed plans could not be formulated in advance?	想定されていない事象にも対応できることを目的として、訓練参加者には、予め訓練シナリオを提示しない訓練（シナリオ非提示型訓練）を、適宜実施している。
GS-R-2, 4. 39	脅威の拡大を防ぐため、原子力設備を安全かつ安定した状態に戻すため、放射性物質の放出あるいは放射能被ばくの潜在性を減らすため、及び実際の放出または被ばくの影響を軽減するために、運転者がとる措置に対してどのような手筈が整えられているか。 What arrangements are in place for actions by the operator to prevent an escalation of the threat, to return the nuclear installation to a safe and stable state, to reduce the potential for releases of radioactive material or exposures and to mitigate the consequences of any actual releases or exposures?	報告書本文 1 2. 2 に示すとおり、事業者は、事故時の運転要領書の整備を行っており、この中で、必要な手順も準備されている。また運転要領に基く運転員の訓練も実施されている。
GS-R-2, 4. 48	オフサイトでの緊急防護措置に関する決定をおこなない実行をするために、どのような手筈が整えられているか。 What arrangements are in place for making and implementing decisions on urgent protective actions to be taken off the site?	報告書本文 1 6. 2 に記載したとおりである。
GS-R-2, 4. 56	緊急事態の時に作業者を防護するために、どのような手筈が用意されているか。 What arrangements have been made to protect emergency workers?	報告書本文第 1 5 条表 1 5 - 1 に記載のように、緊急時の作業者の実効線量限度を定めている。
GS-R-2, 4. 67	新規の危険を直ちに識別し、かつその対応戦略を絞り込むために、どのように放射線モニタリングが実施され、どのように環境試料採取と評価は実施されているか。 How is radiation monitoring and environmental sampling and assessment carried out in order to identify new hazards promptly and to refine the strategy for response?	報告書本文 1 6. 2 に記載したとおりである。 原子力施設の近傍にあるオフサイトセンターには、周辺に設置されている環境放射線モニターのデータがオンラインで送付され、表示される。
GS-R-2, 4. 68	緊急事態の状況、緊急事態の評価、及び推奨され採用された防護措置に関する情報は、緊急事態の全期間にわたって、関連するすべての対応組織に対して、どのように利用可能にされているか。 How is information about emergency conditions, emergency assessments and the protective actions recommended and taken made available to all relevant response organizations throughout the period of the emergency?	報告書本文 1 6. 2 (1) 1) に記載したとおりである。
GS-R-2, 4. 71	放射性物質の放出後、直ちにとられるべき緊急防護措置について、これを決定し遵守させるために、放射能汚染、放射性物質の放出及び被ばく線量を速やかに評価する必要があるが、そのためにはどんな手筈が用意されているか。 What arrangements are there for promptly assessing any radioactive contamination, releases of radioactive material and doses for the purpose of deciding on or adapting the urgent protective actions to be taken following a release of radioactive material?	報告書本文 1 6. 2 (1) 1) に記載したとおりである。

GS-R-2, 4. 80	<p>被ばくあるいは汚染を受けた人を治療するために、国レベルでどのような手配が用意されているか。</p> <p>What arrangements are there at the national level to treat people who have been exposed or contaminated?</p>	<p>報告書本文16. 1に記載のように緊急時の医療体制を整備することが定められ、これに従って、関連医療、救急機関が地域ブロックごとに整備されている。</p>
GS-R-2, 4. 86	<p>事故で発生した放射性廃棄物及び放射性汚染物を管理するために、どのような手配が用意されているか。</p> <p>What arrangements are there to manage radioactive waste and contamination resulting from an accident?</p>	<p>事故で発生した放射性廃棄物及び放射線汚染への対応は、原子力災害対策法に基く原子力災害事後対策として、緊急事態応急対策実施区域等における放射性物質の濃度若しくは密度又は放射線量に関する調査に基き、指定行政機関の長及び指定地方行政機関の長等が、防災計画又は原子力事業者防災業務計画の定めるところにより、原子力災害事後対策を実施しなければならない。</p>
GS-R-2, 5. 10	<p>許認可保持者と地域、地方及び国家政府間において、緊急事態対応に関する調整のため、及び運営上の取り合い点に関する協定書のために、どのような手配がなされているか。</p> <p>What arrangements are there for the coordination of emergency response and protocols for operational interfaces between license holders and local, regional and national governments, as applicable?</p>	<p>報告書本文16. 2 (1) 2)及び3)に示すとおり、関係する機関(地方自治体、事業者)はそれぞれ防災計画を作成することが義務づけられており、この計画の中で、お互いの任務の取り合いに関する点が明確にされる。</p>
GS-R-2, 5. 29	<p>対応措置の調整と情報の公開のために、どのような国としての緊急時施設(単数または複数)が指定されているか。</p> <p>What national emergency facility or facilities are designated for the coordination of response actions and public information?</p>	<p>関連機関の調整のためにオフサイトセンター(報告書本文16条:図16-1参照)が設置されている。報告書本文図16-2のような連携で対応する。</p>
GS-R-2, 5. 33	<p>緊急事態対応に必要な職務と、組織上のインターフェイスを確実に検査するために、どのような訓練プログラムが実行されているか。</p> <p>こうしたプログラムは、関係する組織のできるだけ多くが訓練に参加することが必要となるが、このことがどのように盛り込まれるか。</p> <p>規制機関が評価するいくつかの訓練に対して、その訓練を系統的に評価するため、何がなされているか。</p> <p>得られた経験に照らして、どのようにプログラムを更新しているか。</p> <p>What exercise programs are conducted on functions required for emergency response and organizational interfaces?</p> <p>How do these programs include the participation in some exercises of as many as possible of the organizations concerned?</p> <p>What is done to systematically evaluate the exercises and for some exercises to be evaluated by the regulatory body?</p> <p>How is the program updating in the light of experience gained?</p>	<p>報告書本文16. 3に記載のとおりである。</p>

