

平成20年度

原子力施設の国際安全基準に係る調査
に関する報告書

平成21年12月

独立行政法人 原子力安全基盤機構

本報告書は、独立行政法人 原子力安全基盤機構が実施した業務の
成果をとりまとめたものです。

本報告書の複製、転載、引用等には、当機構の承認が必要です。

原子力施設の国際安全基準に係る調査に関する報告書

要旨

国際原子力機関(IAEA)は、原子力施設及び活動の安全に関する共通の基盤を加盟国に提供することを目的として、国際的合意を得た調和のとれた安全基準を整備し、IAEA安全基準シリーズとして発行している。IAEA安全基準は、法的拘束力を有するものではないが、加盟各国の原子力安全規制の妥当性評価の一つの指標と見なされる一方、我が国においても国内安全規制の国際整合性の確保に関心が向けられている現状から、その動向を確実に把握するとともに、IAEA安全基準の整備活動に積極的に関与していくことが重要になっている。

原子力安全基盤機構(JNES)は、原子力安全・保安院によるIAEA安全基準対応活動を支援するため、IAEAにおける基準整備に関する全体的動向の調査を行うとともに、個々の安全基準の整備活動に積極的に貢献してきた。本報告書では、IAEAにおける全体的動向の調査結果をまとめるとともに、原子力施設関連の安全基準の整備過程で我が国の意見や経験を反映させるために、JNESが行った平成20年度の活動をまとめている。また、JNESは、国内原子力規制のIAEA安全基準との整合性の確認のための調査も行っており、その活動についてもまとめている。

これらの活動のうち、IAEA安全基準の全体的動向は、IAEAにおいて安全基準活動に係る上位委員会であるIAEA安全基準委員会の活動を中心に調査している。IAEAでは、現行の基準体系を、IAEA安全基準の最上位文書「基本安全原則」を頂点とした基準体系に整理すべくロードマップに基づく活動が始められており、その活動方針と活動状況をまとめている。

また、原子力施設関連の安全基準の整備活動に関しては、これを担当するIAEA原子力施設安全基準委員会に対する我が国の活動を中心としてまとめている。原子力発電所にかかる安全基準については、今年度は、基幹文書である原子力発電所の設計及び運転の2件の要件文書の改訂を始め多数の安全基準の整備が進められており、その整備状況をまとめている。また、燃料サイクル施設に関する安全基準についても整備状況をまとめている。

また、国内安全規制の国際整合性の確認のために行う、IAEA安全要件と国内規制との対比の現状をまとめるとともに、この活動の一環として行っている、IAEAとの協定に基づきJNESが行っているIAEA安全基準の日本語版の整備状況をまとめている。

目 次

1. 序論	1-1
1. 1 目的	1-1
1. 2 IAEA 安全基準の概要	1-1
1. 3 調査の内容及び方法	1-2
2. IAEA 安全基準の整備状況の調査	2-1
2. 1 概要	2-1
2. 2 整備状況全般	2-2
2.2.1 安全原則	2-3
2.2.2 テーマ別安全基準	2-3
2.2.3 施設及び活動別安全基準	2-5
2. 3 整備中の安全基準の進捗状況	2-7
2.3.1 一般安全に係る安全基準	2-7
2.3.2 原子力発電所に係る安全基準	2-14
2.3.3 燃料サイクル施設に係る安全基準	2-23
2.3.4 その他の安全基準	2-25
2. 4 新規発行の安全基準と安全基準作成計画	2-26
2.4.1 新規発行された安全基準	2-26
2.4.2 承認された基準作成計画	2-27
3. 安全基準体系の改定	3-1
3. 1 経緯	3-1
3. 2 ロードマップの承認	3-1
3. 3 安全要件の構成とその記載様式に関する検討	3-4
3. 4 安全指針リスト改定案の提示	3-6
4. 安全基準関連委員会への対応検討	4-1
4. 1 第 25 回 NUSCC 会合対処方針検討	4-1
4. 2 第 26 回 NUSCC 会合対処方針検討	4-3
4. 3 第 23 回 CSS 会合対処方針検討	4-5
4. 4 第 24 回 CSS 会合対処方針検討	4-7

5. IAEA 安全基準関連委員会の活動	5-1
5. 1 第 25 回 NUSCC 会合の概要	5-1
5. 2 第 26 回 NUSCC 会合の概要	5-5
5. 3 第 23 回 CSS 会合の概要	5-8
5. 4 第 24 回 CSS 会合の概要	5-12
6. 安全基準に係る専門家会合及び技術会合	6-1
6. 1 安全要件「原子力発電所の設計」技術会合	6-1
6. 2 安全指針「原子力発電所の定期安全レビュー」専門家会合	6-2
6. 3 安全要件「政府及び規制の枠組み」専門家会合	6-3
7. IAEA 安全基準の分析及び日本語版の作成	7-1
7. 1 IAEA 安全基準の分析	7-1
7. 2 IAEA 安全基準日本語版の作成	7-1
8. 結論	8-1

添付資料ー 1 2008 年度に加盟国へ意見照会のあった安全基準案に対する我が国のコメント(案)

図表一覧

図 2-1	IAEA 安全基準体系図	2-29
図 3-1	IAEA 安全基準体系・改定案	3-9
図 3-2	IAEA 安全基準体系図（マトリックス表示）	3-10
表 2-1	安全基準文書の整備状況	2-30
表 2-2	IAEA 安全基準一覧	2-31
表 3-1	長期体系における安全指針参照リスト	3-11
表 7-1	日本語訳版作成対象の IAEA 安全基準	7-6

略語集

ADsec	Advisory Committee on Nuclear Security	原子力セキュリティ諮問委員会
BSS	International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for Safety of Radiation Source	電離放射線に対する防護と放射線源の安全のための国際基本安全基準
COPUOS	Committee on the Peaceful Uses of Outer Space	宇宙空間平和利用委員会
CSS	Commission on Safety Standards	安全基準委員会
DPP	Document Preparation Profile	作業計画立案
DS	Draft Standard	安全基準草案
EC	European Commission	欧州委員会
EAF/FORATOM	European Atomic Forum / Forum Atomique Europeen	欧州原子力産業会議
ENISS	European Nuclear Installations Safety Standards	欧州原子力施設安全基準計画
GSR	General Safety Requirements	一般安全要件
IAEA	International Atomic Energy Agency	国際原子力機関
ICRP	International Commission on Radiological Protection	国際放射線防護委員会
INSAG	International Nuclear Safety (Advisory) Group	国際原子力安全諮問グループ
IRRS	Integrated Regulatory Review Service	統合的規制調査サービス
IRS	Incident Reporting System	事象報告システム
ISO	International Organization for Standardization	国際標準化機構
MDEP	Multinational Design Evaluation Programme	多国間設計評価プログラム
NISA	Nuclear and Industrial Safety Agency	原子力安全・保安院
NORM	Naturally Occurring Radioactive Material	天然発生放射性物質
NPP	Nuclear Power Plant	原子力発電所
NUSSC	Nuclear Safety Standards Committee	原子力安全基準委員会
OECD/NEA	Organization for Economic Co-operation and Development / Nuclear Energy Agency	経済協力開発機構／原子力機関
OSART	Operational Safety Review Team	運転管理評価チーム
PSA	Probabilistic Safety Assessment	確率論的安全評価
PSR	Periodic Safety Review	定期安全レビュー
RASSC	Radiation Safety Standards Committee	放射線安全基準委員会
RIDM	Risk informed Decision Making	リスク情報を活用した意志決定
SA	Severe Accident	シビアアクシデント
SCART	Safety Culture Assessment Review Team	安全文化評価サービス
TBT	Agreement on Technical Barriers to Trade	貿易の技術的障壁に関する協定
TRANSSC	Transport Safety Standards Committee	輸送安全基準委員会
TSO	Technical Support Organization	技術支援組織
WASSC	Waste Safety Standards Committee	廃棄物安全基準委員会
WNA	World Nuclear Association	世界原子力協会
WTO	World Trade Organization	世界貿易機関

1. 序論

1. 1 目的

国際原子力機関（IAEA ; International Atomic Energy Agency）が策定する原子力安全に関する安全基準について、その全般的な策定動向を確認するとともに、原子力施設に係る安全基準について我が国の知見と情報を提供することにより、より高い品質の国際的安全基準の実現に貢献する一方、策定された安全基準（要件文書）について我が国の法令等との対比により相違点を摘出することにより我が国の規制基準の整備に資する。

1. 2 IAEA 安全基準の概要

IAEA は、IAEA 憲章によって原子力の安全に係る基準を作成することが認められている。IAEA によって作成された安全基準は加盟各国を法的に拘束力するものではなく、加盟各国はその裁量で活用できるようになっている。しかし、IAEA の策定する安全基準は、a)世界貿易機関／貿易の技術的障壁に関する協定（WTO／TBT）において参照すべき国際基準とみなされていること、b)「原子力の安全に関する条約」による条約締約国の安全確保の状況に対する判断基準として準用される方向にあること、c)我が国の規制局から原子力の安全確保に係る国際的に合意された基準作成への積極的参画が求められていることなどから、IAEA における安全基準の策定状況を的確に把握するとともに、これを我が国の原子力安全規制の国際化のために活用する一方で、我が国の知見を IAEA に提供することが重要となっている。

また、IAEA の安全基準は技術的ニーズあるいは加盟国の要請によって新規に提案・作成される一方、発行された安全基準は定期的に見直すことになっているため、IAEA における安全基準の整備状況は継続的に確認を続けていかなければならない状況にある。

IAEA の策定する安全基準は、大別すると「一般安全」、「原子力施設安全」、「放射線安全」、「放射性廃棄物安全」及び「輸送安全」の5つに分類される。このうち「一般安全」を除く4つの分類に対して、それぞれ、原子力安全基準委員会（NUSSC ; Nuclear Safety Standards Committee）、放射線安全基準委員会（RASSC ; Radiation Safety Standards Committee）、廃棄物安全基準委員会（WASSC ; Waste Safety Standards Committee）、輸送安全基準委員会（TRANSSC ; Transport Safety Standards Committee）が設置されており、それぞれ技術分野に係る安全基準の草案を審議している。また、「一般安全」に分類される基準案は、すべての委員会がそれぞれの技術上の観点から審議することになっている。安全基準案は、これらの4つの委員会で審議された後、安全基準委員会（CSS ; Commission on Safety Standards）にて最終審議され、所定の手続きを経て発行される。

1. 3 調査の内容及び方法

本報告は、原子力安全基盤機構（JNES）の以下の活動をまとめたものである。

- ・ IAEA 全体の基準整備活動の状況の調査
- ・ 安全基準整備に対する我が国の知見等の提供（原子力施設関連の安全基準を中心）
- ・ IAEA 国際安全基準と我が国の基準との対比

(1) IAEA 全体の安全基準の整備の状況の調査

IAEA における安全基準の全般的な基準整備戦略については、CSS における審議の状況を中心に調査し、適宜、IAEA から定期的に提示される安全基準整備状況リストによって補完する。また、前述の 5 つの分野の安全基準のうち、「一般安全」と「原子力施設安全」に分類される安全基準の整備状況については、主として NUSC における審議を基に調査する。この 2 つの分野以外の分類に属する基準の整備活動についての調査は本調査の範囲外としているが、全体の動向の中で必要な関連情報は調査対象に含めている。

IAEA における安全基準の策定活動は、安全基準シリーズの完成に向けて IAEA が設定した「行動計画」に基づき推進管理されてきたが、2006 年 6 月の第 19 回 CSS 会合において、次段階の活動を定めた文書「安全基準の開発と適用に関する行動計画を超えて」によって基準体系の見直しを含めた将来活動構想が提示された。この構想は、2006 年に最上位文書の基本安全原則が発行されたことによって、安全基準文書体系をトップダウン的に再整理しようとするもので、これを実現するためのロードマップが提案され、第 23 回 CSS 会合（2008 年 5 月）にて了承され、今後、ここで示される方針に従って既存の安全基準は再編されることになった。これについて現状と今後の計画を調査する。

(2) 安全基準の整備に対する我が国の知見等の提供

IAEA では新規の安全基準の作成あるいは既存の安全基準の改定が承認されると、専門家会合による基準案作成、それに対する前記各委員会における審議及び加盟国の意見照会を通して内容の精査が行われ、所定の承認手続きを経て発行に至る。我が国はこの各段階で運転経験及び研究成果に係る知見を提供することにより安全基準の作成に協力している。この協力活動の中において、JNES は、専門家会合に専門家を派遣するとともに、JNES 内部及び国内原子力関連組織の技術的経験及び知見を基に基準案に対する意見集約等を行い、IAEA 安全基準の整備に向けた我が国の国際的な協力に貢献している。ここでは、「一般安全」及び「原子力施設安全」に関連する安全基準の整備に焦点を当てて、JNES が行った活動をまとめる。

① 専門家会合等への参加

IAEA では、安全基準を作成するに当たって各国の専門家を招集した専門家会合等を開催し、知見や経験の提供及びそれらに基づく基準案の執筆等を要請している。今年度は、3 件の一般安全又は原子力施設に関する基準に関連した会合に JNES から専門家が参加し、我が国の経験や知見の提供を行い、IAEA における基準案作成に協力した。

②安全基準案に対する検討

専門家会合等で作成された基準案は、それぞれが対象とする技術分野に応じて該当する委員会での審議及び全加盟国に対する意見照会等を経て内容が精査されており、本年度も多くの基準が審議及び意見照会の対象となった。

委員会段階での審議は、事前に基準案が IAEA 安全基準ウェブサイトを紹介して提示されるため、これに対して事前のコメント提出及び委員会会合における我が国の見解提示のため検討を加えることになる。2008 年度は、「一般安全」基準、「原子力施設安全」基準についてそれぞれ 13 件、25 件（いずれも延べ件数）の基準案に対する検討結果及び意見を提示した。また、加盟国への意見照会段階の基準案は、公式の外交経路を通して加盟各国に提示されるとともに、IAEA 安全基準ウェブサイトに掲示される。2008 年度は「一般安全」分野及び「原子力施設安全」分野では、要件文書 2 件を含め合計 9 件の基準案に対する検討結果及び意見を提示した。

これらの意見提示の機会において、JNES は、草案作成の段階で反映漏れになっている我が国の知見や経験を提示するため、あるいは他国のコメントにより改訂された基準案の内容の妥当性に関して、国内関係者（原子力安全・保安院、原子力安全委員会、文部科学省、研究機関、事業者、メーカー）の意見を含めて基準案に対するコメントをとりまとめている。

③IAEA の委員会活動への対応

IAEA が開催する安全基準整備のための委員会は各国委員の合議の場であり、我が国から出席する委員は、審議案件に対して国内意見を代表する立場となる。このため、我が国の委員は、それぞれの分野を所管する行政庁の上級職員が任命されている。JNES は、これらの会合に出席する日本の委員に対して、各会合において審議が予定される基準案に関する関連情報を提供するとともに、上記②による活動で個々の基準案に対する対処方針として国内関係者からの意見を集約している。このために、それぞれの委員会の会合における議案に対しての対処方針設定のための検討会を NISA 又は JNES に設置し、国内意見を集約することとしている。本報告書では CSS と NUSSC に焦点を当てその活動状況をまとめている。

(3) IAEA 国際安全基準と我が国の基準との対比

IAEA の発行した安全基準は前述のように我が国の原子力規制の国際整合性を確認する上で

重要な参照基準となる。このため、JNES は、特に安全基準の要件に対して我が国の規格基準との対比を通して相違点を摘出している。摘出した相違点は我が国の規格基準の改定に当たっての一つの検討情報となるものである。2008 年度は、我が国の基準との対比対象とすべき要件レベルの安全基準は 1 件発行されたが、年度後半の発行であったため、対比評価のための仮訳版を作成したにとどまった。

なお、この活動の一環として、JNES は IAEA 安全基準¹の日本語訳版を整備している。原子力関係者が IAEA 安全基準を正確に理解するとともに、IAEA 安全基準を広く国内各層で活用できることは国内における原子力の理解促進の一助になり得るとの観点から IAEA 基準の日本語版を発行することとし、IAEA と折衝の結果、同意を得ることができた。2007 年度から翻訳に関する活動準備を進め、本年度から日本語版の発行が始まり、「基本安全原則」を始め 9 件の日本語訳を作成し、JNES ウェブ²で公開した。

¹ IAEA 安全基準は英語版で作成され、成立後、主要なものは国連公用語であるアラビア語、スペイン語、フランス語、ロシア語、中国語による公式版が出版されることになっている。

² <http://www.jnes.go.jp/database/iaea/iaea-ss.html>

2. IAEA 安全基準の整備状況の調査

2. 1 概要

IAEAの策定する安全基準は、「安全原則」を頂点に「テーマ別分野」の安全基準と「施設及び活動別分野」の安全基準とに分けて体系化されている（図 2-1 参照）。これらの安全基準は、現在、整備途上にあり、これまでに整備を終え発行されているものは93件であり、改訂又は新規作成中の文書は44件である。各分野それぞれの安全基準の整備状況はIAEAから定期的に提示される安全基準整備状況リスト（IAEAウェブサイト²）に示されている。表 2-1 及び表 2-2 にそれぞれ分野ごとの基準の件数及び個々の基準の整備状況を示す（2009年 3月現在）。

IAEAにおける安全基準の作成は以下の手続きによって行われる。

- ① 基準作成計画（Document Preparation Profile；以下 DPP と略称する。）の提案
↓
- ② 個別分野担当の各委員会における DPP の承認
↓
- ③ CSS における DPP 承認
↓
- ④ 基準案（Draft Standard；以下DSと略称する。）の作成
↓
- ⑤ 各委員会におけるDSの第1次承認（加盟国への意見照会の承認）
↓
- ⑥ 加盟国の意見照会
↓
- ⑦ 各委員会における改訂DSの承認
↓
- ⑧ CSS における承認
↓
- ⑨ 理事会（又は事務局長）による承認

1 件の安全基準が立案から出版に至るまでには通常 2 ～ 3 年かかっている。

なお、2008年度には本報告の調査対象とする安全基準に関係する委員会は以下の日程で開催されている（開催日順）。

- ・ 第25回 NUSSC 会合（2008年 5月）
- ・ 第23回 CSS 会合（2008年 5月）
- ・ 第24回 CSS 会合（2008年 9月）
- ・ 第26回 NUSSC 会合（2008年10月）

² <http://www-ns.iaea.org/standards/>

以下、2. 2項では、上記の分野ごとの安全基準の整備状況について、NUSSC が関係している分野を中心に2008年度末現在の整備状況を概括する。また、2. 3項では、「一般安全」、「原子力発電所」及び「燃料サイクル施設」に関する安全基準のうち、2007年度中に委員会会合における審議の対象になった基準案あるいは加盟国の意見照会に提示された基準案についてその状況を個別に紹介する。

2. 2 整備状況全般

IAEA安全基準のうち安全要件と安全指針については以下の方式で文書番号を付けることによって、文書番号を見ればどの分野の基準かが分かるようになっている。

□ S - △ - N1. N2

ここで □ : G (一般安全)、N (原子力施設安全)、R (放射線安全)、
W (放射性廃棄物安全)、T (輸送安全)

△ : R (安全要件)、G (安全指針)

N1 : 分野番号

一般安全 : 1 (法令上及び行政上の基盤)
 2 (緊急時対策及び対応)
 3 (マネジメントシステム)
 4 (評価と検証)

原子力施設安全 : 1 (原子力発電所：設計)
 2 (原子力発電所：運転)
 3 (研究炉)
 4 (燃料サイクル施設)

放射性廃棄物安全 : 1 (放射性廃棄物の浅地中処分)
 2 (放射性廃棄物管理)
 3 (汚染区域の修復)
 4 (放射性廃棄物の地層処分)
 5 (廃止措置)

放射線安全及び輸送安全は「1」のみ。

N2 : 分野ごとの一連番号

2. 2. 1 安全原則

最上位図書である安全原則SF-1「基本安全原則」は2006年11月に出版されている。

2. 2. 2 テーマ別安全基準

(1) 法令上及び行政上の基盤

安全要件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上及び行政上の基盤」と安全指針5件が発行済みである（表2-2参照）。このうち、GS-R-1については、その改訂が第22回CSS会合（2007年11月）で承認され、DS415として改定案が作成されている。また、安全指針の整備の一環として、安全指針「原子炉等施設³の許認可プロセス」（DS416）の新規作成も同CSS会合で承認されている。これは、GS-G-1.2「規制機関による原子力施設の審査と評価」及びGS-G-1.4「原子力施設の規制で使用される図書」の一部分並びにGS-R-1付属資料から許認可のプロセスに関する部分を抽出して作成されるものである。今年度には、両文書とも草案が加盟国の意見照会に付された。また、近年増加している、原子力発電所を新たに導入する計画を有する国向けの安全指針として、「国内原子力施設安全基盤の確立」（DS424）を作成することが承認された。この他に、外部技術支援機関に関する安全指針の作成が検討されている。

(2) 緊急時対策及び対応

安全要件GS-R-2「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」及び安全指針1件が発行済みである（表2-2参照）。GS-R-2は2002年に発行され制定後5年以上経過しているが、昨年度、IAEA事務局の内部検討によって見直し改訂の必要はないとされた。また、昨年度第23回NUSSC会合（2007年4月）等で加盟国への意見照会に提示することが承認された安全指針「原子力及び放射線の緊急事態への対応立案で使用する判断基準」（DS44）は、本年11月に基準案が加盟国へ提示された。

(3) マネジメントシステム

安全要件GS-R-3「施設及び活動のためのマネジメントシステム」及び安全指針4件が発行済みである（表2-2参照）。本年度は、安全指針「原子炉等施設のマネジメントシステム」

³ IAEAが策定する安全基準では原子力関連の施設を総称した名称としてNuclear FacilityとNuclear Installationが使用されている。IAEA安全用語集では、前者をより広い概念としてとらえており、後者は前者のうちから鉱山や放射性廃棄物管理施設を除いた施設（主として燃料サイクルを構成する施設）を対象とするとしている。日本語への翻訳に当たっては、これらが単独で使用される場合は共に原子力施設と訳されることが多いが、本報告書では両者の差異を明示するため以下のように訳す。

Nuclear Facility：原子力施設

Nuclear Installation：原子炉等施設

(DS349) が発行準備中であり、この他に作成あるいは改訂中の基準はない。なお、「規制機関のマネジメントシステム」として整備が進められていた DS113 は、GS-G-1.1「規制機関の構成と職員」改訂時にこれに含まれることになり、独立の安全指針としての整備は中止となっている。

(4) 評価と検証

策定中の安全要件「施設と活動に対する安全評価」(DS348) は、本年度承認され、発行準備中である。この他に安全指針 1 件が発行済みである(表 2-2 参照)。また、安全指針「リスク情報を活用した意思決定」(DS365) の作成が進められている。

(5) 立地評価

安全要件 NS-R-3「原子炉等施設の立地評価」及び安全指針 6 件が発行されている(表 2-2 参照)。本年度は、安全指針 NS-G-3.4「原子力発電所の立地評価における気象学的事象」と NS-G-3.5「海岸立地及び河川立地の原子力発電所の洪水ハザード」を統合した、新たな安全指針「原子炉等施設の立地評価における水理学的及び気象学的ハザード」(DS417) の草案を作成中である。また、NS-G-3.3「原子力発電所の地震ハザード評価」について、適用範囲を燃料サイクル施設等まで広めて、DS422「原子炉等施設の立地評価における地震ハザード」として改訂することが承認された。また、DPP 未承認であるが、安全指針「原子炉等施設の立地評価における火山ハザード」(DS405) の検討が進められている。

(6) 放射線防護 (RASSC 主担当)

この分野の安全要件文書は、安全シリーズ SS115「放射線防護と放射線源の安全に対する国際基本安全基準(BSS)」であり、安全指針は 9 件出版されている(表 2-2 参照)。BSS については、国際放射線防護委員会(ICRP)による勧告の改訂(2007年勧告)を受けて、これを改訂し、放射線安全の要件文書として整備する作業が進められている(DS379)。本年度は、改訂草案 1.0 版が発行され、これを審議する秋の RASSC 会合に対しては約 800 件のコメントが提出された。本基準案は要件文書であるため NUSCC も関与している。また、安全指針 2 件が新規策定中である。

(7) 放射性廃棄物管理 (WASSC 主担当)

安全要件 WS-R-2「廃止措置を含む放射性廃棄物の処分前管理」の廃止措置に係る規定を除いた部分が「放射性廃棄物の処分前管理」(DS353) として承認され、発行準備中である。安全指針は 7 件発行されており(表 2-2 参照)、このうち、旧シリーズ文書「放射性廃棄物の分類」に替わる同名の基準案(DS390) が承認され、発行準備中である。また、新規作成

の安全指針「放射性廃棄物の処分前の施設と活動の安全評価」（DS284）には NUSSC も関わっている。

（8）廃止措置（WASSC 主担当）

安全要件WS-R-5「放射性物質を使用する施設の廃止措置」は2006年に発行されており、安全指針はこれまでに5件発行されている（表 2-2 参照）。安全指針のうち3件（WS-G-2.1「原子力発電所及び研究炉の廃止措置」（DS402）、WS-G-2.4「核燃料サイクル施設の廃止措置」（DS404）、WS-G-2.2「医療施設、産業施設及び研究施設の廃止措置」（DS403））の改訂に関する審議が行われた第22回 CSS 会合（2007年11月）において、委員から合冊要請があったが、個別文書のまま改訂することが承認され、本年度は草案整備中である。NUSSC は施設安全の観点からこの改訂作業に参加している。

（9）汚染区域の修復（WASSC 主担当）

安全要件WS-R-3「過去の活動後及び事故による汚染区域の修復」及び安全指針1件が発行されている（表 2-2 参照）。

（10）輸送安全（TRANSSC 主担当）

安全要件TS-R-1「放射性物質の安全輸送規則（2005年版）」及び安全指針4件が発行されている（表 2-2 参照）。TS-R-1については、本年度に2009年版への更新版（DS345）が承認され、発行準備中である。この他に安全指針2件が作成されており、このうち、安全指針「放射線物質の安全輸送に対する適合保証」（DS327）は本年度に草案が承認され、発行準備中である。

（11）その他

上記のいずれにも属さない安全基準として「臨界安全」（DS407）の整備が NUSSC 主管（他の委員会は協議）で進められている。この他に安全基準シリーズ外の安全枠組み文書として「宇宙空間における原子動力の安全」の整備が進められている。

2. 2. 3 施設及び活動別安全基準

（1）原子力発電所の設計

安全要件NS-R-1「原子力発電所の安全：設計」及び安全指針13件が発行済みであり、現在さらに4件の安全指針が作成中となっている（表 2-2 参照）。NS-R-1については第22回 CSS 会合（2007年11月）で見直し改訂のための DPP が承認され、草案作成中である（DS414）。作成中の安全指針のうち、安全指針「原子力発電所におけるレベル1PSAの開発と適用」

(DS394) 及び安全指針「原子力発電所に対する決定論的安全解析とその適用」(DS395) は、昨年度に加盟国の意見照会が終了し、本年度に加盟国の意見照会に提示された安全指針「原子力発電所におけるレベル2PSAの開発と適用」(DS393) と合わせて、第26回 NUSSC 会合で CSS 上程が承認された。また、安全指針「原子力発電所の構築物、系統及び機器の安全分類」(DS367) は、2009年3月20日を期限として加盟国の意見照会に提示された。

基本安全原則SF-1の原則8「事故の防止」及びSF-1統合作成時にこれに採用されなかった旧安全原則文書「原子力施設の安全」(SS-110) 記載の「原則」に関する新たな文書「事故の防止」の作成は行われないこととなった。

(2) 原子力発電所の運転

安全要件NS-R-2「原子力発電所の安全：運転」及び安全指針12件が発行済みであり、現在さらに5件の安全指針が作成中となっている(表2-2参照)。NS-R-2については第22回 CSS 会合(2007年11月)で見直し改訂のためのDPPが承認され(DS413)、第25回 NUSSC 会合では加盟国への意見照会が承認され、2008年10月14日を期限として加盟国に提示された。作成中の安全指針うち、新規作成の安全指針「既存の原子炉等施設の耐震評価」(DS383) 及び安全指針「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント」(DS385) は発行準備中であり、安全指針「水冷却型原子力発電所の化学プログラム」(DS388) は、2008年12月31日を期限として加盟国の意見照会に提示された。また、NS-G-2.10「原子力発電所の定期安全レビュー」は第23回 CSS 会合でDPP(DS426)が承認され、草案作成中である。

(3) 研究炉

安全要件NS-R-4「研究炉の安全」が2005年に発行されている。また、旧安全シリーズ文書を含め8件の安全指針が作成されており、旧安全シリーズ文書2件の更新及び2件の新規安全指針が策定中となっている(表2-2参照)。

作成中の安全指針「研究炉の経年変化管理」(DS412) は、当初IAEA事務局からは発電炉と研究炉の両者共通の指針作成が提案されたが、第17回 CSS 会合(2005年6月)でのDPP審査時に、研究炉の経年管理方法は発電炉とは違うとの意見が出て、第21回 NUSSC 会合(2006年3月)で分離作成が決められたものである。内容的には、TECDOC 792「研究炉の経年変化管理」をベースに発電炉用指針(NS-G-2.12)と同様の構成で計画されており、第26回 NUSSC 会合で了承され、2009年3月29日を期限として加盟国の意見照会に提示された。また、等級別扱いに関する安全指針として「安全要件の適用の等級化－研究炉への適用手引き」の作成が進められおり、第26回 NUSSC 会合において各委員は自国の該当事例があれば提示する

よう求められた。

(4) 燃料サイクル施設

安全要件「燃料サイクル施設の安全」は第21回 CSS 会合（2007年6月）で承認され、2009年1月にNS-R-5として発行された。また、これと同時並行的に整備が進められてきた3件の安全指針（「ウラン燃料製造施設」（DS317）、「MOX燃料製造施設」（DS318）、「転換及び濃縮施設」（DS344））については、第23回 CSS 会合で承認され、発行準備中である。また、DS371「使用済燃料の貯蔵」は、2008年8月15日を期限として加盟国の意見照会に提示された。このほかに、安全指針「再処理施設の安全」（DS360）及び「燃料サイクル施設用研究開発施設の安全」（DS381）は草案準備中である。

(5) 放射線関連施設（RASSC 主担当）

本分野の安全要件はテーマ別分野「放射線防護」の要件文書（BSS）を使用しており、これは前述のように整備中である。また、安全指針は1件発行されており、旧安全シリーズ文書の改訂を含めて7件が草案作成中となっている（表2-2参照）。このうち2件（「ボーリング検査における放射線安全」（DS419）及び「原子力計測器の放射線安全」（DS420））は今年度にDPPが承認されたものである。

(6) 廃棄物の処理及び処分施設（WASSC 主担当）

安全要件文書はWS-R-1「放射性廃棄物の浅地中処分」及びWS-R-4「放射性廃棄物の地層処分」の2件あるが、これを結合して安全要件「放射性廃棄物処分」（DS354）として整備中である。安全指針は旧シリーズ文書を含めて3件発行されており、また、1件が発行準備中になっている。旧安全シリーズ文書の改訂を含めて4件が草案作成中である（表2-2参照）。

2. 3 整備中の安全基準の進捗状況

2. 3. 1 一般安全に係る安全基準

IAEA安全基準体系の中で一般安全分野に分類される「法令上及び行政上の基盤」、「緊急時対策及び対応」、「マネジメントシステム」、「評価と検証」、「立地評価」に属する策定中基準の整備状況は以下の通りである。

(1) 安全要件「安全に対する政府及び規制の枠組み」（DS415）

テーマ別「法令上及び行政上の基盤」の要件文書であるGS-R-1は2000年に発行され、安全規制全般を統括する安全要件として総合的規制調査サービス（IRRS）等を使用されてきた。策定後7年経過し、この間にSF-1や他の安全要件が発行されたこと、IRRS等の各種IAEA活動

による反映事項が出てきたこと及び新たな環境（規制の独立性、利害関係者の関与、世界原子力安全体制（Global Nuclear Safety Regime）等）を踏まえて改訂することになった。改訂に当たっては、記載様式をSF-1と同様に、各要求事項は1つの shall 文とそれの付随条件文という形とすること、また、既に着手済みの BSS 改定との重複の回避にも配慮することとし、DPP は、第24回 NUSC 会合及び第22回 CSS 会合で承認された。

本指針の草案は、第25回 NUSC 会合で加盟国の意見照会に提示することについての審議が行われた。本基準は共通文書であるため、全委員会からコメントが提出された（合計 279 件）。IAEA担当者からはコメントの大多数は草案の品質改善に係るものであるとの報告があり、これらに対応すると共に、安全要件の新しい記載方式に則り、要件文（shall 文）を現行基準の 175 件から30件程度に絞り込んだとの報告があった。実質的な内容に関する主要なコメント（約20件）については1件ずつ検討が加えられ、その場で改訂文章が確認された。なお、我が国が指摘した規制の独立性に関する記述は我が国の指摘を踏まえた文章に改訂されており、特段の議論はなかった。審議の結果、コメント反映版を加盟国へ意見照会するため提示することが了承された。

加盟国には、2008年6月に同年10月31日を期限として意見照会のための基準案が提示された。JNESでは、本文書の重要性に鑑み仮訳版を作成し、内部で検討するとともに財団法人原子力安全研究協会を介して関連各界に検討を要請し、また、NISAの関連各課との意見調整をふまえて我が国のコメントとして集約することとした。草案内容の詳細検討の結果、12件のコメントにまとめられ、NISAから公式の外交経路を介してIAEA事務局に提出された（添付資料-1参照）。表記上の改善及び記述の明確化を除いた主要なものは以下のとおりである。

- ・ 規制機関の透明性及び情報開示に関する記述をより明示的にする。
- ・ 緊急事態発生時には、規制機関の事前承認を得ないで行わなければならない応急措置があることを明記する。

加盟国から提出されたコメントは、2008年12月に開催された専門家会合で分析、処理された。この会合には我が国からもNISA及びJNESから専門家が参加した。

（2）安全指針「原子炉等施設の許認可プロセス」（DS416）

新規作成として提案された本基準は、テーマ別分野「法令上及び行政上の基盤」の下で現行のGS-R-1付属書、GS-G-1.2、GS-G-1.4の中の許認可プロセスに関する部分を再編集し、安全基準の長期的体系において欠落している原子炉等施設の許認可プロセスに関する指針として作成しようとするものであり、①新規原子力発電所導入国、②原子力カルネッサンス国、③

規制改定を計画している国を対象とするものである。IAEA事務局作成によるDPPは、DS415-DPPとともに第24回 NUSSC 会合及び第22回 CSS 会合で承認された。DPP 議論の過程では、本基準作成が新体系の中では提案されていないこと等の問題が指摘されたが、本基準は、許認可の流れを対象としており技術側面を扱うものではないこと、また、原子力発電所と燃料サイクル施設に対する対応の差は等級別扱い⁴ を適用する等の方針説明があり、DPP は承認されている。

第25回 NUSSC25 会合では、IAEA担当者から、事前提示された草案に対し、我が国委員を含む15人の委員から提出された254件のコメントに対し、相応の対応をすると共に、DS415とのリンクの明確化、一部の許認可段階で扱うべき項目の一覧への要素の追加及び規制機関と事業者間の関係のより適切な考慮などを明示的に改訂反映するとの報告があった。また、3件のコメントについては席上での議論が要請され、それぞれ、①「許認可取得者の安全に対する責任は許認可が規制機関によって正式に解消されるまで継続すること」の削除提案の不採用、②立地評価における「規制機関は考古学的または歴史的記念物の有無も確認すべきである」との追記提案の不採用、③長期運転停止後の運転再開に関する記述の原文維持、を確認し、コメント反映版を加盟国へ意見照会するため提示することが了承された。

加盟国には、2008年8月に同年12月3日を期限として意見照会のための基準案が提示された。JNESでは、本文書の重要性に鑑み仮訳版を作成し、内部で検討するとともに財団法人原子力安全研究協会を介して関連各界に検討を要請し、また、NISAの関連各課との意見調整をふまえて我が国のコメントとして集約することとした。草案内容の詳細検討の結果、46件のコメントにまとめられ、NISAから公式の外交経路を介してIAEA事務局に提出された（添付資料-1参照）。表記上の改善及び記述の明確化を除いた主要なものは以下のとおりである。

- ・ 内容から見ると「licensing」を「authorization」とすべき。IAEA用語集では前者は後者に含まれるとしており、上位文書のDS415でも用語集の定義を引用している。
- ・ 用語「licensing condition」が使用されているが、IAEA用語集にある「Licensing basis」という用語に合わせるべき。
- ・ 「Safety case」は「licensing document」とすべき（先行DSでは書き換えている）。
- ・ 許可の定期的更新は一律に行うものではないので、「必要があれば」を挿入する。

⁴ 等級別扱い（graded approach）とは、以下を意味する用語である（IAEA安全用語集による）。

1 規制体系あるいは安全系のような管理又は制御するシステムに対し、適用される管理又は制御上の手段や条件の厳格さが、管理又は制御の喪失の起こり易さと起こりうる影響、及び管理又は制御の喪失に係るリスクのレベルと、実行可能な範囲で釣り合っていること。
2 行為又は線源の特性及び被ばくの大きさや起こり易さに見合った安全要件を適用すること。

- ・ 「defence in depth」について、施設によっては複数の防止・緩和機能を持つ必要がないものもある。

(3) 安全指針「国内原子力安全基盤の確立」(DS424)

本基準は、原子力発電計画を新たに始めようとする国が国内の原子力安全基盤を確立するための手引きとして、これらの国が原子力導入の初期段階からIAEA安全基準及び世界原子力安全体制における要素を取り入れるようにするためのロードマップを提示するものである。本指針はGS-R-1の下部指針であり、策定中のINSAG-22「国の原子力プログラムのための原子力安全基盤」と整合をとり、構成は、国の安全政策と戦略、制度的要素及び組織と技術的要素の3つの局面に対応している。本基準作成のためのDPPは、2008年1月の専門家会合（我が国を含む先進国の上級規制者が参加：平成19年度報告参照）で発案され、第25回NUSSC会合及び第23回CSS会合に提示された。

第25回NUSSC会合では、IAEA担当者から、本指針の必要性及び作成スケジュール（加盟国の要望が高いことから2009年6月の発行を目標）の説明があったが、多くのNUSSC委員からは、本指針に安全にかかる技術的事項が含まれていないことから安全指針として馴染まないため、TECDOCとすべきとの指摘があった。しかし、議長判断で取合えず草案作成を見ることとし、CSS上程に反対はしないこととなった。第23回CSS会合では特段の反対意見はなく、DPPは了承された。IAEA責任者からは「IAEAが発展途上国に対して原子力への新たな参入障壁を設けているように思われぬような基準を策定することは難しい問題である」とのコメントが提示された。我が国は、基準作成に賛成しつつ、安全原則を守ることが大前提であるが、発展途上国の経済的基盤や人材基盤等の実情を配慮する必要があることを指摘した。

(4) 安全指針「規制機関に対する技術的、科学的支援」(検討状況の報告)

2007年4月に開催された「原子力安全の強化における技術的科学的支援組織が直面する国際会合」において、技術支援組織(TSO)に関してIAEAによる主体的取り組み、課題の明確化、指針の策定が決議され、IAEA事務局において、各国のTSOの協力を得て、これに対応すべく基準作成について検討が進められており、第23回CSS会合及び第26回NUSSC会合にて状況報告が行われると共に、基準作成に関する予備的検討が行われた。

第23回CSS会合では、IAEA事務局による背景及び構想の説明があった後で議論に入った。NUSSC議長からは「TSOは規制機関の能力問題であり、既存の指針GS-G-1.1「原子力施設に対する規制機関の構成と職員」の拡張で対応すべきとの指摘があり、CSS委員からもそれに賛同する意見が提示された。また、他の委員からは、TSOの中には、規制機関への支援と同