第16.2条

GS-R-2, 4. 82, 4. 54	<p>核的緊急事態または放射線緊急事態の全期間を通じて公衆に情報を提供するために、しかるべき責任当局によってどのような措置がとられているか。</p> <p>What steps have been taken by the</p>	<p>防災基本計画第1章2節7項、「周辺住民への的確な情報伝達」、及び、防災指針2-4「周辺住民への情報提供」に規定している。</p>
-------------------------	---	---

	appropriate responsible authorities to provide the public with information throughout a nuclear or radiological emergency?	
[GS-R-2, 3.5]	[他国による緊急事態処置の実施を助成するために、自国の調整機関はどのような措置をとるか。] [What actions are taken by the national coordinating authority to foster the implementation of emergency arrangements by other States?]	二国間、多国間の協力枠組みの中で適宜実施する。
GS-R-2, 5.12	決められた緊急事態領域内のすべての国に、緊急事態に対応して自らの対策を構築するために必要な適切な情報を提供することを保証するどのような手配が用意されているか、かつまた、国境を越えた適切な協調に対する手配はどのように用意されているか。 What arrangements have been made to ensure that all States within defined emergency zones are provided with appropriate information for developing their own preparedness to respond to an emergency and what arrangements have been made for appropriate transboundary coordination?	報告書本文16.4に記載したとおりである。

第16.3条

GS-R-2, 3.15	考慮の対象になる他国内の原子力設備に関連するリスク（脅威）はどのようなものか。このリスク評価で、特定されたリスク地点における人口はどのようなものであるか、また、実用的な範囲で、考慮対象のリスクに関する各種放射線の可能性、種類及び大きさはどのようなものであるか。 How is any risk (threat) associated with nuclear installations in other States considered? In the risk assessment how are populations at risk identified and, to the extent practicable, the likelihood, nature and magnitude of the various radiation related risk considered?	隣国に於いて生じた緊急事態に対しては、早期通報条約、援助条約及び災害対策基本法等の枠組みの中で対処する。
--------------	--	--

第17条：立地

第17条(i)

	IAEA 質問	回答
NS-R-1, 5.18	<p>原子力施設の設計基準を確定する場合、その施設と環境との間の多様な相互関係、例えば、人口、気象学、水文学、地質学、地震学、及びサイト外部のサービス（例えば、電力の供給）等の要因は、どう考慮されるか。</p> <p>In determining the design basis of a nuclear installations how are the various interactions between the installation and the environment considered, e.g. factors like population, meteorology, hydrology, geology, seismology and off site services (e.g. electricity supply)?</p>	<p>報告書本文 17.2 及び 17.3 に記載したとおり、施設と環境のインタラクションは考慮される。</p>
NS-R-3, 2.4 及び 2.14 及び 2.15	<p>計画サイト地域の自然現象、及び人為的な状況や活動等を含め、原子力施設の安全性に影響を及ぼすと思われるサイトの全特性は、どのように調査され、また評価されるか。</p> <p>How are all site characteristics that may affect the safety of the nuclear installation investigated and assessed, including natural phenomena and human induced situations and activities in the region of the proposed site?</p>	<p>報告書本文 17.2 及び 17.3 に記載されているように、立地検討に当たって考慮すべき条件が定まっている。</p>
NS-R-3, 2.5	<p>原子力施設用として計画されるサイトは、その施設の安全性に影響を及ぼすと思われる外部的自然、及び人為的な事象や現象の頻度や苛酷さの観点から、どのように検討されるか。</p> <p>以下の外部的事象が適用可能な場合、どのように評価されるか。</p> <ul style="list-style-type: none"> - 地震、3.1-3.4 項 - 表面断層、3.5-3.7 項 - 極端な数値を含む気象学的事象、3.8-3.10 項 - 稲妻、3.11 項 - 竜巻、3.12-3.14 項 - 台風、3.15-3.17 項 - 降水またはその他の原因による洪水、3.18-3.23 項 - 地震、または他の地質学的現象によって生じる水の波、3.24-3.28 項 - 水の制御機構の故障によって発生する洪水や波、3.29-3.32 項 - 傾斜の不安定性、3.33 項 - サイト表面の崩落、陥没、または隆起、3.35-3.37 項 - 土壌の液状化、3.38-3.40 項 - 地盤物質の挙動、3.41-3.43 項 - 航空機の墜落、3.44-3.46 項 - 化学薬品の爆発、3.48-3.49 項 <p>How are the proposed sites for nuclear installations examined with regard to the frequency and severity of external natural and human induced events and phenomena that could affect the safety of the installation?</p> <p>How are the following external events, as applicable, evaluated?</p> <ul style="list-style-type: none"> - Earthquakes, paragraphs 3.1-3.4 - Surface faulting, paragraphs 3.5-3.7 - Meteorological events, including extreme 	<p>わが国においては、報告書本文第18条に記載するとおり、地震及び地震によって引き起こされる事象に関しては、原子力安全委員会の策定する耐震設計審査指針があり、これにて検討評価が行われる(3.1-3.7、3.24-3.28.)。なおこの指針は、報告書本文17.3及び18.5に記す通り、2006年に改訂がなされた。</p> <p>他の項目についても、原子力安全委員会の安全設計審査指針によって検討が要求されており、検討審査がなされる。</p>

	<p>values, paragraphs 3.8-3.10</p> <ul style="list-style-type: none"> - Lightning, paragraph 3.11 - Tornadoes, paragraphs 3.12-3.14 - Tropical cyclones, paragraphs 3.15-3.17 - Floods due to precipitation and other causes, paragraphs 3.18-3.23 - Water waves induced by earthquakes or other geological phenomena, paragraphs 3.24-3.28 - Floods and waves caused by failure of water control structures, paragraphs 3.29-3.32 - Slope instability, paragraph 3.33 - Collapse, subsidence or uplift of the site surface, paragraph 3.35-3.37 - Soil liquefaction, paragraphs 3.38-3.40 - Behavior of foundation materials, paragraphs 3.41-3.43 - Aircraft crashes, paragraphs 3.44-3.46 - Chemical explosions, paragraphs, 3.48-3.49 	
NS-R-3, 2. 21 及び 2. 17 及び 3. 52	<p>サイト特性化のためには、どのような種類のデータが使用されるか。必要なデータは、どのように収集（サイト固有のもの、問題となっている地域に十分妥当する他の地域からのデータ、有史前の及び歴史的なデータ、シミュレーション技術、計器の記録情報）されるか、また、信頼性、正確性、及び完全性はどのようにして解析されるか。</p> <p>What kind of data are use to characterize the site? How are the necessary data collected (site specific, data from other regions that are sufficiently relevant to the region of interest, prehistorically and historical data, simulation techniques, instrumentally recorded information) and how are they analyzed for reliability, accuracy and completeness?</p>	地震については、報告書本文第8条に記載するとおり、2006年に改訂した耐震設計審査指針において、定められている。また、安全設計審査指針や耐震設計審査指針の信頼性、正確性及び完全性については日本における最高レベルの専門家による議論で現在得られる最高レベルのものとしている。
NS-R-3, 3. 51	<p>施設の安全を危険にさらす恐れのある物質を貯蔵、処理、輸送し、また、場合によっては処置を行う施設から、それらの物質が正常状態、あるいは事故状況下において放出された場合、その施設に対してその領域（サイト境界内の全施設を含む）（の適合性）は、どのように検討されるか。</p> <p>How is the region (including all facilities within the site boundary) investigated for installations in which materials are stored, processed, transported and otherwise dealt with that, if released under normal or accident conditions, could jeopardize the safety of the facility?</p>	近隣施設での、化学爆発などによる影響に関しては、設置許可の段階で評価し、安全を害さないことが確かめられる。
NS-R-3, 4. 15	<p>原子力施設の影響を確定し、また、それによって、将来における調査のベースライン設定を判断するための、試運転前におけるその領域周辺の放射能評価は、どのように行われるべきか。</p> <p>How has the ambient radioactivity in the region assessed before commissioning of the nuclear installation so as to be able to be determine the effects of the installation and hence provide a baseline in future investigations?</p>	わが国では、運転前に周辺放射能のデータを取得して運転に入ってからデータと比較することは行っていない。

第17条(ii)

NS-R-3, 2. 12 及び 2. 22	<p>緊急時対策が必要となるような影響も含め、各計画サイトの運転時及び事故時における地域住民に対する潜在的な放射線の影響の評価は、人口分布、食習慣、土地や水の使用、及び、その地域における他のあらゆる放射性物質の放</p>	報告書本文 17.2 及び 14.1 に記載されている通りである。
------------------------	--	-----------------------------------

	<p>出による放射線の影響をも含めた関連諸要因をも十分考慮しつつ、どのように行われるか。</p> <p>How is for each proposed site the potential radiological impacts in operational states and in accident conditions on people in the region, including impacts that could lead to emergency measures, evaluated with due consideration of the relevant factors, including population distribution, dietary habits, use of land and water, and the radiological impacts of any other releases of radioactive material in the region?</p>	
NS-R-3, 2. 26	<p>緊急時計画を策定する場合、地域住民の現在及び予測可能な将来の特性や分布を評価するための計画サイトや地域の調査は、どのように行われるか。</p> <p>放射能放出の潜在的帰結に影響を与えるかもしれない当該地域の現在と将来における個人及び住民全体の土地や水の使用については、どのように評価が行われるのか。</p> <p>In order to prepare for emergency planning, how is the proposed site and region studied to evaluate the present and foreseeable future characteristics and the distribution of the population of the region?</p> <p>How are the present and future uses of land and water in the region evaluated that may affect the potential consequences of radioactive releases for individuals and the population as a whole?</p>	報告書本文 17. 2 及び 14. 1 に記載されている通りである。
NS-R-3, 2. 27	<p>どのようにすれば：</p> <p>(a) 当該施設の運転において、経済的、また社会的要因に配慮しつつ、住民の放射線被ばくを合理的に可能な限り低く維持することが確保できるか。</p> <p>(b) 事故状態によって生ずる住民への放射線リスクを、受容可能な低さに確保できるか。</p> <p>How is it ensured that:</p> <p>(a) For operational states of the facility the radiological exposure of the population remains as low as reasonably achievable, economic and social factors being taken into account?</p> <p>(b) The radiological risk to the population associated with accident conditions is acceptably low?</p>	報告書本文 17. 2 及び 14. 1 に記載されている通りである。