時に運転組織への支援を行っている場合もあり、注意を要するとの指摘があった。IAEA事務局責任者からは「TSOの役割は2つあり、一つは技術的能力の低下防止であり、2番目は新規導入国対応がある。特に後者に関しては、新規導入国で十分な規制機関を設立することが難しいところもあり、IAEA基準の適用に関する技術的サービスも視野に入れるべき。」との指摘があり、CSSとしては、2つの方法（個別の基準を作成する方法、既存基準の拡張方法）のいずれがよいかを各委員会で検討するよう要請することとなった。

これを受けて、第26回 NUSCC 会合で行われた議論では、TSOの性格及び構成に関する議論が続き、単独文書か併合文書かの議論はほとんどなかった。IAEA担当部長から、先進国と新規導入国では事情が異なっており、後者は原子炉導入に当たって国外を含めてTSOが必要となり、独立の文書であることが重要との指摘があった。最終的には、議長から、新規導入国が規制機関以外の支援組織を必要とする観点から提案書を見直すよう発言があり、IAEA事務局にて対応することとなった。

(5) 安全指針「原子力及び放射線の緊急事態への対応立案で使用する判断基準」(DS44)

本基準は、テーマ別分野「緊急時の対策と対応」の安全指針であり、要件文書GS-R-2に対して技術面を補完する指針として、体制的な面を補完する安全指針GS-G-2.1と合わせて緊急時への対応に関する基準セットを構成するものである。本基準の内容は、TECDOC-1432「緊急時対応の判断基準に対する枠組みの開発：中間報告」をベースとして近年の経験の反映を図り最新化したものである。

本基準作成に係るDPPは2000年6月に承認されていたが、草案作成が遅れ、第23回 NUSCC 会合(2007年4月)等で加盟国へ意見照会を承認するに至った。しかし、その後も改訂草案が提示されることなく、2008年11月に至って、2009年3月20日を期限として意見照会のための基準案が提示された。JNESでは、内部で検討するとともに財団法人原子力安全研究協会を介して関連各界に検討を要請し、また、NISAの関連各課との意見調整をふまえて我が国のコメントとして集約することとした。本件は放射線防護の要素が強いため、放射線安全の観点からの検討も加え48件のコメントにまとめられ、NISAから公式の外交経路を介してIAEA事務局に提出された(添付資料-1参照)。ほとんどのコメントは、2007年勧告を始めとするICRP刊行物及び改訂中のBSSとの整合性の確保を取ることである。

(6) 安全指針「原子炉等施設のマネジメントシステム」(DS349)

本基準は、安全指針GS-G-3.1「施設及び活動に対するマネジメントシステムの適用」を補完して個々の施設に特有なマネジメントへの配慮を記載するものであり、旧安全基準シリー

ズ文書「原子力発電所等施設の安全に対する品質保証」（50-SG-Q；1996年）のうち、Q8「研究開発における品質保証」、Q9「立地選定時の品質保証」、Q10「設計時の品質保証」、Q11「建設時の品質保証」、Q12「試運転時の品質保証」、Q13「運転時の品質保証」及びQ14「廃止措置における品質保証」に関する記載を、新しいマネジメント要件文書GS-R-3にあわせて改訂するものである。

本指針は、昨年度までに加盟国への意見照会が終わっており、第25回 NUSCC 会合及び第24回 CSS 会合に最終承認を求めて提示された。

第25回 NUSCC 会合では、IAEA担当者から、加盟国からのコメントは草案の品質向上に係わるもののみで内容の改訂に係わるようなものはなく、これらの反映改訂草案は既に RASSC と WASSC の承認を得たとの説明があった。また、加盟国コメントを反映した改訂草案に対する NUSCC 委員からのコメントは8件あり、これに対して、セキュリティとの関連の明示、等級別扱いの実施方法例の紹介及び SCART 手引きの参照を改善した最終草案を各委員が NUSCC ウェブで確認できるようにすることを条件に CSS 上程が承認された。

第24回 CSS 会合では、上記による改訂草案に対する CSS 委員からの新たなコメントはなかったとの説明があり、席上でマネジメントシステムに関する安全指針は不要であるとの意見があったものの、議論にはならず原案通り承認された。2008年度末の時点で発行手続き中である。

(7) 安全要件「施設と活動に対する安全評価」（DS348）

本文書はテーマ別分野「評価と検証」の要件となるものであり、深層防護、決定論的評価と確率論的評価の双方の実施及び施設と活動に対する等級別扱いの適用に関する、施設と活動の安全評価において満たされるべき要件を規定することを目的とするものである。また、本文書で規定する要件の展開は、個々の施設・活動ごとの詳細指針で対応されるため、用語の整合性の確保に留意するとともに、個々の施設・活動に対する要件の相違の特定を指向している。

第25回 NUSCC 会合における審議用に提示された加盟国コメント反映版（草案9版）には我が国のコメントは適切に反映されていることを確認した。会合席上では、IAEA担当者から、草案9版が他の委員会で承認されていること、また、カナダ、米国、日本の NUSCC 委員からのコメントがあったが技術的に重要なものは無かったことの報告があった。席上、文中にある「安全評価プロセスに公衆を巻き込む」との表記について議論があり、我が国、ロシア、リトアニア、及びECがこの表現に反対し、検討の結果、議長判断によって同項の問題部分を

適切な表現で書き直すことを条件に CSS への上程は承認された。

第24回 CSS 会合では、IAEA担当者からこれまでの経緯の報告のあと、事前提出された CSS 委員コメントへの対応及び新様式の採用について説明があった。新様式の採用については、CSS 議長から、新様式を採用したことによる改定箇所は 4 つの委員会議長が確認しており、問題はない旨の報告があった。一方、前者については、わが国は、第25回 NUSSC 会合で承認された加盟国コメント反映版から CSS 承認申請版への変更箇所が多数あったため、その理由の提示を要請したところ、会合前に IAEA 担当者から回答があり、変更箇所の理由を確認できたため席上の確認は求めなかった。しかし、このような変更箇所の変更理由は草案全体を確認する上で重要な情報であるので事前に提示されるべきである旨指摘した。また、他国委員から、要件 No. 1 が「等級別扱い (graded approach)」というのは不自然である旨のコメントが提示されたが、IAEA 担当者及び議長から、SF-1 における安全評価の説明 (3.15 項) で「全ての施設と活動に対して等級別扱いの安全評価をしなければならない。」とあり、また、WASSC の要請もあったことから、原文のままとするとの回答があり、了承された。ICRP 委員からは、放射線リスクの評価において線量制限値だけでなく線量拘束値に対する評価の追記要請があり受け入れられた。その他のコメントについては、提出した委員からの確認要請はなく、IAEA 担当者による説明通りの改定を加えることを条件に本基準案は承認された。

本基準は、2008 年度末の時点で発行手続き中である。

(8) 安全指針「リスク情報を活用した意思決定 (RIDM)」 (DS365)

本基準は、「安全評価」分野の指針文書として、リスク情報を活用した意志決定に関するものである。原子炉の設計及び運転において決定論と確率論の両者からの知見を使用することについては国際的な合意となっており、両者を組み合わせて利用することが広まっている現状に則したものである。本基準では、レベル1PSA、レベル2PSA 文書と同様にモデル化の詳細方法は扱わず、技術的に中立性を保つものとして作成することとしている。

第25回 NUSSC 会合では、IAEA 担当者から、フランス 104 件を始め、カナダ、日本、スペインからの総計 143 件のコメントのうち検討が必要なものは 18 件であり、主要なコメントである不確かさに係わるものは改訂草案に反映済みであるとの報告があった。しかし、これに対して NUSSC 委員からは多くの意見、批判が出て長時間の議論となり、その結果、事例収集を行い、席上の意見も考慮して草案を再検討することとし、加盟国への意見照会は見送られた。席上提示された主要なコメントは以下のとおりである。

- ・ 本指針の目的が不明確。また、対象を全ての原子力施設とすべきである。

- ・ 表題は「意思決定」であるが、どのように意思決定をするかが欠落している。
- ・ PSAに係わる技術的内容が細かすぎるとともに、指針としては未成熟な技術面も含まれている。技術的な詳細さは不要であり、確立された理論のみを記載すべき。
- ・ 「リスク」は「PSA」と同義ではなく、「PSA」は「リスク」を意味しない。本文書では両者を混同している。
- ・ OECD/NEAが作成した同様な文書を参考にすべきである。
- ・ 本草案は説明文や事例が多く、推奨事項が無いのでTECDOCとしてはどうか。少なくとも草案中にある事例はTECDOCとすべきである。

なお、会合では各委員に対して自国の活用事例を報告することが求められたが、我が国は、規制活動において活用された事例がないことから報告を行っていない。

第26回 NUSSC 会合では、IAEA担当者から、前回会合以降の状況報告として、活用事例に関するTECDOCを作成していること、各国の事例については英国とハンガリーから報告があったこと、また、2009年1月に本件に関する技術会合を予定していることの報告があった。

2. 3. 2 原子力発電所等に係る安全基準

(1) 安全要件「原子力発電所の運転」(NS-R-2改訂)(DS413)

要件文書NS-R-2は2000年に発行され、OSART サービスの基準文書として、また、加盟各国における規制基準のベースとして使用されているものであり、今回の改訂は、これらの適用経験の反映、記載内容の修正や改善が主目的である。特に、長期運転、高経年化対応、定期安全レビュー(PSR)、水管理、確率論的安全解析、リスク情報を活用した意思決定等の課題が新たに出てきており、対処の必要があるとされている。

DPP は第23回 NUSSC 会合等(2007年4月)及び第22回 CSS 会合(2007年11月)で承認され、専門家会合などを通して草案作成が行われてきた。

第25回 NUSSC 会合で本指針草案の加盟国への意見照会について審議が行われた。審議においては、草案に含まれていた規制機関の役割や機能に関する記述及び廃止措置に関する記述のうち、他の文書と重複する部分はこの文書から外されることになり、これを条件に加盟国に提示されることになった。

各加盟国へは、2008年6月に2008年10月14日を意見提出期限として草案が提示された。JNESでは、内部で検討するとともに財団法人原子力安全研究協会を介して関連各界に検討を要請し、また、NISAの関連各課との意見調整をふまえて我が国のコメントとして集約するこ

ととした。検討の結果、提出したコメントのうち主要なものは以下のとおりである。

- ・ マネジメントシステム要件文書GS-R-3との整合性の確保（DS413にはGS-R-3を超える要求事項が提示されている）
- ・ 緊急時計画における原子力事故と非原子力事故の同時発生に関する記述の適正化
- ・ 個々の事業者が国際機関と緊急時計画における関係を確立することを求めるのは過大な要求である。なお、国際機関との関係構築は国の役割である。
- ・ 廃止措置計画の見直しの時期は「定期的」ではなく、「規制要件の変更あるいは発電所の状態の変更」に応じて実施するべきである。

これらのコメントはNISAから公式の外交経路を介してIAEA事務局に提出された。

(2) 安全要件「原子力発電所の設計」（NS-R-1改訂）（DS414）

要件文書NS-R-1は2000年に制定されており、それ以降、IAEAサービスの基幹図書として使用されてきている。現行の基準に技術的な問題があるわけではないが、本基準の使用経験、SF-1を始めとする他の安全要件との整合性確保と重複回避を含めて、規制の安定性を踏まえつつ改訂することになったものである。内容的には新型炉にはそれに必要な新たな要件を、既設炉には改良方策に関する要件を入れている。また、改訂に当たっては、SS110「原子力施設の安全原則」を始めとする3件の個別分野の安全原則をSF-1として統合する際に含まれなかったSS110の原則も考慮することとしている。

DPPは第24回NUSSC会合（2007年10月）及び第22回CSS会合（2007年11月）で承認され、今年度は、それに基づく草案作成が行われている。

(3) 安全指針「原子力発電所の構築物、系統及び機器の安全クラス分類」（DS367）

本指針は、設計要件NS-R-1における「安全上の重要度分類」に対応して、構築物、系統及び機器の安全上のクラス分類を規定するものであり、既設炉だけでなく新型炉も対象にして技術的中立方針に従いすべての型式に共通する基準を指向している。旧体系下のクラス分類に関する文書（安全シリーズ、No. 50-SG-D1）は、NS-R-1との整合性の観点で撤回されており、現時点で安全分類に関する文書がないため早急に整備が求められているものである。

DPPは、第19回CSS会合（2006年6月）で承認され、それ以降数度の専門家会合を重ねて草案が作成されてきている（我が国の専門家は、原子力安全委員会の重要度分類指針との関係上、同委員会事務局から出ている）。

第26回NUSSC会合で本指針草案の加盟国への意見照会について審議が行われた。IAEA担当者から、事前提示の草案に対して提出された10カ国86件の委員コメントのうち、採用しなか

ったものについて理由の説明があり、それを中心に討議が行われた。委員の多くから、今回の安全クラス分類の考え方は複雑なため利用にあたっての手引きが必要であり、TECDOC等で事例をまとめるべきとの指摘がなされた。最終的には、加盟国に意見照会のため提示することは承認されたが、同時に、IAEA事務局には事例集をまとめることが要請された（可能であれば加盟国への意見照会に合わせて提示）。

各加盟国へは、2008年11月に2009年4月1日を意見提出期限として草案が提示された。JNESでは、内部で検討するとともに財団法人原子力安全研究協会を介して関連各界に検討を要請し、また、NISAの関連各課との意見調整をふまえて我が国のコメントとして集約することとした。検討の結果、提出したコメントのうち主要なものは以下のとおりである。

- ・ レベル1の安全機能として異常事象発生防止のための設計上の配慮を付け加えるべき。
- ・ 使用済燃料貯蔵設備関連の安全上の分類の充実
- ・ 安全機能グループと安全重要度の論理的な関連の強化
- ・ NS-R-1で規定されている重要度分類で考慮する因子との整合性の確保
- ・ シビアアクシデント対応のクラス4とクラス1～3の対比の明確化

なお、第26回 NUSCC 会合で基準案とともに提示されることになっていた事例集が提示されなかったため、後日、事例作成におけるこの基準案の適用経験の反映を図るべきとのコメントも含まれた。これらのコメントはNISAから公式の外交経路を介してIAEA事務局に提出された。

(4) 安全指針「原子力発電所の経年変化管理」（DS382）

本指針は、原子力発電所の安全上重要な構築物、系統及び機器の経年変化管理に関する手引きを提供するもので、事業者には、既存の発電所に対しては施設の改善、新規の原子炉においては効果的な経年変化管理計画を実施することの支援、規制機関には原子炉の経年変化が効果的に管理されていることを検証する際の支援となるものである。

本指針の草案は4回の専門家会合と1回の技術会合を経て作成されたものであり、第23回 NUSCC 会合（2007年4月）において、機器の旧式化、陳腐化を範囲に含めた草案について加盟国の意見を聞くことになり、2007年度中に加盟国への意見照会が行われた。

加盟国からのコメントを反映した草案は、第25回 NUSCC 会合に提示され、IAEA担当者から、加盟国からのコメント（67件）を受けて新たに第6章「長期運転のための経年変化管理の審査」を加えたこと並びにこれを加えた草案に対してカナダ、米国及び日本の NUSCC委員から提出された合計15件のコメントに対する事務局見解の説明があった。このうち我が国のコメ

ントは、経年変化管理のPDCAサイクルに関して草案のそれとは別の視点に基づく提案を含むものであるが、考え方自体の理解はあったものの、基準案全体がIAEA提示のPDCAサイクルに基づくものであることから採用されるに至らず、事務局提案の草案どおり CSS への上程が承認された。これを受けて、第24回 CSS 会合に最終草案が提示され、IAEA担当者から、経年変化管理に関するIAEA文書の体系、基準策定の経緯及び CSS 委員からのコメントへの対処について説明があり、これに対する特段の意見はなく草案は承認された。

なお、基準は、2009年3月に NS-G-2.12 として発行された。

(5) 安全指針「既存の原子炉等施設の耐震安全評価」 (DS383)

本指針は、古い耐震設計基準による原子力発電所や耐震要求が厳しくなった原子力発電所等の地震評価に関する手引きを与えるもので、特に設計条件を上回る地震に遭遇した柏崎刈羽原子力発電所 (K.K 発電所) (2007年7月) の経験による教訓が含まれている。また、原子力発電所以外の施設に対する推奨事項も考慮されている。

指針案は、第24回 NUSSC 会合 (2007年10月) で加盟国へ意見照会のため提示することが了承され、2007年度中に加盟国への意見照会が行われた。これに対し我が国は、提示された基準案はそれまでに提出した多くのコメントが反映されており、技術的な面でさらにコメントすべき点はないとし、一部の記載の明確化を求めるコメントのみを出している。

加盟国からのコメントを反映した草案は、第25回 NUSSC 会合に提示され、IAEA担当者から、耐震評価方法として耐震余裕評価法と地震確率論的安全評価法の2つを扱っていること、対象範囲を既存の原子炉等施設に拡張したこと及び草案作成の段階で起きた K.K 発電所での地震の経験に基づく知見を取り入れたことなどの説明があった。また、加盟国コメント及び NUSSC 委員コメントは全て考慮、反映されている旨の説明があった。席上ではこれに対し特段の議論はなく CSS への上程が承認された。これを受けて、第24回 CSS 会合に最終草案が提示され、IAEA担当者から、本基準の目的、策定の経緯、日本新潟県中越沖地震による K.K 発電所の経験反映について説明があった。事前に提出された CSS 委員コメントに対する対処は了解されたが、締切り期限後に提出された委員コメントについては、席上で改めてIAEA担当者及び主管委員会 (NUSSC) の議長によってその内容と反映について確認された後、草案は承認された。なお、2008年度末現在、本基準は発行準備中である。

(6) 安全指針「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」 (DS385)

本指針は、既存及び新設の全ての軽水炉を対象とし、シビアアクシデント (SA) の発生防止、それが発生した場合の影響緩和及び長期にわたる安全状態の維持を目的としたアクシデ

ントマネジメントに関して、その整備の基本要件とその解説を示したものである。停止時及び低出力時を含む内の事象並びに外的事象の全事象を含み、また、使用済燃料ピットにおける燃料損傷事故に対するマネジメント策の整備も含まれている。

第23回 NUSSC 会合（2007年4月）で本指針草案の加盟国への意見照会が承認され、2007年度中に終了している。加盟国からのコメント（約200件）を反映した草案は、第25回 NUSSC 会合に提示され、IAEA担当者から、加盟国コメント反映版に対する NUSSC 委員からのコメント（150件）は対処済みであることが報告された。委員コメントの主要なものは、セキュリティ面より安全面を注視すること、SAの予防を範囲とすること、技術的詳細は各国に任せ本指針は汎用的推奨事項とすること、単純化のために緊急時運転計画に係る部分を削除することなどである。席上では、内部事象の取扱いについても議論となり、また、フランスから多数の反論が提示されていることもあり、IAEAはこれらの対応を反映した草案を会合後2週間以内にIAEAウェブに提示することとし、これを条件にCSSへの上程が承認された。

上記による最終草案は第24回 CSS 会合に提示され、IAEA担当者から、本基準と他の基準類との関係、策定の経緯、主要な加盟国コメントへの対応、CSS 委員コメントへの対応について説明があった。NUSSC 議長からは、NUSSC 会合を受けて作成された草案へのコメントを含め CSS 委員による事前コメントへの対応については確認した旨の表明があった。席上、SA時には許認可条件又は技術仕様書を越えた運転となるため、それを監視する仕組みについての記述を追記すべきとの意見があり、これを反映することを条件に本基準案は承認された。

なお、2008年度末現在、本基準は発行準備中である。

(7) 安全指針「水冷却型原子力発電所の化学プログラム」(DS388)

本指針は「原子力発電所の運転」に属するものである。水化学関係に関しては、事象報告データベース IRS に多数の化学制御関連事象が報告されており、また、運転管理評価チームによる OSART レビューでも多くの指摘事項が提示されており、IAEA事務局によれば加盟国からのニーズも高いことから作成しようとするもので、運転プラントにとっては化学管理プログラムの改善のため、また、規制機関にとっては規制基盤としての使用を目指して作成の提案がなされたものである。対象とする炉型は、PWR、BWR等の水冷却型原子炉である。