第 17 条(iii)

NS-R-3, 5. 1 及び 2. 4	<p>原子力施設に関連する自然及び人為的な危険の特性、ならびに、人口学的、気象学的、及び水文学的諸条件は、その施設の全寿命期間を通じて、どのように、また、どの範囲まで観察され、またモニターされるか。</p> <p>How and to what extent are the characteristics of the natural and human induced hazards as well as the demographic, meteorological and hydrological conditions of relevance to the nuclear installation</p>	わが国では、自然及び人為的な危険、及び人口、気象、水理条件について建設時点での検討は行うが、プラントの寿命期間を通じてモニターし、その影響を評価することは行っていない。
----------------------	--	--

	observed and monitored throughout the lifetime of the nuclear installation?	
NS-R-2, 10.3	<p>現行の安全解析報告書がどの範囲まで妥当するかを判定する上で、サイトの特性とそれに対応する外部的事象は、定期安全審査においてどのように考慮されるか。</p> <p>How are site characteristics and corresponding external events taken into account in a Periodic Safety Review to determine to what extent the existing safety analysis report remains valid?</p>	現在の定期安全レビューにおいては、立地時の条件が問題ないかの再評価は行っていない。

第17条(iv)

NS-R-2, 5.12	<p>定められた緊急ゾーン内の全ての国は、緊急事態に対処して自国の体勢を確立するために必要となる情報が確実に供与されることを期するため、どのような措置を講じているか、または計画しているか。</p> <p>国境を越えた適切な協力を行なうために、どのような措置を講じているか（許認可手順や環境影響評価への参画）。</p> <p>What arrangements are in place or planned to ensure that all States within defined emergency zones are provided with appropriate information for developing their own preparedness to respond to an emergency?</p> <p>What arrangements are in place for appropriate transboundary co-ordination (participation in the licensing procedure and in environmental impact assessment)?</p>	報告書本文16.4に記載されているように、隣国に対する情報の交換についてはとりきめがおこなわれている。
NS-R-1, 4.11	<p>施設と活動の安全は、国際的な関心事である。安全性の多様な面に関連して、いくつかの国際条約が施行されている。</p> <p>当局は、適宜、規制機関の協力を受け、隣国や他の利害関係国、及び関連政府間機構と共に、安全義務を遂行し、また協力を推進するため、二国間または地域的に安全関連情報交換を行うため、どのような対策を確立しているか。</p> <p>The safety of facilities and activities is of international concern. Several international conventions relating to various aspects of safety are in force.</p> <p>What kind of arrangements have been established by your national authorities, with the assistance of the regulatory body, as appropriate, for the exchange of safety related information, bilaterally or regionally, with neighboring States and other interested States, and with relevant intergovernmental organizations, both to fulfill safety obligations and to promote co-operation.</p>	報告書本文緒言に記載のとおりである。

第18条：設計及び建設

第18条(i)

	IAEA 質問	回答
NS-R-1, 2.10	<p>原子力施設に係わる以下の事項に関し、深層防護の5つのレベルは、その設計と運転においてどう考慮がなされているか：</p> <p>(1) 正常運転からの逸脱を阻止し、また、システムの不具合を阻止するには。</p> <p>(2) 事故状態に発展するのを予防するため、正常運転状態からの逸脱を検出し、また阻止するには。</p> <p>(3) 設計基準事故がプラントの安全停止に達するように制御するには。</p> <p>(4) 設計基準が引き継がれており、また、放射能放出を可能な限り低く維持することが保証されているかもしれない場合、シビアアクシデントに対処するには。</p> <p>(5) 事故の状態から結果的に発生する恐れのある放射性物質の潜在的放出による放射線の影響を緩和するには。</p> <p>How are the five levels of the defense in depth have been taken into account in the design and operations of the nuclear installations of a plant to:</p> <p>(1) Prevent deviations from normal operation, and to prevent system failures?</p> <p>(2) Detect and intercept deviations from normal operational states in order to prevent occurrences from escalating to accident conditions?</p> <p>(3) Control design basis accidents to reach safe shut down of the plant?</p> <p>(4) Address severe accidents where design basis may be acceded and insure that radioactive releases are kept as low as practicable?</p> <p>(5) Mitigate the radiological consequences of potential releases of radioactive materials that may result from accident conditions?</p>	<p>5層の多重防護への対応については、レベル1から3は、報告書本文18.3、レベル4は報告書本文18.4、レベル5は報告書本文第16条に記載されている通りである。</p>
NS-R-1, 5.1 及び5.3	<p>計装・制御に関するソフトを含め、安全上重要な構築物、システム、及び機器は、それらの機能と安全上の重要性の基準に関しては、どのように検証され、また、分類されるか。</p> <p>それらの品質と信頼性が、夫々、この分類と見合うように設計、建設、維持されることを、どのようにして確保するか。</p> <p>より低いクラスに分類されたシステムのあらゆる不具合が、より高いクラスに分類されたシステムに広がらないことをどのようにして保証するか。</p> <p>How are structures, systems and components, including software for instrumentation and control, important to safety identified and classified on the basis of their function and significance to safety?</p> <p>How is it ensured they are designed, constructed and maintained so that their quality and reliability is commensurate with</p>	<p>報告書本文18.3に重要度分類指針の考え方が説明されている。「低位の機器の損傷に依って、高位の機器の機能に悪影響が及ばない」ことについては、重要度分類指針IV.4にその旨の記載がある。</p>

	<p>this classification?</p> <p>How is it ensured that any failure in a systems classified in a lower class will not propagate into a system classified in a higher class?</p>	
NS-R-1, 5.8 ~5.20	<p>その原子力施設の設計においては、どのような内部的及び外部的な事象、及び事象の組合せが考慮されているか。</p> <p>What internal and external events and combination of events are been considered in the design of the nuclear installations?</p>	<p>安全評価の対象として考慮する事象は報告書本文14.1(2)2に記載したとおりである。即ち、事象群の中から、機器や系統の故障や誤操作について分析し、事象の進展過程が類似しているもののうち最も厳しい結果をもたらす事象を選定する。これらの想定事象を、その発生の可能性及び発生した場合の影響の度合いに応じて、安全評価審査指針に示すように「運転時の異常な過渡変化」と「事故」に分類し、それぞれの分類に対し定められた判断基準に従って安全性が評価される。</p> <p>a. 「運転時の異常な過渡変化」とは、実用発電用原子炉の運転中において、原子力施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象であり、評価すべき事象として加圧水型軽水炉（PWR）14件と沸騰水型軽水炉（BWR）12件が選定されている。これらの事象に対して行われた安全解析では、安全評価審査指針に示す判断基準に基づいて炉心及び原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が確認され、その論理的帰着として、安全保護系、原子炉停止系等の安全上重要な機器等の安全設計の妥当性が確認される。</p> <p>b. 「事故」とは、「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は実用発電用原子炉からの放射性物質の放出を評価する観点から敢えて想定する事象であり、評価すべき事象としてPWR10件とBWR9件が選定されている。</p>
NS-R-1, 5.33 及び5.34	<p>その原子力施設の設計においては、どの程度まで、単一故障や共通原因故障の予防が図られているか。</p> <p>To what extent are single failures and common cause failures prevented in the designs of the nuclear installations?</p>	<p>単一故障及び共通要因故障に対する対応としては、安全設計審査指針の指針9信頼性に関する設計上の考慮において、重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、作動原理、果たすべき安全機能の性質などを考慮して、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であることが要求されている。</p>
NS-R-1, 5.31	<p>シビアアクシデントに対する脆弱性に関しては、どのような検討が行われたか、また、その検討の結果としてどのような対策が履行されたか。</p> <p>What severe accident vulnerability studies have been performed and what measures have been implemented as the result of the studies.</p>	<p>報告書本文18.6に記載されているとおり、AMが整備されている。</p>

第18条(ii)

NS-R-1, 3.6	<p>安全上重要な構築物、システム、及び機器が、以下の条件を可能な限り満たすことの保証をどうしているか：</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 最新の、または、現在適用可能で、かつ承認されている基準に従って設計されているか。 ● 既に、同等の事例で実証されている設計とするか。 ● 安全上必要とされるプラント信頼性の目標に適ったものが選択されるか。 <p>コードと基準が設計規則として使用されている場合、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ それらの適用性、妥当性、及び過不足度を、どのようにして検証し、また、評価する 	<p>報告書本文18.7に記載されているとおり、運転経験の反映、試験、解析により技術の信頼性を確保するための措置が執られている。</p>
-------------	--	--

	<p>か。</p> <ul style="list-style-type: none"> 最終的品質と必要とされる安全機能が確実に適合するようにするためには、それらを、必要に応じて、どのように補足し、また、変更するか。 <p>How is it ensured that, wherever possible, structures, systems and components important to safety:</p> <ul style="list-style-type: none"> Are designed according to the latest or currently applicable approved standards? Are of a design proven in previous equivalent applications? Are selected to be consistent with the plant reliability goals necessary for safety? <p>Where codes and standards are used as design rules, How are they</p> <ul style="list-style-type: none"> Identified and evaluated to determine their applicability, adequacy and sufficiency? Supplemented or modified as necessary to ensure that the final quality is commensurate with the necessary safety function? 	
NS-R-1, 3.7	<p>実証されていない設計や特性が導入される場合、または、確立された技術的プラクティスからの越脱がある場合、安全性はどのようにして適切であると実証されるか。</p> <p>その進展は、どのようなものか：</p> <ul style="list-style-type: none"> 実用する前に試験するか。 予測された挙動の達成を検証するため、使用中のモニタリングを行うか。 <p>Where an unproven design or feature is introduced or there is a departure from an established engineering practice, how is safety demonstrated to be adequate?</p> <p>How is the development:</p> <ul style="list-style-type: none"> Tested before being brought into service? Monitored in service, to verify that the expected behavior is achieved? 	報告書本文 18.7 で記載されているとおり。
NS-R-1, 3.9	<p>設計は、運転プラントで得られた関連のある運転経験や、調査プログラムの結果を、どのように反映させるのか。</p> <p>How does the design take account of relevant operational experience that has been gained in operating plants and the results of relevant research programs?</p>	報告書本文 18.7 で記載されているとおり。

第 18 条(iii)