本指針のDPPは、第22回 NUSSC 会合（2006年10月）及び第21回 CSS で承認されている。第25回 NUSSC 会合では本指針草案の加盟国への意見照会について審議が行われた。IAEA担当者から、草案に対し3つの委員会から69件のコメントが有り、そのうち、技術的コメント16件は第4章「化学管理」に集中していること、この他に表記上のコメントがあったことの報告

があった。我が国のBWRに係る部分は未だ不十分とのコメントに対し、この部分の補強のために知見の収集及び専門家の派遣が提案された。席上では、委員から、水化学と放射線化学は異なるので分離すること、また、放射線化学に係る情報を補強すべきとの意見があり、これらの意見を反映した形で加盟国への意見照会に提示することを了承した。

各加盟国へは、2008年8月に同年12月31日を意見提出期限として草案が提示された。JNESでは、内部で検討するとともに財団法人原子力安全研究協会を介して関連各界に検討を要請し、また、NISAの関連各課との意見調整をふまえて我が国のコメントとして集約することとした。検討の結果、提出したコメントのうち主要なものは以下のとおりである。

- ・ 腐食要因となる塩化物イオン等は、PWR、BWRの区別する必要はない。
- ・ 基準案で提示されているZr-95の被ばく低減効果についての実証例の例示要請
- ・ 過度のニッケル注入は良くないことに注意喚起すること。

(8) 安全指針「原子炉に対するレベル1PSAの作成と適用」(DS394)

本指針は、原子力発電所のレベル1PSAについて定格出力時及び停止時の評価に必要な技術的特性に関する手引きと推奨事項及びその適用事例(国際的に認知された良好事例)を提示することを目的としている。これは、近年、加盟国において安全に関する意思決定を支援するためのPSAの利用が著しく進展しており(例えば、技術仕様書、保守計画及び規制検査などのリスク情報を参考とした変更に応用されている)、このようなPSAの利用拡大のためには高い品質のPSAの利用が求められていることが背景になっている。

本基準案の加盟国への意見照会は第23回NUSSC会合(2007年4月)で承認され、2007年度中に終了している。加盟国からのコメント(411件)を反映した草案は、第25回NUSSC会合に提示され、IAEA担当者から、加盟国コメントの約80%が反映されている旨の説明があった後、審議が行われた。我が国は推奨事項(「should文」)が他の指針に較べて余りにも多いため(約700カ所)、本来の意味での推奨事項に限定するよう求めた。また、他の委員からは、IAEA以外の参考文献の追加及び第10章「PSAの使用と適用」の書き直し要求があり、これらに対する委員の見解は賛否両論に分かれ結論を出すに至らず、再度、審議することとなった。このため、次回会合での審議に向けて、これらのコメントを提示した我が国を含め3カ国の委員がIAEAに協力して改訂作業、具体的には各委員がそれぞれのコメントに対応する改定案を提示することになり、我が国は改定案を指定期日までに提出した。これらを基にIAEAがまとめた改定案は、第26回NUSSC会合に提出されたが、この段階においても我が国の指摘した推奨事項の絞り込みは採用されなかったが、我が国はIAEA事務局の意向を尊重する

こととした。第26回 NUSSC 会合では、IAEA担当者から指針整備の背景と経緯の説明があり、また、NUSSC 委員コメントへの対応については個々に確認が行われ、コメントに基づく改定及び採用されなかったコメントの理由はすべて確認された。審議の結果、本基準案の CSS 上程は了承された。

(9) 安全指針「原子力発電所に対するレベル2PSAの開発と適用」(DS393)

本指針は、レベル2PSAの計画と実施、結果の活用及び事故後放出の低減化のための方策検討に使用するものであり、これに関するこれまでのIAEA活動をベースに規制側の審査に対応するためのPSAの標準的枠組み及び文書体系について作成したものであり、モデル化手法の詳細ではなくPSAの手順と必須要素に重点を置いている。

基準案(改訂6版)は、第24回 NUSSC 会合(2007年10月)で加盟国への意見照会が承認され、2008年3月に2008年7月2日を期限として提示された。JNESでは、内部で検討するとともに財団法人原子力安全研究協会を介して関連各界に検討を要請し、また、NISAの関連各課との意見調整をふまえて我が国のコメントとして集約することとした。ただし、本基準の草案作成には我が国専門家も参加し、草案には我が国の知見や見解が反映されていることもあり、意見照会に対しては、別途並行して作成が進められているレベル1PSA基準の構成との整合性の確保及びレベル2PSAの実際の適用事例は多くないことを明記する点を指摘した。

加盟国コメントを反映した基準案改訂版は第26回 NUSSC 会合に提示された。会合では、IAEA担当者から、指針整備の背景と経緯の説明があり、さらに加盟国コメント反映版に対して提出された NUSSC 委員コメントのうち技術的に重要なものは個別に議論され、採用されなかったコメントはその理由が確認された。なお、この過程で、審議対象としたコメントの技術的重要性の判断基準を始め、審議対象にならなかったコメントの処理につき委員から異議があり、また、コメント内容が専門的すぎて会合では判断できないため、次回再検討の案が出されたが、議長はじめ担当者の今回会合での処理要請があり、草案を一部修正の上、CSSに上程することが承認された。

(10) 安全指針「原子力発電所における決定論的安全評価とその適用」(DS395)

本指針は、原子力発電所の存続期間全体にわたり決定論による安全評価を実施する方法についてまとめたもので、炉型によらず使用可能な基準である。本指針では、熱水力解析、炉心解析及びソースターム解析を扱い、構造解析は範囲外である。また、解析手法が、保守的な解析から最適値解析へ、さらに確率論的解析へと進展していく過程を追っており、本指針は、この発展過程のうち保守的解析及び最適値解析の手法について記述している。

DPP は、第21回 CSS 会合で承認されており、また、基準案の加盟国への意見照会は、第24回 NUSSC 会合（2007年10月）で承認され、2007年度中に終了している。加盟国からのコメントを反映した草案は、第26回 NUSSC 会合に提示され、これに対し我が国は加盟国コメントで提出したコメントの反映状況を確認し、改めて数点を NUSSC 委員コメントとして提示した。会合では、IAEA担当者から、指針整備の背景と経緯の説明があり、さらに NUSSC 委員コメントへの対応について報告があった。我が国の NUSSC 委員コメントの一部は受け入れられたものの、ソースタム評価に係る部分は却下されが、我が国はIAEA判断を受け入れた。審議の結果、本基準案の CSS 上程は了承された。

(11) 安全指針「原子力施設の立地評価における水理学的及び気象学的災害」（DS417）

本提案は、現在テーマ別「立地評価」の下にある2件の基準（NS-G-3.4「原子力発電所の立地評価における気象学的事象」及びNS-G-3.5「海岸立地及び河川立地の原子力発電所の洪水ハザード」）を結合するものである。「水理学的」とは主として津波、洪水を扱うものであり、インド洋津波（2004年12月）のような外部事象の厳しいものが最近起きており、津波災害に対する新しい評価技術が開発され、これらの事象や各国における洪水再評価からの経験、教訓反映も含めて、改訂するものであり、最近の気候変動も考慮に入れている。特に津波に関しては、我が国は知見の蓄積が多く期待されている。

DPP は第24回 NUSSC 会合、第22回 CSS 会合で承認され、IAEAにて草案作成中である。

(12) 安全指針「原子炉等施設の立地評価における地震ハザード」（DS422）

現行の安全指針「原子力発電所の立地評価における地震ハザード」（NS-G-3.3）は2002年に発行されたものであるが、最近の知見反映のため第25回 NUSSC 会合において改訂のための DPP が提示された。既存の指針は原子力発電所の地質調査から地震動の設定に至るプロセスを対象とするものであるが、今回の改訂では現行版の構成を踏襲しつつその他の原子力施設に適用できるようにするものである。DPP による指針見直しの観点は以下のとおりである。

- ・ IAEA技術サービスや加盟国における近年の地震災害の知見、経験の考慮と地震に関する立地評価の最新化（地震 PSA を含む）
- ・ 震央近辺における強震度記録に関する最新知見（日本、米国カリフォルニア）の反映
- ・ 近辺の原子力発電所に影響を与えた最近の重大地震の知見反映（K.K 発電所）
- ・ 新規立地計画に対する明確な指針の提供（地震 PSA の活用）
- ・ 運転中の原子力発電所に対する活断層の変位にかかる課題への対応
- ・ 原子力発電所以外の原子力施設への適用拡大（等級別扱いの適用）

DPP は、第25回 NUSCC 会合及び第25回 WASSC 会合並びに第23回 CSS 会合で審議された。これらの委員会を通して、WASSC 側から立地、設計、運転の3分野それぞれ個別にある耐震関連の指針を統合すべきとの提案があったが、NUSCC 側の示したそれぞれの分野における基準の役割が了解され、DPP は原案通り承認された。

基準案は専門家会合等によって準備され（日程の都合上、我が国は書面で提出）、第26回 NUSCC 会合にて加盟国への意見照会について審議が行われた。IAEA担当者から、概要説明後、草案に対して提示されたコメントのうち主要なもの（断層モデル手法の記述強化、沈み込みモデルの記述強化、等級別扱いの適用、最低加速度の明記、他）について対応方針の説明があり、討議に付された。これらの扱いについて見解の相違があったものの、加盟国への意見照会は承認された。

各加盟国へは、2008年11月に2009年3月20日を意見提出期限として草案が提示された。JNESでは、内部で検討するとともに財団法人原子力安全研究協会を介して関連各界に検討を要請し、また、NISAの関連各課との意見調整をふまえて我が国のコメントとして集約することとした。また、この期間中にIAEA主催NISA後援の専門家会合が東京で開催され、我が国を始めとする各国の地震専門家による課題の整理と本基準案の適用に関する審議が行われ、各国から出てくると予想される意見やコメントについての検討が行われた。JNESでは、これらによる検討の結果、文書の構成に関する全般的コメントとして各章の冒頭に簡単な内容紹介を付けることなど4件、技術的な事項に対するコメントとして9件をまとめた。技術的なコメントのうち主要なものは以下のとおりである。

- ・ 敷地における地震動の大きさの設定方式の一つとして断層モデルによる予測方式を追加
- ・ 8.13項（地震による変位の推定）は断層モデルにも適用できることを追加
- ・ 用語「開放基盤地震動」への注記の追加

(13) 安全指針「原子力発電所の定期安全レビュー」（DS426）

現行の安全指針「原子力発電所の定期安全レビュー」（NS-G-2.10）は2003年に発行されたものであるが、第25回 NUSCC 会合において最近の知見反映のため改訂 DPP が提案された。改訂に当たっては、現行指針の構成を踏襲し、PSRに必要な事項（人的因子、組織、マネジメント、等）を追加、2回目以降のPSRのあり方、長期運転、機器の物理的な経年変化問題、知識管理、PSR報告における総合評価、最終安全解析書の更新、構成管理及び設計基準の再構築のような安全管理活動とPSRとの関連を考慮し、付録として加盟各国におけるPSRや代

替的な安全確認手段を提示するものである。

DPP は、第25回 NUSSC 会合及び第23回 CSS 会合で審議された。前者会合では特段の議論はなく了承されたが、後者会合では、各国の運転経験フィードバックが重要であること及び INSAG 報告-22「運転経験フィードバック」を参考にすること等の指摘があった。また、WASSC 議長からの要請によって WASSC も草案審議に参加することとなった。審議の結果、DPP は承認された。

(14) 安全指針「原子炉等発電所の立地評価における火山ハザード」(DS405)

本基準作成にかかる IAEA の事前調査活動の現況報告が第26回 NUSSC 会合であった。本基準に緊急時対応の章があることから表題と矛盾しているとの委員指摘に対し、表題の「立地評価」は施設のサイト選定から廃止措置までの全段階を対象としており、火山の近くに設置された原子力施設からの緊急時への準備活動は必要である旨の回答があった。ただし、緊急時対応の具体的内容については別の基準で扱うため、本基準では記載しないことになった。なお、本件にかかる DPP は承認されていない。

(15) 安全要件「事故の防止」

基本安全原則 SF-1 の原則は安全要件文書で展開されることになっている中で、原則 8 「事故の防止」を受ける要件文書の作成が問題となっていた。一方、SF-1 が、原子力施設、放射性廃棄物管理及び放射線安全の 3 つの分野それぞれにあった安全原則文書を統合して作成されたとき、それぞれの原則文書にあった原則のうち内容が要件レベルであるとして統合文書に採用されなかった原則が多くあり、原子力施設安全に関する旧安全原則文書「原子力施設の安全」(SS-110) でもいくつかの原則は採用されなかった。IAEA 事務局ではこれらの採用されなかった原則を「事故の防止と緩和」に関する要件文書で再現する方策が検討されてきており、第22回 CSS 会合(2007年11月)ではこれに関する資料配付があった。

この検討結果は第25回 NUSSC 会合において報告された。IAEA 事務局による分析では、SF-1 の原則 8 及び SF-1 で採用されなかった SS-110 の原則は、IAEA 安全基準体系にある既存の要件文書(改訂予定を含む)で対応することができるということであった。委員からは特段の意見もなく、IAEA 事務局の検討結果が了承され、これにかかる要件文書の作成は行われなかった。

2. 3. 3 燃料サイクル施設に係る安全基準

(1) 安全要件「燃料サイクル施設の安全」(DS316)

本基準は、燃料サイクル施設全体に適用される要件文書であり、対象となる施設は、ウラン燃料加工施設、MOX燃料加工施設、変換濃縮施設、燃料貯蔵施設、再処理施設、研究施設と非常に多様である。内容は、施設の立地、設計から廃止措置までの全存続期間に係る活動を対象としている。このため、各施設の特徴や潜在的危険度に対応して等級別扱いによる要件を適用することを規定している。

本基準案は、第21回 CSS 会合（2007年6月）で承認されたが、2007年度中には発行されず、2009年1月になって発行された。

(2) 安全指針「ウラン燃料製造施設」（DS317）、「MOX燃料製造施設」（DS318）、「精錬及び濃縮施設」（DS344）

DS317及びDS318は、それぞれウラン燃料製造施設及びMOX燃料製造施設を対象とする安全指針であり、施設の存続期間の全段階にわたって安全を確保するために満たされるべき推奨事項を提示するものである。DS317は、天然、高濃縮又は再処理されたウランから得られた低濃縮ウランの取り扱い、処理及び貯蔵を対象としている。DS318は、軽水炉や高速増殖炉のMOX燃料集合体を加工するための、①兵器または民生グレードの酸化プルトニウム、②劣化、天然または再処理された酸化ウラン及び③供給物質として使用するために上記物質から製造されたMOX燃料の、取り扱い、処理及び貯蔵を対象としている。DS318については、草案審議の段階で各国の規制及び設計・運転の現状について相違が見られたが、それぞれを包括する内容で作成されている。基準の構成は両者同一で、第2章で一般的な安全指針、第3章以降の各章で立地、設計、建設、試運転、運転、廃止措置を扱っている。

DS344は、転換及びウラン濃縮施設を対象とする安全指針であり、転換及び濃縮施設の存続期間の全段階にわたって安全を確保するために満たされるべき推奨事項を提示している。ここでは、劣化、天然及び低濃縮ウランの取り扱い、処理、貯蔵を対象としており、文書の構成はDS317等と同様である。

これらの3件の安全指針は要件文書DS316と同時並行的に草案作成／審議が行われてきており、DS316が第22回CSS会合（2007年6月）で承認されたことから、要件の承認待ちになっていた、これら3件の指針草案の最終承認が求められたものである。第23回CSS会合では第24回NUSSC会合（2007年10月）で承認された草案が提示された。席上、IAEA担当者から、基準策定の経緯の説明後、コメント提示は我が国（DS316とで使用されている用語との調和）のみで、これを反映している旨の紹介があった。また、他の委員からDS317とDS318を一つにまとめるべきとの指摘があったが、放射化されたものとされてないものを一体で扱う

ことはないとの回答があった。審議の結果、この3件の安全指針草案は承認された。

(3) 安全指針「使用済燃料の貯蔵」(DS371)

本基準は、使用済燃料貯蔵に関する3件の安全シリーズ文書(SS116「使用済燃料貯蔵施設的设计」、SS117「運転」、SS118「安全評価」)を合体更新するもので、湿式及び乾式貯蔵施設における全ての形式の燃料を対象とし、計画、立地、設計、運転、廃止措置という施設の全存続期間を対象とし、先端燃料設計、高濃縮度、高燃焼度、MOX燃料、リラッキング、燃焼度クレジット、さらには安全評価、運用を含むものである。なお、本基準の担当はIAEA内部調整によってWASSCが主管し、NUSSCは協議となっているが、燃料サイクル施設であることから我が国ではNUSSCでも積極的に関わっている。

本指針の草案は、第23回NUSSC／第23回WASSC合同会合(2007年4月)で加盟国への意見照会が了承されており、2008年3月に2008年8月15日を期限として意見照会のため基準案が加盟各国に提示された。JNESでは、内部で検討するとともに財団法人原子力安全研究協会を介して関連各界に検討を要請し、また、NISAの関連各課との意見調整をふまえて我が国のコメントとして集約することとした。検討の結果、とりまとめたコメントのうち主要なものは以下のとおりである。

- ・ 使用済燃料管理の最終解決は再処理であり、長期保管ではないことの明確化
- ・ 安全評価の定期的な改訂はその国の規制要件に基づくこととすること
- ・ 使用済燃料貯蔵におけるPSAの適用は時期尚早であり、決定論的評価によること
- ・ 二重偶発性の原則の適用にかかる記述の削除
- ・ プールライナー壁の洗浄装置の設置を求める必要はないこと
- ・ 長期貯蔵期間中の反応度増加に関する説明文の詳細化

2. 3. 4 その他の安全基準

(1) 安全指針「臨界安全」(DPP-407)

本文書については、これまでのIAEA文書の中に臨界安全に関する文書がなかったため、作成が提案されているもので、NUSSCが主管となりすべての委員会が関与する基準である。本基準の対象は、燃料サイクル施設及び核分裂物質を含む使用済燃料と廃棄物の管理活動であり、さらに、NUSSC要請によって、加速器、照射材の貯蔵、兵器用物質、原子炉における新／使用済燃料の貯蔵が範囲に含められ、また、輸送を含めて多様な活動が対象となることになっている。

DPP は、2006年の春期に開催された各委員会及び第22回 CSS 会合で承認されている。現在、草案作成中である。

(2) 安全枠組み文書「宇宙空間における原子動力の安全」

国連・宇宙空間平和利用委員会 (COPUOS ; United Nations Committee on the Peaceful Uses of Outer Space) ・科学技術小委員会 (STSC ; Scientific and Technical Subcommittee) が整備している安全枠組み文書「宇宙空間における原子動力の安全」について、COPUOSからIAEAに対して基準作成への協力要請があり、第21回 CSS 会合にて計画の説明があった。

STSCでは、宇宙空間における原子動力の安全に対する目標設定等について技術的見地からの検討を進めてきた。安全枠組み文書は、宇宙における原子動力適用全般に対する高レベルの指針作成を目指すもので、安全性の適正レベルに関する国際的同意の反映、各国基準開発の基本となる技術基準及び基準適用に関する柔軟なプログラムの作成について記述されることとであり、2006年2月には両者による合同ワークショップが開催されている。

COPUOSからは、2007年春の第23回 NUSCC 会合等の各委員会で経緯の説明と協力についての要請が行われており、第21回 CSS 会合では枠組み文書の作成主体はCOPUOSであることを確認した上で同意された。COPUOSで作成された草案は、第25回 NUSCC 会合及び第23回 CSS 会合で加盟国へ意見照会に出すことが了承された。なお、本文書は安全基準シリーズの枠外の文書であることが確認されている。