NS-R-1, 4.8 及び 5.5、5.40	<p>どのようにして、設計が信頼性があり容易に管理できるものであるようにしているか。</p> <p>How is it ensured that the design allows for reliable, stable easily manageable?</p>	報告書本文第 18.7 節に記載のとおり。
NS-R-1, 3.3	<p>運転組織の要件が満たされること、また、人的能力と職員の限界が正当に考慮されることを保証するには、設計管理者はどのようにしているか。</p> <p>運転の安全とプラントの維持とを確保するた</p>	<p>事業者は、国の要求に基づき定める品質保証計画に従い、人的資源を含む原子力安全に必要な資源を明確にし確保する。また、原子力安全に影響のある業務に従事する者に対する力量管理も実施する。</p> <p>運転に必要な設計上のパラメータは、事業者の設計組織から運転組織に渡され、運転組織はその情報を保安</p>

	<p>め、また、その後必要とされるプラントの改修が可能となるようにするため、設計組織は、どのように適切な安全情報を提供するか。また、プラント管理や運転手順への導入を可能にするためには、設計組織は、推奨されるプラクティスをどのように提供するか（即ち、運転の制限と条件）。</p> <p>How does the design management ensure that the requirements of the operating organization are met and that due account is taken of the human capabilities and limitations of personnel?</p> <p>How does the design organization supply adequate safety design information to ensure safe operation and maintenance of the plant and to allow subsequent plant modifications to be made, and recommended practices for incorporation into the plant administrative and operational procedures (i.e. operational limits and conditions)?</p>	<p>規定の「運転上の制限」等に反映させる。プラントの改造に伴い運転上の制限が変更される場合も同じ扱いとなる。</p> <p>この保安規定は、規制当局の認可が必要である。</p>
NS-R-1, 5. 50	<p>人間の行動やヒューマン・マシン・インターフェイスを設計の早期段階において体系的に反映させることを確保するには、どのようにしているか。</p> <p>How is it ensured that human behavior and the human-machine interface systematically is taken into account early in the design process?</p>	<p>報告書本文第 12 条に記載されているとおり、中央制御室における設計において人的因子に関する配慮がなされ、運転管理面における人的因子、ヒューマンエラー防止に関する配慮がなされている。</p>
NS-R-1, 5. 51	<p>設計が、運転員に対し、判断と行動のための時間的余裕が持てるような包括的、ただし、管理の容易な情報提供を保証するには、どのようにしているか。</p> <p>How is it ensured the design provide operators with comprehensive but easy manageable information, compatible with the decision and action times?</p>	<p>安全設計審査指針の指針 4 1 に、原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータが監視できると共に急速な手動操作を必要とするときはこれが出来るように、中央制御室が設計されていることが要求されている。</p>
NS-R-1, 5. 56	<p>運転員が短時間で判断し運転操作を開始する少なくするためには、どうすればよいか。</p> <p>How is it ensured that the need for operators to intervene on a short-time scale is kept to a minimum?</p>	<p>我が国では安全評価審査指針本文解説Ⅱ安全設計評価、4. 解析に当たって考慮すべき事項について(3)で、安全機能を有する系統、機器は、一般に異常状態の発生直後は、運転員の操作を期待せずに必要な機能が発揮できるように設計されねばならないのが原則である、と記載されている。即ち、運転員の操作を期待する場合には、運転員が事態を的確に判断し、高い信頼性でその操作が行えるように、十分な時間的余裕と適切な情報が与えられねばならない。運転員が的確な判断が出来るような適切な情報が与えられてから、操作を開始するまでには、少なくとも 10 分間は時間的余裕を見込んだ評価を行う必要があるとしている。</p>

第19条： 運 転

第19条(i)

	IAEA 質問	回答
NS. R.2, 4.6 及びNS-R-1, 3.10	<p>運転機関は、試運転プログラムが適当な安全解析（第14条を参照）を反映し、かつ、設置されるプラントが次のこと、即ち：</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計意図を満足し、かつ ・ 運転の制限値及び条件に基づいて運転することができる、 <p>ということを実証するために必要な全ての試験を含んでいることを、どのようにして保証するか。</p> <p>解析されなかった条件にプラントを置くような試験は全く実施されないことを、どのようにして保証するか。</p> <p>プラントの安全とともに、その後の安全レビューにとって重要なシステム及び機器に関する‘基本’データの収集及び保持を、どのようにして確実なものとするか。</p> <p>How does the operating organization ensure that the commissioning program reflects the appropriate safety analysis (see Art 14) and includes all the tests necessary to demonstrate that the plant as installed:</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ Meets the design intent, and ・ Can be operated in accordance with the operational limits and conditions? <p>How is it ensured that no tests are performed which could put the plant into conditions that have not been analyzed?</p> <p>How is it ensured that ‘baseline’ data on systems and components, which are important for the safety of the plant and for subsequent safety reviews, are collected and retained?</p>	<p>わが国においては、コミッショニングテストは、使用前検査に相当する。この使用前検査では試験操作などの運転操作は事業者が行う。その試験要領書は、設置許可及び工事計画認可と項目及び内容において整合が取れたものであることが事前に確認される。したがって、これは設計の意図を満足したものである。また運転の制限値及び条件は保安規定に記載されるが、保安規定の規制機関による認可を得てからでないと燃料装荷は行えない。</p> <p>試運転データは、その後の安全レビューの基本データとするよう保管される。</p>
NS. R. 2, 4.11	<p>運転機関及び規制機関によって必要と思われた全ての試験が実施され、両機関にとって受入可能な結果が得られるまでは、原子炉の臨界及び最初の出力上昇が認められないことを、どのようにして確実なものとするか。</p> <p>How is it ensured that reactor criticality and initial power rising is not authorized until all tests deemed necessary by the operating organization and the regulatory body have been performed and results acceptable to both parties have been obtained?</p>	<p>使用前検査は、機器・系統単独の性能試験の段階と、燃料を装荷した出力試験の段階に区分され、前者が合格した後で後者の試験に進むことができるものであるため、臨界試験、出力試験はそれまでに必要とされる試験データがすべて得られた後でないと行えない。</p>

第19条(ii)

NS. R. 2, 5.1	<p>プラントが、最終設計時の仮定及び意図に基づいて運転されることを確実にするため、どのようにして運転制限値及び条件が開発されるか。</p> <p>これらは、運転職員が行う活動及び守るべき制限をどのように網羅しているか。</p>	<p>運転制限値及び条件は、保安規定に記載され、保安規定は規制機関の認可が必要である。その認可は保安規定の内容が、設置許可及び工事計画認可と項目と内容において整合が取れていることが必要であり、そのことが事前に確認されるため、プラントが、最終設計時の過程と意図に基づいて運転されるこ</p>
---------------	--	--

	<p>How are operational limits and conditions developed to ensure that the plant is operated in accordance with the final design assumptions and intent?</p> <p>How do they cover actions to be taken and limitations to be observed by the operating personnel?</p>	<p>とになる。</p>
NS. R. 2, 5. 2	<p>運転に直接責任を持つ職員は、運転制限値及び条件の意図と内容にどのように精通するか。</p> <p>How are operating personnel directly responsible for the conduct of operation made familiar with the intent and content of the operational limits and conditions?</p>	<p>運転制限値及び条件は保安規定に記載され、運転職員は運転訓練センターにおける教育訓練などを通じて保安規定に精通することになる。</p>
NS. R. 2, 5. 5	<p>運転組織は、運転制限値と条件を遵守するため、またその結果を評価しかつ保持するため、適切なサーベイランス・プログラムをどのように実行するか。</p> <p>How does the operating organization ensure that an appropriate surveillance program is implemented to ensure compliance with the operational limits and conditions, and that its results are evaluated and retained?</p>	<p>保安規定に、運転制限値と条件の遵守状況をサーベイする頻度と、逸脱している場合の復旧操作に対して与えられる時間を定めたサーベイランスプログラムが規定されており、運転組織は、このプログラムにしたがってサーベイすることになる。</p>

第 19 条(iii)

NS. R. 2, 5. 11	<p>運転手順は、運転機関及び規制機関の要件に従って、通常、異常、及び緊急条件に対してどのように開発され実行されるか。</p> <p>How are operating procedures developed and implemented for normal, abnormal and emergency conditions, in accordance with the policy of the operating organization and the requirements of the regulatory body?</p>	<p>報告書本文 1 2. 2 (2) 2) に記載されており、運転手順書は、通常運転、事故・故障時、緊急事態を対象として整備されている。</p>
NS-R-2, 5. 12	<p>通常運転、異常条件、設計基準事故及びシビアアクシデントのために、どのような種類の手順が用意されているかを説明せよ。</p> <p>Describe which kind of procedures are in place for normal operation, abnormal conditions, design basis accidents and severe accidents?</p>	<p>報告書本文 1 2. 2 (2) 2) に記載されており、シビアアクシデントの対応として、手順書、アクシデントマネジメントガイドラインが整備されている。</p>
NS-R-2, 5. 10	<p>運転指示書及び手順書の開発、詳細化、検証、受入、変更、及び取消しのための行政上の手続きを説明せよ。</p> <p>Describe the administrative procedure for the development, elaboration, validation, acceptance, modification and withdrawal of operating instructions and procedures.</p>	<p>運転手順書は事業者の責任で作成管理され、規制機関は、運転手順書の詳細内容に関しては介入しない。運転手順に関しては保安規定に記載されているレベルまでが規制機関の関与する範囲である。</p>
NS. R. 2, 5. 14	<p>運転員が、全ての運転状態に対するプラントのシステム及び機器の状況に精通し、把握していることを、どのようにして確保するか。</p> <p>How is it ensured that operating personnel are knowledgeable of, and have control over, the status of plant systems and equipment for all operational states?</p>	<p>運転員の教育訓練は、保安規定に記載されているように実行される。この教育訓練により、運転員はプラントのシステム機器に精通することになる。</p>

NS. R. 2, 5. 8	<p>異常事象の後直ちに、プラントが安全な運転状態に置かれ、適当な是正措置がとられるには、どのようにしているか。</p> <p>運転組織が、この事象のレビューと評価を行い、これを規制機関に通知することを、どのようにして確保するか。</p> <p>How is it ensured that after an abnormal event, the plant is brought into a safe operational state and the appropriate remedial actions taken immediately?</p> <p>How is it ensured the operating organization undertakes a review and evaluation of the case and notifies the regulatory body?</p>	報告書本文19. 4及び19. 6（事故の際対応及び事象の報告）について記載のとおりである。
----------------	--	--

第19条(v)