2. 4 新規発行の安全基準と安全基準作成計画

2. 4. 1 新規発行された安全基準

2008年度には下記の安全基準が出版された。

- ① 安全指針「放射線安全における技術サービスのマネジメントシステム」 (DS315 → GS-G-3.2)
- ② 安全指針「研究炉の運転組織及び要員の採用、訓練と資格」 (DS325 → NS-G-4.5)
- ③ 安全指針「放射性廃棄物の処理、取扱及び貯蔵に関するマネジメントシステム」 (DS336 → GS-G-3.3)
- ④ 安全指針「放射性廃棄物の処分に関するマネジメントシステム」 (DS337 → GS-G-3.4)
- ⑤ 安全指針「放射性物質の安全輸送に関するIAEA規則に対する助言資料」 (DS346 → TS-G-1.1)

- ⑥ 安全指針「原子力発電所の運転管理」(DS347 → NS-G-2.14)
- ⑦ 安全指針「研究炉の炉心管理と燃料取扱い」(DS350 → NS-G-4.3)
- ⑧ 安全要件「燃料サイクル施設の安全」(DS316 → NS-R-5)
- ⑨ 安全指針「研究炉の運転限界、条件及び運転手順」(DS261 → NS-G-4.4)
- ⑩ 安全指針「放射性物質の安全輸送のマネジメントシステム」(DS326 → TS-G-1.4)
- ⑪ 安全指針「放射性物質を使用した施設の廃止措置に関する安全評価」(DS376 → WS-G-5.2)
- ⑫ 安全指針「研究炉の設計と運転における放射線防護及び放射性廃棄物管理」(DS340 → NS-G-4.6)

また、2008年年度のCSS会合で承認され発行準備中(一部発行済み)の安全基準は以下の通りである。安全要件「施設と活動に対する安全評価」が第24回CSS会合で承認を受けたことによって、IAEA安全基準体系で整備されるべき要件文書はすべて揃ったことになる。

- ① 安全要件「施設と活動に対する安全評価」(DS348)
- ② 安全要件「放射性物質の安全輸送規則」(DS345 : TS-R-1の改訂)
- ③ 安全指針「ウラン燃料製造施設の安全」(DS317)
- ④ 安全指針「MOX燃料製造施設の安全」(DS318)
- ⑤ 安全指針「放射性物質の安全輸送に対するマネジメントシステム」(発行済)
- ⑥ 安全指針「放射性物質の安全輸送に対する適合保証」(DS327)
- ⑦ 安全指針「研究炉の設計と運転における放射線防護と放射性廃棄物管理」(発行済)
- ⑧ 安全指針「転換及び濃縮施設の安全」(DS344)
- ⑨ 安全指針「放射性廃棄物の処分前管理」(DS353)
- ⑩ 安全指針「放射性物質を使用した施設の廃止措置に関する安全評価」(発行済)
- ⑪ 安全指針「放射性廃棄物処分のためのボアホール施設」(DS335)
- ⑫ 安全指針「原子炉等施設のマネジメントシステム」(DS349)
- ⑬ 安全指針「原子力発電所の経年変化管理」(DS382)
- ⑭ 安全指針「既存の原子炉等施設の耐震安全評価」(DS383)
- ⑮ 安全指針「放射性廃棄物の分類」(SS 111-G-1.1の代替)(DS390)
- ⑯ 安全指針「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」(DS385)

2. 4. 2 承認された基準作成計画

2008年度には下記の安全基準作成計画が出版された

- ① 安全指針「ボーリング検査における放射線安全」(DS419)
- ② 安全指針「原子力計測器の放射線安全」(DS420)
- ③ 安全指針「原子炉等施設の地震ハザード評価」(NS-G-3.3の改定)(DS422)
- ④ 安全指針「国内原子力安全基盤の確立」(DS424)
- ⑤ 安全指針「原子力発電所の定期安全レビュー」(DSDS426)(NS-G-2.10の改定)



図 2-1 IAEA 安全基準体系図

表2-1 安全基準文書の整備状況

		出版済	改訂中	策定中
安全原則		1	0	0
テーマ別	法令上及び行政上の基盤	6	1	2
	緊急時対策及び対応	2	0	1
	マネジメントシステム	6 (1)	0	0
	評価と検証	2 (1)	0	1
	立地評価	7	2	0
	放射線防護	10 (1)	1	2
	放射性廃棄物管理	8 (2)	0	1
	廃止措置	6	3	0
	汚染区域の修復	2	0	0
	放射性物質の輸送	6 (2)	0	1
	その他	0	0	1
施設及び活動別	原子力発電所の設計	14	1	4
	原子力発電所の運転	16 (2)	2	1
	研究炉	9	2	2
	燃料サイクル施設	4 (3)	0	3
	放射線関連の施設及び活動	2 (1)	1	6
	廃棄物処理処分施設	5	2	4
合計	106 (13)	15	29	

(注1) 出版済みの安全基準文書の件数には旧シリーズの文書を含んでいる。また、括弧内は発行準備中の件数であり、発行件数に含まれている。

(注2) 改訂中とは旧シリーズの更新を含め出版済文書を改訂しているもの。

(注3) 策定中とは新たに作成される基準であり、DPPが承認され、草案作成中のもの。

表2-2 IAEA安全基準一覧

(Status of the IAEA Safety Standards, January, 2009)に基づく

分野	文書番号	DS	基準名称	担当委員会	整備状況(注1)	備考
安全基本原則	SR-1		基本安全原則		2006	
	I 法令上及び行政上の基準					
I 法令上及び行政上の基準	GS-R-1	415	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上及び行政上の基準 安全に対する政府及び規制の枠組み (GS-R-1改訂)	N, R, W, T	MS意見照会終了	2008/10/31 (加盟国コメント締切)
	GS-G-1.1		原子力施設に対する規制機関の構成と職員		2002	
	GS-G-1.2		規制機関による原子力施設の審査と評価		2002	
	GS-G-1.3		原子力施設の規制側検査と規制機関による行政措置		2002	
	GS-G-1.4		原子力施設の規制で使用される図書		2002	
II 緊急時対策及び対応	GS-G-1.5	416	原子炉等施設の許認可プロセス (GS-G-1.2、1.3、1.4改訂)	N, R, W, T	MS意見照会終了	2008/12/3 (加盟国コメント締切)
	GS-G-2.1	424	放射線源の規制管理 (FAO, ILO, WHO等との共同作成)	N, R, W, T	2005	
	109	DPPxx1	国内原子力施設安全基準の確立 規制機関に対する技術的・科学的支援	N, R, W, T	草案作成中 DPP検討中	
III マネジメントシステム	GS-R-2	44	原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応		2002	
	GS-G-3.1		原子力又は放射線の緊急事態に対する準備の取り決め		2007	
	50-SG-Q		原子力及び放射線の緊急事態への対応立案で使用する判断基準	R, N, W	MS意見照会終了	2009/3/20 (加盟国コメント締切)
	GS-G-3.2	349	施設及び活動のためのマネジメントシステム		2006	
	GS-G-3.3	113	施設及び活動に対するマネジメントシステムの適用 原子炉等施設のマネジメントシステム (50-SG-Q代替) 規制機関のマネジメントシステム	N, R, W	発行準備中 取り下げ	GS-G-1.1改訂時に含める。
IV 評価と検証	GS-G-3.4		放射線安全における技術サービスのマネジメントシステム 放射性廃棄物の処理、取扱、貯蔵に関するマネジメントシステム 放射性廃棄物の処分に関するマネジメントシステム		2008	
	GS-G-4.1	348	安全評価と検証	N, R, W, T	発行準備中	
IV' 新	GS-G-4.1	365	原子力発電所の安全解析報告書の様式と内容		2004	
		407	リスク情報を活用した意思決定 臨界安全	N	草案作成中	
V 立地評価	NS-R-3		原子炉等施設の立地評価	N, R, W, T	草案作成中	
	NS-G-3.1		原子力発電所の立地評価における外部人為事象		2003	
	NS-G-3.2		原子力発電所の立地評価における放射性物質の大気及び水への拡散並びに人口分布の考慮		2002	
	NS-G-3.3	422	原子力発電所の地震ハザード評価 原子炉等施設の地震ハザード評価	N, W	MS意見照会終了	2009/3/20 (加盟国コメント締切)
	NS-G-3.4		原子力発電所の立地評価における気象学的事象		2003	
NS-G-3.5			海岸立地及び河川立地の原子力発電所の洪水ハザード		2004	
	NS-G-3.6	417	原子炉等施設の立地評価における水理学的及び気象学的ハザード 原子力発電所の立地評価と地盤の地質学的観点 原子炉等施設の立地評価における火山ハザード	N	草案作成中	
	[405]				2005	

(注1)「整備状況」欄の記載は以下のとおり。
 ・4桁数字は当該基準の発行年
 ・該当基準の整備作業の進捗状況を示す
 ・略記は以下のとおり
 MS:加盟国 DS:基準案、DPP:基準作成計画
 CSS:安全基準委員会

分野	文書番号	DS	基準名称	担当委員会	整備状況(注1)	備考
VI放射線防護	115	379	放射線防護と放射線の安全に対する国際基本安全基準(BSS) 放射線防護と放射線の安全に対する国際基本安全基準(BSS)	R, N, W, T	1996 草案作成中 1999 1999 1999 2001 2002 2004 2005 2005 2007 草案作成中 草案作成中	
	RS-G-1.1		職業上の放射線防護			
	RS-G-1.2		放射性核種の吸入による従業員被ばくの評価			
	RS-G-1.3		外部放射線源による従業員被ばくの評価			
	RS-G-1.4		放射線防護の能力養成と放射線源の安全使用			
	RS-G-1.5		電離放射線による医療被ばくに対する放射線防護			
	RS-G-1.7		除外、免除及びクリアランスの概念の適用			
	RS-G-1.8		放射線防護のための環境と線源の監視			
	RS-G-1.9		放射線源の分類			
	RS-G-1.10		放射線発生装置及び密封放射線源の安全			
VII放射性廃棄物管理	WS-R-2	353	放射性廃棄物の処分前管理(WS-R-2の代替)	W, R, N, T W, R	発行準備中 発行準備中 2000 2003 2003 2005 2006 2002 草案作成中	
	111-G-1.1	390	放射性廃棄物の分類			
	WS-G-2.3		環境への放射能放出に対する規制管理			
	WS-G-2.5		低、中レベル放射性廃棄物の処分前管理			
	WS-G-2.6		高レベル放射性廃棄物の処分前管理			
	WS-G-2.7		医療、産業、農業、研究及び教育における放射性物資の使用による廃棄物の管理			
	WS-G-6.1		放射性廃棄物の貯蔵			
	WS-G-1.2	284	放射性廃棄物の処分前の施設と活動の安全評価	W, N, R	草案作成中	改訂はDS421に含めて実施
	WS-R-5		放射性物質を使用する施設の廃止措置			
	WS-G-2.1	402	原子力発電所及び研究炉の廃止措置	W, N, R	2006 草案作成中	
WS-G-2.2	403	医療施設、産業施設及び研究施設の廃止措置	W	草案作成中		
WS-G-2.4	404	核燃サイクル施設の廃止措置	W, N	草案作成中		
WS-G-5.1		行為終了時のサイトの規制管理からの除外		2006		
WS-G-5.2		放射性物質を使用する施設の廃止措置に係る安全評価		2008		
IX汚染区域の修復	WS-R-3		過去の活動後及び事故による汚染区域の修復		2003	
	WS-G-3.1		過去の活動後及び事故により影響を受けた地域の修復プロセス		2007	
X輸送安全	TS-R-1	345	放射性物質の安全輸送規則(2005年版) 放射性物質の安全輸送規則(2009年版)	T, R, W, N	2005 発行準備中 2008	2008/5/2(加盟国コメント締切)
	TS-G-1.1		放射性物質のIAEA安全輸送規則に対する助言文書		2002	
	TS-G-1.2		放射性物質の輸送事故に対する緊急時対応のための計画と準備		2007	
	TS-G-1.3		放射性物質の輸送に対する放射線防護計画		2008	
	TS-G-1.4		放射性物質の安全輸送のマネジメントシステム		発行準備中	
		327	放射性物質の安全輸送に対する適合保証	T		
	387	放射性物質の安全輸送に対するIAEA規則の要綱	T	MS意見照会終了		

分野	文書番号	DS	基準名称	担当委員会	整備状況(注1)	備考
A 設計 施設と活動に関する安全基準	NS-R-1 NS-G-1.1 NS-G-1.2 NS-G-1.3 NS-G-1.4 NS-G-1.5 NS-G-1.6 NS-G-1.7 NS-G-1.8 NS-G-1.9 NS-G-1.10 NS-G-1.11 NS-G-1.12 NS-G-1.13 SS-79	414	原子力発電所の安全:設計	N, R, W, T	2000 草案作成中 2000 2001 2002 2003 2003 2003 2003 2004 2004 2004 2004 2005 2005 1986	2009/3/20 (加盟国コメント締切) 2008/7/2 (加盟国コメント締切)
			原子力発電所の安全:設計			
			原子力発電所の安全上重要な計算機システムのソフトウェア			
			原子力発電所の安全評価と検証			
			原子力発電所の安全上重要な計測制御系			
			原子力発電所の燃料取扱・貯蔵系の設計			
			原子力発電所の設計における地震以外の外部事象			
			原子力発電所の耐震設計と耐震保証			
			原子力発電所設計における内部火災及び爆発の防護			
			原子力発電所の非常用動力系の設計			
			原子力発電所の原子炉冷却系及び補助系の設計			
			原子力発電所の格納容器的設計			
			原子力発電所設計における火災及び爆発以外の内部ハザードへの防護			
			原子力発電所の炉心設計			
			原子力発電所の設計における放射線防護面			
			原子力発電所の放射性廃棄物管理システムの設計			
			原子力発電所の構築物、系統及び機器の安全クラス分類			
			原子力発電所におけるレベル2/PSAの開発と適用			
			原子力発電所におけるレベル1/PSAの開発と適用			
原子力発電所に対する決定論的安全解析とその適用						
B 運転	NS-R-2 NS-G-2.1 NS-G-2.2 NS-G-2.3 NS-G-2.4 NS-G-2.5 NS-G-2.6 NS-G-2.7 NS-G-2.8 NS-G-2.9 NS-G-2.10 NS-G-2.11 NS-G-2.12 NS-G-2.12 NS-G-2.12 NS-G-2.14	413	原子力発電所の安全:運転	N, R, W, T	2000 MS意見照会終了 2000 2000 2001 2001 2002 2002 2002 2002 2003 2003 草案作成中 2006 2009 2009 2008 発行準備中 発行準備中 MS意見照会終了 取り下げ	2008/10/14 (加盟国コメント締切)
			原子力発電所の安全:運転			
			原子力発電所の運転における火災安全			
			原子力発電所における運転限界、条件及び運転手順			
			原子力発電所の改造			
			原子力発電所の運転組織			
			原子力発電所の炉心管理と燃料取扱			
			原子力発電所の保守、サーベランス及び供用期間中試験			
			原子力発電所の運転における放射線防護と廃棄物管理			
			原子力発電所の職員の採用、資格及び訓練			
			原子力発電所の試運転			
			原子力発電所の定期安全レビュー			
			原子力発電所の定期安全レビュー			
			原子力発電所における事象経験のフィードバックシステム			
			原子力発電所の経年変化管理			
			原子力発電所の定期安全レビュー			
			原子力発電所の運転管理			
			既存の原子炉等施設の耐震安全評価			
			原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画			
水冷却型原子力発電所の化学プログラム						
DPP406 長期運転-GIT0-						

分野	文書番号	DS	基準名称	担当委員会	整備状況(注1)	備考
C 研究炉 施設と活動に関する安全基準	NS-R-4 35-G-1 35-G-2 NS-G-4.1 NS-G-4.2 NS-G-4.3 NS-G-4.4 NS-G-4.5 NS-G-4.6	396 397 397 351 412	研究炉の安全	N N N N N N N N N N N	2005 草案作成中 草案作成中 2006 2007 2008 2008 2008 2009 草案作成中 MS意見照会終了 2009/3/29 (加盟国コメント締切)	
			研究炉の安全評価と安全解析書の準備			
			研究炉の利用及び改造における安全			
			研究炉の試運転			
			研究炉の保守、定期試験及び検査			
			研究炉の炉心管理と燃料取扱			
			研究炉の運転限界、条件及び運転手順			
			研究炉の運転組織及び要員の採用、訓練と資格			
			研究炉の設計、運転における放射線防護と放射性廃棄物管理			
			安全要件の適用の等級化；研究炉への手引き			
			研究炉の経年変化管理			
			D 燃料サイクル施設			
燃料サイクル施設の安全：ウラン燃料製造施設						
燃料サイクル施設の安全：MOX燃料製造施設						
燃料サイクル施設の安全：転換及び濃縮施設の安全						
再処理施設の安全						
燃料サイクル施設用研究開発施設の安全						
使用済燃料の貯蔵(116, 117, 118の代替)						
ガンマ線、電子線及びX線照射施設の放射線安全						
原材料の採掘と処理における職業被ばく防護						
電離放射線の医療利用における安全						
産業用X線撮影の放射線安全						
身元不明線源の管理の回復及び微弱放射線源の管理改善に係る国内戦略						
金属リサイクル産業における身元不明線源と放射線汚染物質						
ボーリング検査における放射線安全						
原子力計測器の放射線安全						
F 廃棄物処理施設	WS-R-1 WS-R-4 WS-G-1.1 111-G-3.1 111-G-4.1	354 355 356 334 335 357	放射性廃棄物の浅地中処分	W, R, N, T W W W W W W, R	2006 MS意見照会終了 MS意見照会終了 草案作成中 MS意見照会終了 発行準備中 草案作成中	
			放射性廃棄物の地層処分			
			放射性廃棄物処分の安全要件 (WS-R-4とWS-R-1の代替)			
			放射性廃棄物の浅地中処分に対する安全評価			
			放射性廃棄物処分に対する安全ケースと安全評価			
			放射性廃棄物の浅地中処分施設			
			放射性廃棄物の地層処分			
			放射性廃棄物処分のためのボアホール施設			
			放射性廃棄物処分施設の監視とサーベイランス			

3. 安全基準体系の改定

3. 1 経緯

現在の IAEA 安全基準体系の構想は 2003 年に設定され、その 1 年後の 2004 年に承認された行動計画（10 項目）に則り整備が進められてきた。この流れの中で、構想で計画されていた個別の安全基準文書の整備が進められる一方で、従来の 3 つの分野（原子力安全、放射線安全、放射性廃棄物安全）に分かれて存在していた原則文書の統合化が図られ、輸送安全も含めて、2006 年 11 月に統合文書「基本安全原則」（SF-1）として発行されるに至った。SF-1 の発行は、これまで個別の原則文書に基づき整備されてきた、テーマ別及び施設別の安全基準を、SF-1 を頂点にして原則－要件－指針の直線的関係を明確にすべく再編成する機運を促すことになった。また、当初の構想を進めていく中で、指針レベルの文書件数の増大が問題視されるようになり、それらの管理維持が可能かどうかとの問題が発生してきた。

その一方で、当初の構想設定時以降に新たに取り組むべき課題が出てきており、IAEA 安全基準はこれらに対応する必要が出てきた。すなわち、新型炉への対応、ICRP 新勧告発行への対応（BSS 改定）、多国間設計評価プログラム（MDEP ; Multinational Design Evaluation Programme）のような国際的活動及び宇宙空間における原子動力の利用が出てきており、また、最近では原子力発電所を新たに保有しようとする国に対する支援、等である。

2006 年に開催された CSS 会合では、新たな課題への対応と安全基準作成計画の合理化の必要性が指摘され、CSS 議決に基づき設立された小グループ（CSS、各委員会議長及び IAEA 事務局で構成）によって、2007 年 3 月に「要件文書の構想とその表記形式及び移行期間」及び「2015 年までに整備されるべき安全指針リスト案」が提示され、2007 年 4 月の各委員会会合及び第 21 回 CSS 会合（2007 年 6 月）で審議された。この CSS 会合では、この 2 つの資料を総括する長期的構想の実現のためのロードマップを作成することとなり、同年 6 月に CSS 議長からロードマップ案が CSS 委員全員に提示された。ロードマップ案は、委員コメント、CSS 作業会（小グループの拡張再編成）の審議及び第 22 回 CSS 会合（2007 年 11 月）における審議を経て、添付資料として使用者利便性、安全要件の様式、安全指針策定方針をつけた形で了承された。

3. 2 ロードマップの承認

第 22 回 CSS 会合で了承されたロードマップ案は 2008 年 3～5 月にかけて開催された各委員会会合において、本文書が今後の基準整備構想を進める上で基本文書であることから、その承認を

求める意見があり、第 23 回 CSS 会合において安全とセキュリティに関する記述の一部を手直しの上、承認された。その内容は、以下のとおりである。

- ① 基本的な安全目的は電離放射線の悪影響から人と環境の防護である。
- ② SF-1 で設定した 10 項目の安全原則は、基本的な安全目的を達成するため、安全要件の策定及び安全対策実行の基盤を形成するもの。
- ③ 「安全原則」の統合化は、改革ではなく、進化であり、継続的な改良プロセスにおける重要なマイルストーンである。
- ④ 統合「安全原則」に基づき作成する「要件」セットの効率的・効果的な体系を認識するため、トップダウン方式で「要件」の充足性を確認。長期的体系は、現行の 3 段階構成を保持し、規制の安定性を考慮すべきである。
- ⑤ 「安全要件」全体で、すべての放射線被ばく状態に対処すべきである。テーマ別分野すべてを統合した「一般安全要件」(GSR) を策定し、施設及び活動ごとの一連の「安全要件」によって補完する。GSR は、いかなる施設／活動にも適用できるべきである。
- ⑥ 安全手段及びセキュリティ手段は統合された形で設計、実施されるである。
- ⑦ NORM、ラドン、医療活動の取扱いは適切に強化される必要がある。
- ⑧ 文書は使用者にとって使いやすいものであるべき。このため、「基準」の主要な使用者は規制機関であることに留意し、「使用者利便性」概念を明確化すべきである。また、全体の「安全基準」は管理可能であるべきであり、可能な限り簡潔であり、かつ、管理可能な件数の発行物で構成されるべきである。
- ⑨ 「安全要件」セットへのプロセスは、段階的、柔軟であるべき。現体系からの変更すべてについて強力な合意と明確な利点を確実なものとするため十分な時間をかけ、綿密なプロセスを踏むこと。この中には、加盟国や事務局に対する影響評価及び実行に必要な資源の評価を含む。
- ⑩ 新体系実現のためには事務局だけではなく、「安全原則」の場合と同様、全委員会メンバーの参加とリーダーシップが必要。作業会 (IAEA 部門管理者、全委員会議長) で GSR を策定する最終目的を達成する方法を研究すべきである。
- ⑪ 改訂後の BSS はテーマ別の要件の中で重要な要素である。BSS 改訂は承認された DPP に従って進める。第 2 ステップで、その範囲を拡張して、GSR の基礎として役立つ可能性を検討する。改訂 BSS と GSR との間の関係について共同作業組織との密な相談及び協力を含む。

添付資料-A「使用者に便利な安全指針」の概要は以下のとおりである。

- ・ 安全基準は、加盟国における使用を促進するため使いやすいことが必要である。
- ・ 「安全基準」は、規制機関とその他の関連の国家機関のほかに、放射線関連組織、原子力施設関連組織及び協賛機関によって使用される。
- ・ 安全基準体系は、使用者が対象とする施設又は活動に適用できるものを全体の中から容易に識別できるようなものであるべきである。
- ・ 「安全基準」の総数は管理可能であるべきであり、「安全基準」の長期的構成に反映されるべきである。
- ・ 「安全要件」は、加盟国の規制体系においての使用を促進するものとするべきである。このため要件は規制書式（shall 文）で表記し、必要に応じて簡潔な説明文を付加する。
- ・ 安全要件と安全指針の論理的な関係が分かるよう、相互参照の利用（要件の採番方式及びハイパーリンクの利用）を図り、また、安全基準の使用促進のための方策（例えば、よくある質問、図表表示や電子メディア）を図るべきである。
- ・ 用語は、安全基準シリーズを通して調和がとれているべきであり、他の言語にも容易に翻訳することができるようにすべきである。
- ・ 現在、安全指針を補完する TECDOC や安全報告書の一部は、将来は、指針の付録（Annex）とする。

添付資料－B「要件文書の様式」の概要は以下のとおりである。

すべての「安全要件」は、「基本安全原則」と同様な書式、すなわち、簡潔な主文とそれに関する説明文の構成とし、今後、「安全要件」を改訂する時はこの新方式で行う。主な理由は以下のとおりである。

- ・ 使用者利便性の観点から、「安全基準」が加盟国の規制体系の中で使用できるようにすべきとしており、このため、「安全要件」は、加盟国における解釈や実用を促進するように簡潔に表記すべき。
- ・ 現行の体系では、「安全要件」に関する概念の説明は、多くの場合、「安全指針」で行われている。新体系では、概念の解説は「安全要件」に入れ、国の規制要求の確立のための使用に対しての解釈を促進するようにする。「安全指針」は、概念の説明ではなく、要求事項の具体化方法に関する推奨事項に絞る。
- ・ 個別要件は番号を割り付け、「安全指針」での引用において安全要件と安全指針間の論理的な関係の構築を支援。「安全要件」セット完成後、これに続く「安全指針」の改訂でこの番号を引用する。

- ・ 「要件」は、達成又は実施されなければならないことに対応し、「指針」はどのように達成又は実施されるかに対応するものとする。

添付資料-C「安全指針に関する作業方針」の概要は以下のとおりである。

- ・ 目標：
 - ① 加盟国のニーズに対応していること。
 - ② 「安全指針」セットの安定性を保証するとともに、事務局、委員会及び加盟国負担を制限すること。
 - ③ 以下によって管理可能な数の基準とすること。
 - i) テーマ別分野の「安全指針」の数の制限
 - ii) 施設別分野では、施設の全存続期間を対象とした「安全指針」
 - iii) 重複回避のため、各種の施設に共通的に適用できるものの識別
 - iv) 可能であれば既存の「安全指針」改訂時に追加（新規作成の回避）
- ・ 作業方針：
 - ① 既存の指針の改定及び新しい指針提案に対して個別の検討を実施すること。
 - ② 新規の作成提案は、緊急的必要性及び下記いずれかの正当性があること。
 - i) 既存の「安全指針」の範囲の拡張では必要性が達成できない場合
 - ii) 既存の「安全指針」の範囲の拡張によって必要性に対応できるが、その改訂時期が緊急的必要性に間に合わない場合。この場合は、後日の統合目標日時を示すこと。
 - ③ このため、DPP には、提案する「安全指針」の正当化に関する事項（加盟国の要請、現行基準との差異分析、期待される安全改善点、費用対効果分析）を追記すること。

3. 3 安全要件の構成とその記載様式に関する検討

第24回CSS会合では、IAEA事務局から、安全要件の構成とその記載様式について、2007年度に提示された小グループ報告及び承認されたロードマップの記述を統合して、改めて単一の資料として整理されたものが提示され、審議に付された。SF-1にある原則と提案の安全要件セットとの整合性、提案の記載様式の適用性に関する議論があったが、提示されたIAEA事務局文書は承認された。同文書による安全要件の構成と記載様式は以下のとおりである。

(1) 安全要件の構成 (図 3-1)

長期的な安全要件セットは、一般安全要件（GSR）並びに施設及び活動に特有の要件文書で構成される。GSRは、8つのテーマ（政府と規制の枠組み、リーダーシップとマネジメント、放射線管理、安全評価、廃棄物管理、廃止措置、緊急時の準備と対応、汚染地域の修復）を扱う、以下の7巻で構成される（以下に提示されるGS-R-1、DS415等の文書番号に相当する基準の名称は第2-2表を参照のこと）。

Vol. 1： 政府と規制の枠組み（作業中のGS-R-1の改訂、DS415）

Vol. 2： 安全に対するリーダーシップとマネジメント（GS-R-3の将来の改訂）

Vol. 3： 放射線防護と放射線源の安全（作業中のBSSの改訂、DS379）

Vol. 4： 安全評価（DS348あるいはその将来の改訂）

Vol. 5： 放射性廃棄物管理（WS-R-2の改訂、DS353はCSSによって理事会上程承認）

Vol. 6： 廃止措置と活動の終了（WS-R-5の将来の改訂）

Vol. 7： 緊急時の準備と対応（GS-R-2の将来の改訂）

GSRを補完する施設及び活動に特有の安全要件は、以下の6件である。

A. 原子炉等施設の立地評価（NS-R-3の将来の改訂）

B.1 原子力発電所：設計及び建設（NS-R-1の改訂、DS414で実施中）

B.2 原子力発電所：試運転及び運転（NS-R-2の改訂、DS413で実施中）

C. 研究炉の安全性（NS-R-4の将来の改訂）

D. 原子燃料サイクル施設の安全（DS316及びその将来の改訂）

E. 放射性廃棄物処分施設（WS-R-1及びWS-R-4の改訂、DS354で実施中）

F. 放射性物質の安全輸送（TS-R-1の改訂、DS345で実施中）

要件文書の作成過程で安全とセキュリティに関するロードマップ第6項の具体化を確保する実務的な方法が検討されることになる。

なお、汚染地域の修復に関する既存のWS-R-3は、改訂BSSの中で既存の被ばく状況の一部として含まれる。また、GS-R-2の将来の改訂では、緊急事態の準備と対応活動の管理における、判定基準や放射線防護の課題に対しては改訂BSSを引用することになる。

（2）安全要件の記載様式

CSSサブグループ報告書-Aでは、すべての「安全要件」には、必要に応じて説明文付きの主文形式の「基本安全原則」に使用された様式と同様な様式を採用することが提案されている。要件に対する定義は変わらないが、すべての要件文章が”shall”文で記載するのではなく、以下

の様式が取られる。

第1種要件

- ・ 包括的な個別要件としてshall文で明瞭かつ簡潔な文章で平易な言語で表記され、個別の番号を割り付けられる。
- ・ 「誰が」行わなければならないか、あるいは「何を」策定しなければならないか、また、必要な場合は「いつ」を示すものであり、組織、プロセス、計画を定めるため又は責任を割り当てるためのものとする。
- ・ （表記の事例）規制機関が設置されなければならない。

個々の従業員の職務被ばくをモニタする制度を設けなければならない。

運転組織は、〇〇の保守、試験計画を立て実行しなければならない

第2種要件

- ・ 包括的要件に付随した条件であり、現在時制文として作成され、安全要件の不可欠な部品と見なされることになる。
- ・ 例えば、第1種要件に基づいて確立すべきプロセス又はプログラムの主要な特質に関する事項、また、プログラム／プロセスの有効性、効率性の評価に関連する事項を含める。
- ・ （表記の事例）保守、試験等の計画には、安全上重要な系統、構築物、機器の定期的検査、試験を含む。

作業場所のモニタリングプログラムでは、測定すべき量、その時期、場所、測定法及び手順、基準値並びにそれを超えた場合にとるべき措置を規定する。

3. 4 安全指針リスト改定案の提示

2007年3月提示の小グループ報告書-Bで提示されていた安全基準リスト（案）は、2007年度に開催された各委員会の会合で修正が加えられ、2008年2月15日付で改訂版が提示された。改訂版は、第1次案で提示された現行指針の統合化計画が踏襲されており、これに新たに作成すべきとされた基準が数件追加されており、2015年時点での指針件数は97件とされていた。この提案は、第23回CSS会合及び第25回NUSSC会合では、IAEA事務局において基準案の体系表を作成中とのことから、審議されることはなく、第24回CSS会合及び第26回CSS会合で議論が行われた。

（1）第24回CSS会合における討議

基準案のマトリックス形式による体系表が、指針全体の基本的構想と共に第24回CSS会合用事前検討資料として提示され（2008年6月中旬）、同会合で内容審議が行われ、以下のように方針が設定された。

- ・ 安全指針の合理的な総数 : 80~100件
- ・ 要件を具体化する指針として全体を最適化する。
- ・ 「安全全般」分野の安全指針は、すべての施設と活動に対して適用できるようにし、GSR対応の重要8テーマには各1件の安全指針とする。
- ・ 施設と活動との相違によって個別の指針を必要とする場合、又は、単一テーマに関係する複数の事項を結合することが現実的でない場合は、その理由が正当であれば個別指針とする。
- ・ 施設と活動に特有な指針に対する扱いは以下のとおりとする。
 - － 燃料サイクル施設、廃棄物処理施設及び放射線関連の施設と活動については、「垂直型指針」とする。これは、それぞれの施設又は活動に必要なすべての事項に対する推奨事項を統合するものである。
 - － 多数の利用者に共通の事項は、各指針に組み入れられるモジュールとして開発されるべきである。ただし、そのモジュールが個々の指針に組み入れるには大きすぎる場合は1件の指針としてよい。
 - － 輸送分野は、全般的な安全指針と（その合理的な総数内での）少数の指針とする。
 - － 原子力施設については、対象とする事項に特有の安全指針を持つ「水平型扱い」とする。ただし、推奨事項が発電炉、研究炉及び燃料サイクル施設に適用可能になる場合、異なる型の施設への具体化を等級別扱いとする共通安全指針とする。
 - － これらの施設に対して個別の指針を作成することが正当な場合でも、まず、指針の統合を指向することとする。
 - － 原子炉については、立地関連指針の統合、設計関連指針の統合及び運転関連指針の統合を考慮すべきである。これは、特定の段階ごとの推奨事項をまとめ、また、立地、設計及び運転に必要とされた専門知識が異なることから好ましいが、設計と運転の不自然な分離を防ぐために相互参照を活用すべきである。

（2）安全指針案の統合化検討

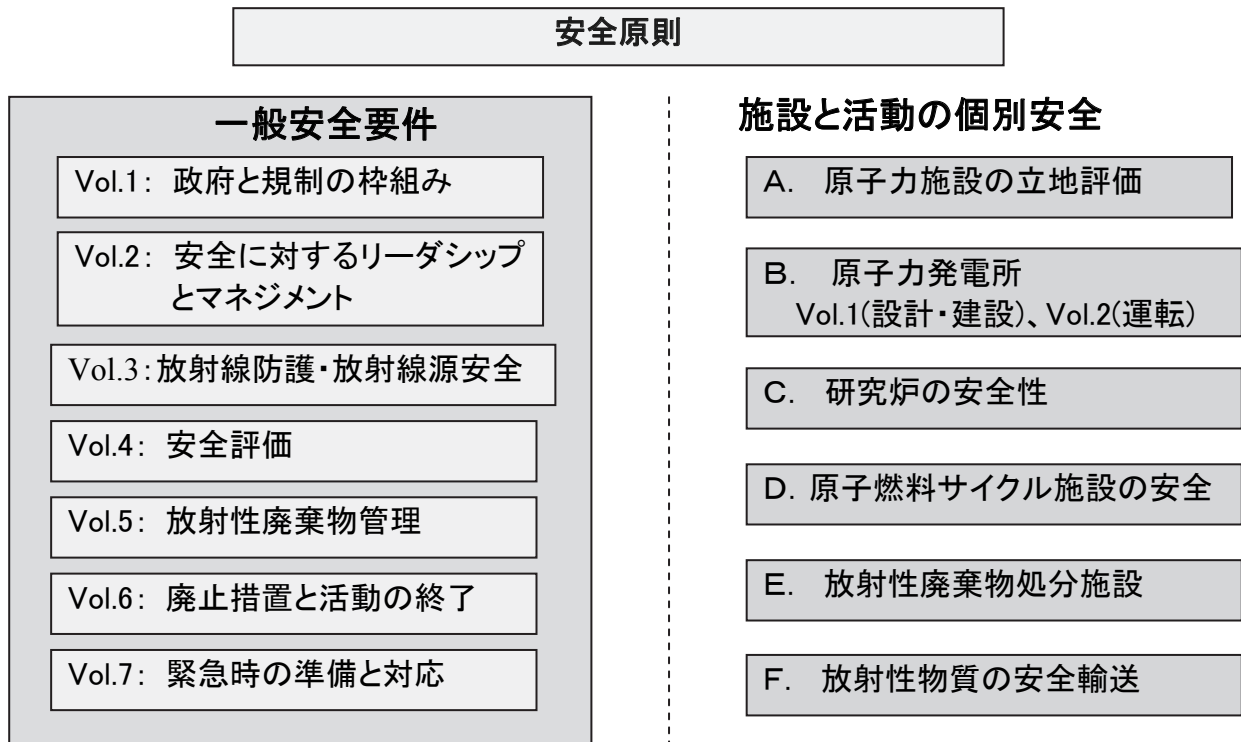
2008年2月15日付で提示された第2次改訂版は、上記の基本方針を踏まえて、第24回CSS会合直後に開催された4議長会合で統合化検討がなされ、その検討結果は、2008年9月に第3

次改訂提案として提示された。

第3次改定案は、2008年10～11月にかけて開催された各委員会で審議された。その結果は、2009年1月に開催された4議長会合で最終確認され、第25回CSS会合（2009年4月）用事前検討資料として2009年3月に提示された（表3-1）。この提示資料では、2015年時点での指針数を83件としており、下記の注意書きと共に現行指針の将来体系への移行に関する計画も含まれている。

- ・ 今後、DPPは本リストに基づき提出されるが、加盟国ニーズ、不足の追加、使用者利便性による見直し等による変更の余地がある。
- ・ DPPは、第24回CSS会合で承認された安全指針に対する基準を具体化することになる。
- ・ DPP提出時に、変更提案の正当性を記載し、説明しなければならない。
- ・ 表題及び内容は概略表示であり、DPP作成時に詳細検討される。
- ・ 長期体系への移行は2段階で行われる場合もある。

これによる改訂提案に基づくマトリックス表示を図3-2に示す。マトリックスの最上段には、施設と活動別のそれぞれの使用者が示されている。適用可能な基準はそれぞれの下方に垂直に示される。一般安全要件、その特定事項の安全要件、汎用的指針及び最後に特定指針が示される。