NS. R. 2, 2. 10	<p>請負業者によって行われる作業を含めて、安全性に影響を及ぼす全ての作業が、適切な資格を持つ熟練した人間によって実施されることをどのようにして保証するか。</p> <p>How is it ensured that all activities that may affect safety are performed by suitably qualified and experienced persons, including activities performed by contractors?</p>	事業者は、国の要求に基づき定める品質保証計画に従い、調達プロセスの中で供給者を評価し選定する。また、確実に要求事項を満たすために、検査等を実施する。
NS-R-2, 2. 4 (5). (6)	<p>情報、専門性、経験及び安全事項に対処する能力などの適切な伝達を確実なものにするため、設計、建設、製造、プラント運転、及び必要に応じてその他の組織（国内及び国際的）との間の連携を確立するために、許可取得者はどのような手段を講じるか。</p> <p>十分な資源、サービス及び施設がどのように準備されるか。</p> <p>What provisions did the license holder take to establish liaison with organizations for design, construction, manufacturing and plant operation and with other organizations (national and international) as necessary to ensure the proper transfer of information, expertise and experience and the ability to respond to safety issues?</p> <p>What adequate resources, services and facilities are provided?</p>	事業者は、国の要求に基づき定める品質保証計画に従い、内部コミュニケーションを確実に実行し、品質マネジメントシステムを有効性に関する情報交換を行う。また、調達に関わる要求事項を定め、調達プロセスにより、供給者に対する要求事項を確実なものとする。

第19条(vi)

NS-R-2, 2. 17	<p>確立された基準に従って、異常事象を規制機関に報告するために、どのような手順が整っているか。</p> <p>What procedures are in place for reporting abnormal events to the regulatory body in accordance with established criteria?</p>	報告書本文19. 6及び表19-2に記載しているとおり、事故・故障の報告は、法令で詳しく決められている。
---------------	--	--

第19条(vii)

NS. R. 2, 2. 21	<p>安全に関係する異常事象はどのように調査されるか。</p> <p>それらの調査の結果は、どのようにしてプラント管理及び是正措置に対する勧告に転換されるか。</p> <p>そのような評価や調査からの情報は、どのようにプラント職員にフィードバックされるか。</p>	報告書本文19. 7において、事故・故障の経験に基づき、再発防止、教訓の反映のプロセスなどについて記載されている通りである。
-----------------	--	--

	<p>How are abnormal events with safety implications investigated?</p> <p>How is the outcome of such investigations converted into recommendations to the plant management and corrective action?</p> <p>How is information from such evaluations and investigations fed back to the plant personnel?</p>	
NS. R. 2, 2. 22	<p>運転組織は、他のプラントの運転経験を、自身の運転のための教訓を引き出すためにどのように使用するか。</p> <p>How does the operating organization use operating experience at other plants to derive lessons for its own operations?</p>	報告書本文19. 7において、事故・故障の経験に基づき、再発防止、教訓の反映のプロセスなどについて記載されている通りである。
NS. R. 2, 2. 23	<p>何らかの安全に逆らう条件の前兆に対して、重大な条件が生じる前に何らかの必要な正措置がとれるように、運転経験がどのように検討されるか。</p> <p>How is operating experience examined for any precursors of conditions adverse to safety, so that any necessary corrective action can be taken before serious conditions arise?</p>	想定する主要な事故に対しては、その事故に至る事故シーケンスを分析し、PSAとしてその確率が計算されるが、大きな事故に至る前の小さな事象に発生段階では正措置が執られるようにすることが、考え方の前提である。実際に事象が生じた場合、事前に想定した事故シーケンスが正しかったか否かが検討され、必要な場合は、そのシーケンスが修正されることが考えられる。
NS. R. 2, 2. 25 及び 2. 4(5)	<p>重要な経験を、他の国内及び国際的組織と分かち合うために、どのような手段が用いられるか。</p> <p>What mechanisms are used to share important experience with other national and international organizations?</p>	報告書本文19. 7に記載したとおりである。
NS-R-2, 2. 26	<p>プラントの経年化管理、プラントの余寿命の評価、及び確率論的安全評価や定期安全レビューのための入力として収集し保持されている運転経験に関して、どのようなデータが使用されるか。</p> <p>How is data on operating experience collected and retained for use as input for the management of plant ageing, for the evaluation of residual plant life, and for probabilistic safety assessment and periodic safety review?</p>	事業者は、国の要求に基づき定める品質保証計画に従い、経年化管理及び定期安全レビューを実施する。

第19条(viii)

NS-R-2, 8. 8	<p>放射性廃棄物の発生は、運転プラクティスによってどのように最小に抑えられるか。</p> <p>How is the generation of radioactive waste kept to the minimum practicable by operating practices?</p>	廃棄物管理については廃棄物等安全条約の国別報告書に記載したとおりである。
NS-R-2, 8. 9	<p>放射性廃棄物をサイトで安全に管理するため、また、調整や最終処分も考慮に入れたどのようなプログラムが実施されているか。</p> <p>What programs are in place to manage radioactive waste at the site safely, also taking into consideration conditioning and final disposal?</p>	廃棄物管理については廃棄物等安全条約の国別報告書に記載したとおりである。
NS-R-2, 5. 21 ～ 5. 23	<p>原子力施設において、使用済燃料はどのように管理されているか。</p> <p>How is spent fuel managed at the nuclear installation?</p>	廃棄物管理については廃棄物等安全条約の国別報告書に記載したとおりである。