(参考) 現行の IAEA 安全基準体系

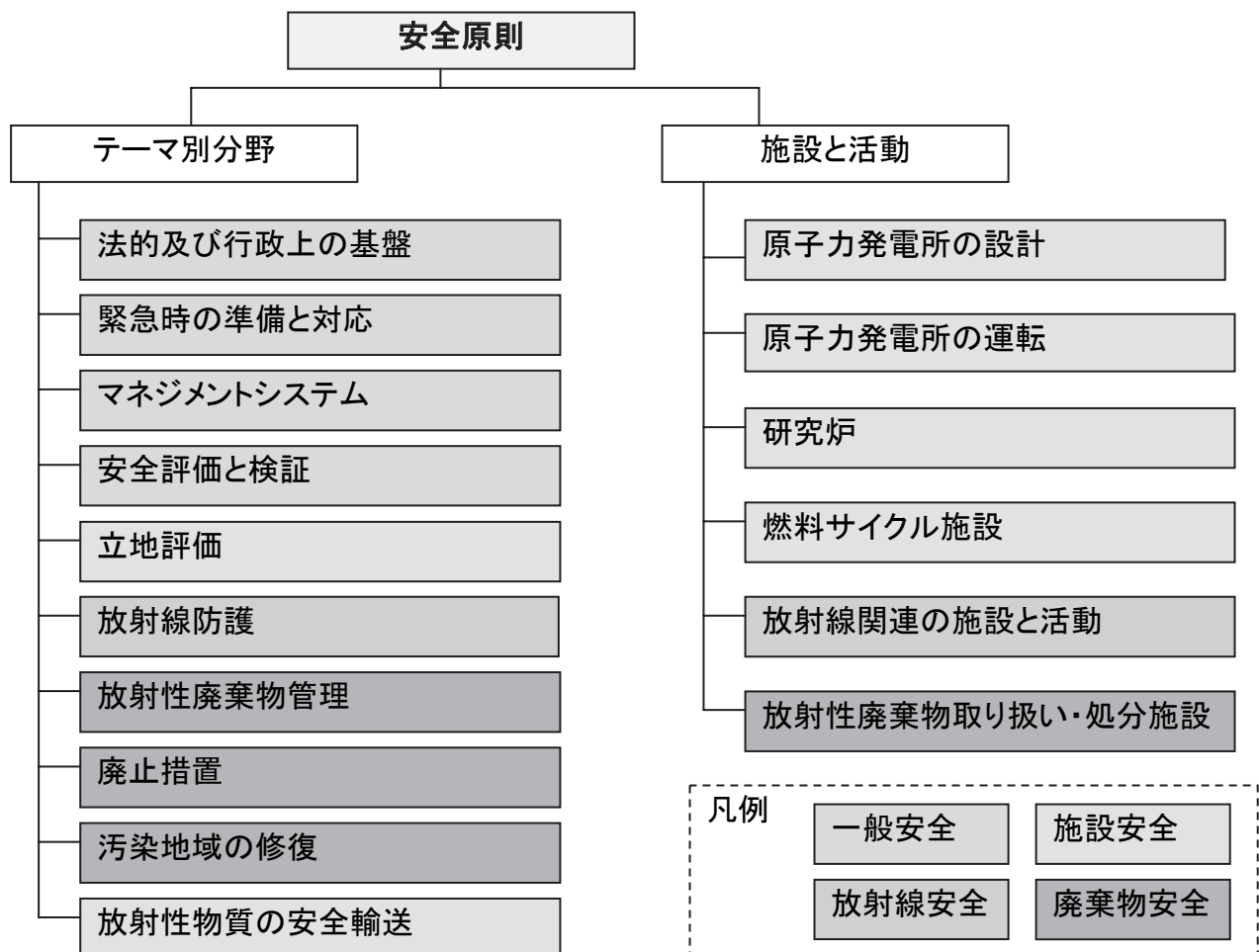


図3-1 IAEA 安全基準体系・改定案

図3-2 IAEA安全基準体系図（マトリックス表示）

		IAEA安全基準の適用分野						
		原子力発電所	研究炉	燃料サイクル施設	廃棄物処分施設	採鉱・精錬	放射線源	放射性物質の輸送
SF	安全原則	基本安全原則 SF-1						
SR	一般安全要件	一般安全原則 General Safety Requirements (GSR) (7巻) 法令及び規制の枠組み 安全に対するリーダーシップとマネジメント 放射線防護及び放射線源の安全 安全評価 放射性廃棄物管理 廃止措置及び活動の終了 緊急時の対策と対応						
	特定分野向け安全要件	原子炉等施設の立地評価					放射性廃棄物処分施設の安全	放射性物質の安全輸送規則
		原子力発電所の設計と建設	研究炉の安全	燃料サイクル施設の安全				
		原子力発電所の試運転と運						
SG	一般安全指針	各国における原子力安全基盤の確立 施設と活動に関する規制管理 放射線源の分類 除外、免除及びクリアランスにかかわる概念の適用 公衆の防護 マネジメントシステムの施設及び活動への適用 施設と活動における職業上の放射線防護 統合安全評価と意志決定 放射線防護を目的とした環境と線源の監視 原子力の施設と活動に係る臨界安全 放射性廃棄物の分類 放射性廃棄物の処分前管理と関連施設の安全 原子力又は放射能緊急時に対する準備の取り決め 放射線緊急時への対応のための取り決め 過去の活動及び事故により影響を受けた地域の修復プロセス						
	特定分野向け安全指針	下記参照	下記参照	施設特有指針(4件) -ウラン燃料及びMOX燃料製造施設 -転換及び濃縮施設 -再処理施設 -燃料サイクル研究	施設特有指針(4件) -放射性廃棄物の浅地中処分施設 -放射性廃棄物の地層処分 -放射性廃棄物のボアホール処分 -放射性鉱石の処分	採鉱、採鉱及び鉱石処理産業における放射線防護	行為の正当化	放射性物質の安全輸送規則に対する助言資料
		原子力施設に対する立地調査						
		原子力施設に対する火山災害評価						
		原子炉等施設に対する地震災害評価						
		原子炉等施設立地評価における水理的及び気象学的災害						
		原子力施設の立地評価と地盤の地質学的観点						
		原子力施設の立地評価における外部人為事象						
		原子力施設の建設						
		原子炉等施設の冷却系及び冷却関連系統の設計						
		NPPの原子炉格納系統及びその他の建物の設計						
		原子炉等施設における安全関連補助系の設計						
		原子炉等施設の電力系統の設計						
		原子炉等施設の計測制御系の設計						
			研究炉の安全上重要な計測、制御及びソフトウェア					
		原子炉等施設の設計における内部ハザード及び外部ハザードの防護						
		NPPにおける燃料貯蔵系の設						
		NPPの設計における放射線防護の側面	研究炉の設計における放射線防護の側面					
		NPP、研究炉及び廃棄物管理体系の設計に対する放射性廃棄物管理の側面						
		NPPの燃料取扱(設計及び運	研究炉の炉心管理と燃料取扱					
		NPPの炉心設計と炉心管理						
		原子力施設の使用済燃料の貯蔵						
		原子力施設の構築物、系統、機器の安全クラス分類						
		原子炉等施設の安全解析報告書の内容						
			研究炉の許可可文					
		NPPの設計と運転における決定論的安全解析とその適用						
		NPPの設計と運転における確率論的安全評価						
		施設と活動に対する放射線環境影響解析						
		原子炉等施設における定期安全レビュー						
		既存の原子炉等施設の耐震評価						
		原子力施設のマネジメントシステム						
		NPPの試運転	研究炉の試運転					
		NPPの運転	研究炉の使用(実験)時及び改造時の					
		NPPの改造と保守	研究炉の保守					
		原子炉等施設の廃止措置						
		原子力施設の運転経験のフィードバック						
		原子炉等施設の敷地内緊急事態						
			等級別扱いの適用					

表3-1 長期体系における安全指針参照リスト
(IAEA提案;2009.3.20版)

- ・ 本表は、2008年のSSC会合及び2009年1月の4委員会議長会合の結果を考慮したものである。
- ・ 今後、DPPは本リストに基づき提出されるが、変更の余地はある。
(加盟国ニーズ、不足の追加、使用者利便性による見直し等)
- ・ 提案されるDPPは、指針全体の中での変更提案の正当性を説明することになる。
- ・ 提案されるDPPは、第24回CSS承認の安全指針に対する基準を具体化することになる。
- ・ 表題及び内容は概略表示であり、DPP作成時に詳細検討される。
- ・ 長期体系への移行は2段階で行われる場合もある。

(注1) 左から4列がIAEA提案(3/20版)を整理したもの。
第5列「作成状況」から模擬は発行済み/作成中の基準
(注2) 「作成状況」欄については下記の最新情報を反映している。
(http://www-ns.iaea.org/downloads/standards/status.pdf)
凡例: DS-xxxは作成/改訂中、その他の番号付きは発行
(注3) IAEA提案で使用の下記用語は各々以下のように訳している。
Nuclear Facilities: 原子力施設(全ての原子力関連施設)
Nuclear Installations: 原子炉等施設(NPP、研究炉、燃料サイクル施設及び廃棄物処分前活動を含む)

新分類	改訂後の基準名称	2015年までの作業計画(留意点を含む)	作成状況	成立年	現在の基準名称	備考
SP-1	基本安全原則		SP-1	2006	基本安全原則	
GSR	Part 1: 法令及び規制の枠組み		GS-R-1 (DS-415)	2000	原子力安全、放射線安全、放射性廃棄物安全及び輸送安全に関する法令及び規制の基盤	
	Part 2: 安全に対するリーダーシップとマネジメント		GS-R-3	2006	マネジメントシステム、安全要件	
	Part 3: 放射線防護及び放射線源の安全		115 (DS-379)	1996	放射線安全の基本要件	
	Part 4: 施設及び活動に対する安全評価		DS-348承認		安全評価と検証(要件)	
	Part 5: 放射性廃棄物の処分前管理		DS-353承認		放射性廃棄物の処分前管理	
	Part 6: 廃止措置及び活動の終了		WS-R-5	2006	原子力施設の廃止措置	
	Part 7: 緊急時の対策と対応		GS-R-2	2002	緊急時の対策と対応	
SSR 1	原子力発電所;立地評価	改訂予定	NS-R-1	2000	原子力施設の立地評価	
SSR 2.1	原子力発電所の設計と建設		NS-R-2 (DS414)	2000	原子力発電所の安全:設計	
SSR 2.2	原子力発電所の試運転と運転		NS-R-3 (DS-413)	2003	原子力発電所の安全:運転	
SSR 3	研究炉の安全要件	改訂予定	NS-R-4	2005	研究炉の安全要件	
SSR 4	サイクル施設の安全(安全要件)		NS-R-5	2009	サイクル施設の安全に対する安全要件	
SSR 5	放射性廃棄物処分施設の安全	DS354の完成	DS-354		放射性廃棄物の処分(WS-R-4&WS-R-1の代替)	
SSR 6	放射性物質の安全輸送規則(2005年版)	DS345の完成(CSS承認)	TS-R-1	2005	放射性物質の安全輸送規則(2005年版)	
1 指針GSG-1	国の原子力安全基盤の確立	DS424の完成	DS-424		各国における原子力安全基盤の確立	
2 指針GSG-2	施設と活動に関する規制管理	BSS改訂後、RS-G-1.4を組み込む モジュール式の改訂を行う。 GS-G-11にはDS113及び自己評価手引きを含む。また、原子力の施設と活動及び放射線施設と放射線源についても対象とする。 GS-G-1.5に、TECDOC及び放射線の線源と活動に対する許可、届出プロセスを含める。 WS-G-2.3の「規制管理」部分 DS416の完成後に本指針に組み込み DS429の内容も対応することになる。 必要に応じて改訂	RS-G-1.4 GS-G-1.1 DS-113 GS-G-1.2 GS-G-1.3 GS-G-1.4 GS-G-1.5 TECDOC WS-G-2.3 WS-G-5.1 DS-416 DPP-429	2001 2002 2002 2002 2004 2000 2006	放射線源の安全使用の能力養成 原子力施設に対する規制機関の構成と職員 規制機関のマネジメントシステム 規制機関による原子力施設の審査と評価 施設の規制側検査と規制機関による措置 原子力施設の規制で作成される図書 放射線源の規制管理 許認可と検査 環境への放射能排出規制 行為終了時のサイの規制管理からの除外 原子力施設の許可プロセス	
3 指針GSG-3	放射線源の分類		RS-G-1.9	2005	放射線源の分類	
4 指針GSG-4	除外、免除及びクリアランスにかかる概念の適用	RS-G-1.7は残すが、その中の一般的考え方はBSSに移行	RS-G-1.7	2004	除外、免除及びクリアランス	
5 指針GSG-5	公衆の防護 (最適化に関する一般的手引き及び線量拘束値に関する一般的手引きを範囲とする。)	WS-G-2.3の一部を含める(GSG-2の規制プロセスに含まれない部分) 当初提案のDS400及びDS352を結合したDS421も含める。 長期的には、対象範囲は住居用及び建物用の材料中のプレンに暫時的のものとなる。 必要があればGS-G-3.1の改訂 最近発行されたGS-G-3.2、GS-G-3.3、TS-G-1.4を、後日組み込む。	WS-G-2.3 DS-421 DS-400 DS-352	2000	環境への放射能排出規制 自然放射線源からの公衆被ばくの防護 自然放射線源と雷撃放射線に対する公衆の防護 自然発生放射性物質を含む廃棄物の安全管理	
6 指針GSG-6	マネジメントシステムの施設及び活動への適用		GS-G-3.1 GS-G-3.2 GS-G-3.3 TS-G-1.4	2006 2008 2008 2008	マネジメントシステムの適用/安全指針 放射線安全における技術サービスのマネジメントシステム 放射性物質の処理、取扱、貯蔵/マネジメントシステム 放射性物質の安全輸送のマネジメントシステム	
7 指針GSG-7	施設と放射線活動における職業上の放射線防護	既存の指針の統合	RS-G-1.1 RS-G-1.2 RS-G-1.3 RS-G-1.6 GS-G-3.2	1999 1999 1999 2004 2008	職業上の放射線防護 吸入による従業員被ばくの評価 外部放射線源による従業員被ばくの評価 原材料の採取と処理における職業被曝防護 放射線安全における技術サービスのマネジメントシステム	
8 指針GSG-8	統合的安全評価と意志決定	新規作成。2008発行予定のWS-G-5.2と安全評価関連提案及びUNUSSC25議論に基づきDS365を含める。	DS-365		リスク情報を活用した意志決定	
9 指針GSG-9	放射線防護のための環境と資源の監視	RS-G-1.8の改訂	RS-G-1.8	2005	放射線防護のための環境と資源の監視	
10 指針GSG-10	原子力の施設と活動に係る臨界安全	2009年にMSコメント予定	DS-407		臨界安全	
11 指針GSG-11	放射性廃棄物の分類	まもなく出版	DS-390承認		放射性廃棄物の分類(11-G-1.1の代替)	
12 指針GSG-12	放射性廃棄物の処分前管理と関連施設の安全	既存指針の統合更新。 廃棄物施設に対する外部事象考慮のこと	WS-G-2.5 WS-G-2.6 GS-G-3.3 WS-G-6.1 DS-284	2003 2003 2003 2006	低、中レベル放射性廃棄物の管理 高レベル放射性廃棄物の管理 放射性物質の処理、取扱、貯蔵/マネジメントシステム 放射性廃棄物の貯蔵 原子炉及び廃棄物処分場以外の施設の安全評価	
13 指針GSG-13	原子力又は放射能緊急時に対する準備の取り決め	GS-G-2.11は必要に応じて改訂 DS44を組み込む 新規作成 ・脅威区分I, II, IIIの施設 ・脅威区分IVにおける放射線緊急時 ・自然災害による放射線緊急時への対応	GS-G-2.1 DS-44	2006	原子力及び放射能緊急時計画 緊急時の対応計画基準	
14 指針GSG-14	放射線緊急時への対応のための取り決め					
15 指針GSG-15	過去の活動及び事故により影響を受けた地域の修復プロセス	必要に応じて改訂	WS-G-3.1	2007	過去の活動及び事故の修復プロセスの実施	
16 F/ASG-16	原子力施設に対する立地評価	安全シリーズの改訂提案	50-SG-59	1984		
17 F/ASG-17	原子力施設に対する火山災害評価	DS405草案完成、2009MSコメント予定	DS-405		NPPのサイト評価における火山ハザード	
18 F/ASG-18	原子炉等施設に対する地震災害評価	DS422DPPは2008年5月CSS承認 MSコメント中	NS-G-3.3 DS422	2002	NPP:地震ハザード評価	
19 F/ASG-19	原子炉等施設における気象学的及び洪水災害	DS417で草案作成中 津波及び気候変動による洪水の範囲を更新	DS-417 NS-G-3.4 NS-G-3.5	2003 2003	原子力施設における気象学的及び洪水災害 NPP:気象学的観点 NPP:洪水ハザード	
20 F/ASG-20	原子力施設の立地評価と地盤の地質学的観点	NS-G-3.6の更新	NS-G-3.6	2004	NPP:立地評価と地盤の地質学的観点	
21 F/ASG-21	原子力施設の立地評価における外部人為事象	NS-G-3.1の更新	NS-G-3.1	2002	NPP:敷地評価における外部人為事象	
22 F/ASG-22	原子力施設の建設	新規指針作成(DS349の妥当性確認後) (暫指針は必要と考えられる)	DS349		50-SG-Q	
23 F/ASG-23	原子炉等施設の冷却系及び補助系補助系の設計	現行の指針維持(必要に応じて改訂) 現行指針の改訂及びその他の建物を対象範囲に入れる	NS-G-1.9	2004	NPPの原子炉冷却系及び補助系の設計	
24 F/ASG-24	NPPの原子炉格納系統及びその他の建物の設計		NS-G-1.10	2004	NPPの格納容器の設計	
25 F/ASG-25	原子炉等施設における安全関連補助系の設計	安全関連補助系について新規作成	NS-G-1.8 (DS-430)	2004	NPPの非常用動力系	
26 F/ASG-26	原子炉等施設の電力系統の設計	現行指針にケーブル、ケーブルトレイを含めて改訂	NS-G-1.1 NS-G-1.3 (DS-431)	2000 2002	NPPの安全上重要な計算機システムのソフトウェア NPPの安全上重要な計測制御系	
27 F/ASG-27	原子炉等施設の計測制御系の設計	新規作成(指針2件の統合、更新)	NS-G-1.5 NS-G-1.6 NS-G-1.7	2003 2003 2004	NPPにおける地震以外の外部事象 NPPの耐震設計 NPPの内部火災及び爆発防護	
28 F/ASG-28	原子炉等施設の設計における内部ハザード及び外部ハザードの防護	新規作成(指針4件の統合、更新) ここにNS-G-3.5の外部洪水防護に関する設計関連を含める	NS-G-1.11 NS-G-3.5	2004 2003	NPPの内部火災及び爆発以外の内部ハザード防護 NPP:洪水ハザード	

新分類	改訂後の基準名称	2015年までの作業計画(留意点を含む)	作成状況	成立年	現在の基準名称	備考
29 F/ASG-29	NPPにおける燃料取扱系及び貯蔵系	現行の指針維持(必要に応じて改訂)	NS-G-1.4 NS-G-1.13	2003 2005	NPPの燃料取扱・貯蔵系の設計 NPPの放射線防護設計	
30 F/ASG-30	NPPの設計における放射線防護の側面	NS-G-1.13の放射線防護面、NS-G-2.7の放射線防護を結合更新。また、職業被ばくの手引きを含める。	NS-G-2.7	2002	NPP運転における放射線防護と廃棄物管理	
31 F/ASG-31	NPP、研究炉及び廃棄物管理施設の設計に対する放射性廃棄物管理の側面	SS-79、NS-G-4.6の廃棄物関連部分、及びWS-G-2.1関連部を含めて結合	SS-79 NS-G-4.6 WS-G-2.1	1986 2008 1999	NPPにおける放射性廃棄物管理システムの設計 研究炉の設計、運転における放射線防護と放射性廃棄物管理 原子力発電所及び研究炉の廃止措置	
32 F/ASG-32	NPPにおける燃料取扱い(設計及び運転)	必要に応じて現行NS-G-1.4を更新し、NS-G-2.5の燃料取扱部分を含める。	NS-G-1.4 NS-G-2.5	2003 2002	NPPの燃料取扱い及び貯蔵系の設計 NPPの炉心管理と燃料取扱い	
33 F/ASG-33	NPPの炉心設計と炉心管理	必要に応じて現行NS-G-1.12及びNS-G-2.5の炉心管理部分を更新	NS-G-1.12 NS-G-2.5	2005 2002	NPPの炉心設計 NPPの炉心管理と燃料取扱い	
34 F/ASG-34	使用済燃料の貯蔵	DS371の基準化(MSコメント終了)	DS-371 116 117	1994 1994 1994	使用済燃料の貯蔵 使用済燃料貯蔵施設の設計 使用済燃料貯蔵施設の運転	
35 F/ASG-35	原子炉等施設の構築物、系統、機器の安全クラス分類	NPP版DS367の完成後、対象施設拡大	DS-367		NPP: 構造、システム及び機器の安全クラス分類	
36 F/ASG-36	原子炉等施設の安全解析報告書の様式と内容	新知見及び詳細範囲の反映のため改訂 DS416(GSG-2)の技術的部分を含める。	GS-G-4.1 DS-416	2004	NPP用安全解析報告書の様式と内容 原子力施設の許認可プロセス	
37 F/ASG-37	原子力発電所の設計と運転における決定論的安全解析とその適用	DS395の完成(CSS最終承認待ち)	DS-395		原子力発電所における決定論的安全解析とその適用	
38 F/ASG-38	NPPの設計と運転における確率論的安全評価	NS-G-1.2との結合 DS393の完成(CSS承認待ち)	NS-G-1.2 DS-393	2001	NPPの安全評価と確認 原子力プラントへのレベル2PSAの開発と適用	
39 F/ASG-39	施設と活動に対する放射線環境影響解析	DS394の完成(CSS承認待ち)	DS-394		原子力プラントへのレベル1PSAの開発と適用(内部事象)	
40 F/ASG-40	原子炉等施設における定期安全レビュー	更新 緊急時状況は含まず、No.8のリンクを設定 NS-G-2.10改訂時にLTO課題を含める。	NS-G-3.2 (DS-427) NS-G-2.10	2002 2003	NPP立地評価: 空気と水への放射性物質の分散と人口分布の考慮 NPPの定期安全レビュー	
41 F/ASG-41	既存の原子炉等施設の耐震評価	DS383の完成(発行準備中)	DS-383承認		既存の原子力施設の耐震評価	
42 F/ASG-42	原子力施設のマネジメントシステム(施設の存続期間を包含)	DS349の完成(発行準備中) その後、運転時の意志決定、変更管理及び自己評価に関するガイドを含めて、NS-G-2.4を改訂 また、改訂指針のナレッジ管理を含めてNS-G-2.8改訂の改訂も含める。	DS-349承認 NS-G-2.4 NS-G-2.8	2001 2002	原子力施設のマネジメントシステム NPPの運転組織 NPP職員の採用、資格及び訓練	
43 F/ASG-43	NPPの試運転	NS-G-4.5の改訂も含める。 NS-G-2.6の更新	NS-G-4.5 NS-G-2.6	2003	研究炉の組織及び要員の採用、訓練、資格 NPPの試運転	
44 F/ASG-44	NPPの運転	DS388の完成(MSコメント審議中) その後で、NS-G-2.2、NS-G-2.14、NS-G-2.1、DS388を統合更新し、構成管理及び運転から廃止措置への移行に関する指針を含める。	NS-G-2.2 NS-G-2.14 NS-G-2.1	2000 2008 2000	NPPの運転限界、条件及び運転手順 原子力発電所の運転業務 NPPにおける火災安全	
45 F/ASG-45	NPPの改造と保守	現行指針(NS-G-2.6、NS-G-2.3)を更新、NS-G-2.12を含める。 当初、DS406で提案の長期運転に関する課題に対処する。	NS-G-2.6 NS-G-2.3 NS-G-2.12 DS-406	2002 2001 2009	NPPの保守・サーベランス及びISI NPPの改造 発電炉の経年管理 NPPの長期運転	
46 F/ASG-46	原子炉等施設の運転経験のフィードバック	効果的は正プログラム、低頻度事象とニアミス、並びに前兆事象・先行事象分析を含めて更新	NS-G-2.11	2006	原子力施設における発生事象からの経験フィードバック体制	
47 F/ASG-47	原子炉等施設の敷地内緊急事態	新規DPP提示(異常事象、事故、過酷事故により発生するサイト内緊急時の全体を包含する基準)	DS-385承認		NPPの原子力プラントのアクシデントマネジメント	
48 F/ASG-48	研究炉の試運転	当初提案に無し(NUSSC28新規提案)	DPP-485			
49 F/ASG-49	研究炉の設計における放射線防護の側面	改訂予定 NS-G-1.13、NS-G-4.6の放射線防護面、WS-G-2.1の対応部分を統合更新	NS-G-4.1 NS-G-1.13 NS-G-4.6 WS-G-2.1	2006 2005 2008 1999	研究炉の試運転 NPPの放射線防護設計 研究炉の設計、運転における放射線防護と放射性廃棄物管理 原子力発電所及び研究炉の廃止措置	
50 F/ASG-50	研究炉の使用(実験)時及び改造時の安全	DS397の完成(2008NUSSCにドラフト提出)	DS-397		研究炉の使用(実験)及び改造における安全	
51 F/ASG-51	研究炉の保守	DS412の完成(MSコメント) 次段階で2つの指針を結合	DS-412		研究炉の経年化管理	
52 F/ASG-52	等級別扱いの適用	DS351の完成(2009NUSSCにドラフト提出) 全般基準とするか各個別指針で対応するか(政策決定が必要)	DS-351	2006	等級別扱いの適用	
53 F/ASG-53	研究炉の許認可文書	DS396の完成(2009NUSSCにドラフト提出)	NS-G-4.4 DS-396		研究炉の運転限界、条件 研究炉の安全評価と安全解析書の準備	
54 F/ASG-54	研究炉の安全上重要な計測、制御及びソフトウェア	新規ガイド	DPP436			
55 F/ASG-55	研究炉の炉心管理と燃料取扱	既存指針の改訂	NS-G-4.3		研究炉の炉心管理と燃料取扱い	
56 F/ASG-56	ウラン燃料及びMOX燃料製造施設	DS317、DS318の完成(発行準備中) その後、廃止措置段階を含めて統合予定	DS-317 DS-318		ウラン燃料製造施設 MOX燃料製造施設	
57 F/ASG-57	転換及び濃縮施設	DS344の完成(発行準備中)	DS-344		転換及び濃縮施設の安全	
58 F/ASG-58	再処理施設	DS360の完成	DS-360		再処理施設の安全	
59 F/ASG-59	燃料サイクル研究開発施設	DS381の完成	DS-381		燃料サイクル研究開発施設の安全	
60 F/ASG-60	原子炉等施設の廃止措置	DS402(WS-G-2.1代替)とDS404(WS-G-2.4代替)の結合	DS-402 DS-404 WS-G-2.4	1999 2001	原子力発電所及び研究炉の廃止措置 原子力発電所及び研究炉の廃止措置 燃料サイクル施設の廃止措置 燃料サイクル施設の廃止措置	
61 F/ASG-61	NORMを使用する施設の廃止措置	新規提案				
62 F/ASG-62	放射性廃棄物の浅地中処分施設	DS356の完成	DS-356		浅地中処分施設の設計・運転(111-G-3.1の代替)	
63 F/ASG-63	放射性廃棄物の地層処分施設	DS334の完成	DS-334		地層処分施設の設計・運転(111-G-4.1の代替)	
64 F/ASG-64	放射性廃棄物処分のためのボアホール	DS335の完成	DS-335		放射性廃棄物処分のためのboreshole	
65 F/ASG-65	放射性鉱石の処分	長期被曝問題対応の指針がない(No.5に含めない)	DS-357			
66 F/ASG-66	医療、産業、研究、農業及び教育における放射性物質の使用による廃棄物の管理	改訂予定	WS-G-2.7	2005	医療、産業等における放射線廃棄物管理	
67 F/ASG-67	放射線源の正当化	DS401の完成(表題の範囲に限定)	DS-401		放射線源に関連した行為の正当化	
68 F/ASG-68	医療放射線の医療使用	DS399の完成(RS-G-1.5代替) 医療適用による公衆被ばく関連は基本基準が新規の個別基準対応	RS-G-1.5 DS-399	2002	医療被ばくに対する放射線防護 放射線療法の安全指針	
69 F/ASG-69	ガンマ線、電子線及びX線照射装置の放射線安全	DS409の完成	DS-409		ガンマ線及び電子線照射装置の放射線安全	
70 F/ASG-70	放射線発生装置及び密封放射線源の安全	必要に応じて改訂	RS-G-1.10	2006	放射線発生装置及び密封放射線源の安全	
71 F/ASG-71	産業用X線装置	DS408の完成	DS-408		産業用X線の安全指針	
72 F/ASG-72	アインストープ製造施設	新規作成				
73 F/ASG-73	Well Logging	DS419の完成	DS419			
74 F/ASG-74	原子力計器	DS420の完成	DS420			
75 F/ASG-75	検査用のX線発生装置及び線源	新規作成				
76 F/ASG-76	研究及び教育における放射線源使用時の放射線安全	新規作成				
77 F/ASG-77	医療施設、産業施設、研究施設、農業施設及び教育施設の廃止措置	DS403の完成	WS-G-2.2 DS-403	1999	医療施設、産業施設及び研究施設の廃止措置	
78 F/ASG-78	放射性物質の安全輸送規則に対する助言資料	DS425で次回改訂	TS-G-1.1	2002	放射性物質の安全輸送規則に対する助言資料	
79 F/ASG-79	放射性物質の安全輸送に対するIAEA規則の要綱	DS387の完成	DS-387		放射性物質の安全輸送に対するIAEA規則要綱	
80 F/ASG-80	放射性物質の輸送事故に対する緊急時対応計画	モジュール構成で改訂	TS-G-1.2	2002	放射性物質の輸送事故に対する緊急時計画	
81 F/ASG-81	放射性物質の安全輸送に対する放射線防護計画	改訂予定	TS-G-1.3	2007	放射性物質の安全輸送に対する放射線防護計画	
82 F/ASG-82	放射性物質の安全輸送に対する適合保証	DS372の完成	DS-372		放射性物質の安全輸送に対する適合保証	
83 F/ASG-83	探鉱、探鉱及び鉱石処理産業における放射線防護	新規作成				

4. 安全基準関連委員会への対応検討

IAEAが開催する NUSSC 会合及び CSS 会合は各国委員の合議の場であり、我が国の出席者は審議案件に対して国を代表しての発言となる。このため、これらの会合に出席する日本の委員に、各会合において審議が予定される安全基準案に関する各種の情報を提供し、さらに個々の案件に対する対処方針として国内関係者（NISA、原子力安全委員会、文部科学省、原子力安全技術協会、研究機関、電力事業者、メーカ）からの意見を集約しておくことが重要となっている。このため、NUSSC 会合、CSS 会合それぞれに対しての対応方針検討会を開催し、意見の事前集約を行っている。今年度は以下の会合への対応方針の検討を行った。

- (1) 第25回 NUSSC 会合
- (2) 第26回 NUSSC 会合
- (3) 第23回 CSS 会合
- (4) 第24回 CSS 会合

4. 1 第25回 NUSSC 会合対処方針検討

会合で提示されることになっている安全基準案及び安全基準作成計画への対応について以下の対処方針をまとめた。

(1) 安全基準案の審議

- ① 安全要件「安全評価と確証」（DS348）（CSS 上程に関する審議）

表記上のコメントを提出するが、基準案の CSS への上程を承認することとした。

- ② 安全要件「放射性物質の安全輸送規則（2009年版）」（DS345）（CSS 上程）

コメントはなく、基準案の CSS への上程を承認することとした。

- ③ 安全指針「原子炉等施設のマネジメントシステム」（DS349）（CSS 上程）

表記上のコメントを提出するが、基準案の CSS への上程を承認することとした。

- ④ 安全指針「原子力発電所の経年管理」（DS382）（CSS 上程）

経年変化管理のPDCAサイクルについてコメントを提出する。経年変化管理の構築・実施に重点を置いているIAEA基準案の視点に対し、経年変化管理プログラムの評価・改善まで含む包括的な視点に立ったPDCAサイクルに改訂を求めるものである。これは、IAEAとは視点の異なる大きなコメントであり、この段階では受け入れられる可能性は低いだが、別の視点があることを会合の席上で紹介してもらうよう働きかけるものとし、最終的には、CSS

への上程を承認することとした。

- ⑤ 安全指針「既存の原子炉等施設の耐震評価」(DS383)(CSS 上程)

表記上のコメントを提出するが、基準案の CSS への上程を承認することとした。

- ⑥ 安全指針「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント」(DS385)(CSS 上程)

表記上のコメントを提出するが、基準案の CSS への上程を承認することとした。

- ⑦ 安全指針「原子力発電所におけるレベル1PSAの開発と適用」(DS394)(CSS 上程)

加盟国コメントのうち反映されていないものがある。特に“should”の適正使用等文書全体に及ぶコメントおよび技術的に重要なコメントを再度コメントするが、最終的には、CSS への上程を承認することとした。

- ⑧ 安全指針「リスク情報を活用した意思決定」(DS365)(加盟国の意見照会への提示に関する審議)

文章の明確化の他、PSAの品質確保、不確かさの評価等を追記するコメントを提出するが、基準案の加盟国への意見照会を了承することとした。

- ⑨ 安全指針「水冷却原子力発電所の化学プログラム」(DS388)(加盟国の意見照会への提示)

PWR 主体で議論されていて BWR の視点が少なく、BWR の水化学についても適切に含めるべきことをコメントするが、基準案の加盟国への意見照会を了承することとした。

- ⑩ 安全要件「原子力発電所の安全：運転」(DS413)(加盟国の意見照会への提示)

大地震等の外部事象でプラントが停止した後あるいは火災等の内部事象後の再起動についての記述が不足している。場合によっては再起動に関する新たな安全基準を作成することも考慮が必要である旨指摘するが、基準案の加盟国への意見照会を了承することとした。

- ⑪ 安全要件「政府及び規制の枠組み」(DS415)(加盟国の意見照会への提示)

規制機関の独立性、規制の改善と安定性、技術支援機関の役割等に関する記述に関するコメントを提出するが、基準案の加盟国への意見照会を了承することとした。

- ⑫ 安全指針「原子炉等施設の許認可プロセス」(DS416)(加盟国の意見照会への提示)

Licenses, authorizations, permits などの用語の使用方法の明確化が必要であること、等級別扱いの記述が不足していること、プラント異常時の再起動の記述が不足していることなど、をコメントするが、基準案の加盟国への意見照会を了承することとした。

- ⑬ 「宇宙空間における原子動力の適用のための安全枠組み」(報告と検討)

本安全文書については静観することとした(文部科学省の宇宙を所管している課では、

我が国では当面原子力電源を利用する予定がないとしている)。

(2) 基準作成計画の審議

① 安全指針「原子炉等施設の地震ハザード評価」(DS422-DPP)

特段の問題もないことから、DPPのCSSへの上程を承認してよいとした。また、草案作成に日本の専門家の協力を表明する。

② 安全指針「国内原子力安全基盤の確立」(DS424-DPP)

主要な責任は事業者にあることを強調するようコメントするが、DPPのCSSへの上程を承認してよいとした。

③ 安全指針「原子力発電所の定期安全レビュー」(DS426-DPP)

PSRは各国で内容が異なっていることを考慮するようコメントするが、DPPのCSSへの上程を承認してよいとした。

④ 安全指針「安全解析報告書の様式と内容」(GS-G-4.1の改訂)(報告と検討)

IAEA事務局からの事前資料はないため、適宜聴取することとした。

⑤ 安全指針「事故の防止」に関する提案(報告と検討)

IAEA事務局からの事前資料はあるが、意図が分からないため適宜聴取することとした。

(3) その他の審議案件

安全基準に関する審議以外の議事項目はすべてIAEA事務局の関わる活動に関する報告事項であり、特段の準備は必要ないとした。

4. 2 第26回 NUSSC 会合対処方針検討

会合で提示されることになっている安全基準案及び安全基準作成計画への対応について以下の対処方針をまとめた。

(1) 安全基準案の審議

① 安全指針「原子力発電所に対するレベル2PSAの開発と適用」(DS393)(CSS上程に関する審議)

特にコメントはなく、基準案のCSS上程を承認することとした。

② 安全指針「原子力発電所に対するレベル1PSAの開発と適用」(DS394)(CSS上程)

脚注の記述についてのコメントを提出するが、CSS上程に合意して差し支えない。

③ 安全要件「原子力発電所に対する決定論的安全解析とその適用」(DS395)(CSS上程)

PSAに関する記述、ソースタームの記述について削除又は内容圧縮のコメントを提出す

るが、基準案の CSS 上程を承認することとした。

- ④ 安全指針「放射性廃棄物の処分前管理のためのセーフティケースと安全評価」(DS284)
(加盟国の意見照会への提示に関する審議)

WASSC の結論に任せるが、基準案の加盟国への意見照会を了承することとした。

- ⑤ 安全指針「原子力発電所の構築物、系統及び機器の安全分類」(DS367) (加盟国の意見照会への提示)

本件に関する専門家会合に我が国から参加した専門家の意見を確認し、コメントを提出するが、基準案の加盟国への意見照会を了承することとした。

- ⑥ 安全指針「研究炉の経年変化管理」(DS412) (加盟国の意見照会への提示)

発電炉用の指針(DS382)との整合性を取る等コメントを提出するが、基準案の加盟国への意見照会を了承することとした。

- ⑦ 安全指針「原子力施設の地震ハザード評価」(DS422) (加盟国の意見照会への提示)

コメントすべき点が多数あり、加盟国への意見照会は了承せず、技術会合等で再検討が必要であることを表明することとした。

- ⑧ 安全要件「放射線に対する防護の基本安全基準」(DS379 : BSS の改訂) (第1次検討)

本件は RASSC 主管であるが、我が国の NUSSC 関係者からは 8 件のコメントを提出しており、IAEA からの説明を適宜聴取することとした。

- ⑨ 安全指針「統合安全評価と意思決定」(DS365) (情報提供)

コメントを求められていないため、特段の準備はしないこととした。

- ⑩ 安全指針「原子力発電所の立地評価における火山ハザード」(DS405) (情報提供)

コメントを求められていないため、特段の準備はしないこととした。

(2) 基準作成計画の審議

- ① 安全指針「施設と活動における放射線環境影響解析」(DS427-DPP)

専門家の意見として本指針は不要と考えるが、CSS 上程に合意することとした。

- ② 安全指針「規制機関に対する技術的・科学的支援」(DPP 番号未定) (検討と承認)

IAEA 事務局からは、本基準を独立の基準とするか政府機関に関する基準の一部とするかの選択を求められている。これに関し、独立基準とすべきとのコメントを提示しているが、席上では、IAEA からの説明を聴取することとした。

(3) その他の審議案件

- ① IAEA 安全指針リストの審議

事務局提示の安全指針リストに対しては、概ね賛成できるとするものの、今後整備する安全指針の総数を80～100件とするのは多いのではないかとの意見があり、IAEA事務局の考え方を確認することとした。

② NUSSC 委員国の規制上の取り組みと現在の進展に関するフィードバック（討議）

IAEA事務局からの資料提示がないため、適宜対応することとした。

③ IAEA安全基準使用経験のフィードバック

適宜、以下の見解を提示することとした。

- ・ 我が国の蓄積した知見を共通の財産として提供する用意がある。特に新規原子力参入国への基準整備のため提供するつもりである。
- ・ CSS 会合の場で基準草案段階での専門家派遣の意思表示をしている。
- ・ 草案作成及びコメント段階においては、産業界の意見を含めて広く国内意見吸い上げる体制を整備しており、体系的な情報提供が可能なようにしている。

4. 3 第23回 CSS 会合対処方針検討

事前提示のあった会合の議事次第に対応して以下の方針をまとめた。

(1) 安全基準案の審議

今回会合では、下記基準の最終承認が求められている。

- ① 安全要件「放射性物質安全輸送規則」（DS345）
- ② 安全指針「放射性物質安全輸送のための適合保証」（DS327）
- ③ 安全要件「放射性廃棄物の処分前管理」（DS353）
- ④ 安全指針「ウラン燃料製造施設の安全」（DS317）
- ⑤ 安全指針「MOX 燃料製造施設の安全」（DS318）
- ⑥ 安全指針「転換及び濃縮施設の安全」（DS344）
- ⑦ 安全指針「研究炉の設計と運転における放射線防護と放射性廃棄物管理」（DS340）
- ⑧ 安全指針「放射性物質を用いる施設の廃止措置のための安全評価」（DS376）
- ⑨ 安全フレーム「宇宙空間における原子動力の適用」

いずれの安全基準案もその草案の検討段階、加盟国コメント段階で我が国の意見等が反映されていること等を確認しており基本的には承認してもよいとした。ただし、③については、草案の中で使用されている「safety case」の対象は何かの明確化を求めるコメントを提示することとし、その他のいくつかの基準案に対しても表記上の整合性、明確化を求めるコ

ントを提示することとした。⑨については、我が国は宇宙関連施設に原子動力を使用していないことから、これまでも本基準に対しては静観しており、今回も静観することとした。

(2) 基準作成計画の審議

今回会場には下記の5件の基準作成計画の提出が予定されている。

- ① 安全指針「ボーリング検査における放射線安全」
- ② 安全指針「原子力計測器の放射線安全」
- ③ 安全指針「原子炉等施設の地震ハザード評価」(NS-G-3.3の改訂)
- ④ 安全指針「国内原子力安全基盤の確立」
- ⑤ 安全指針「原子力発電所の定期安全レビュー」(NS-G-2.10の改訂)

いずれの基準作成計画も特段の問題はなく承認してもよいとした。なお、耐震関連の基準に対してはこれまでも積極的に参加してきており、引き続き積極的に参加する旨表明することとした。④については、DPP作成のためのタスクフォースに参加しており、引き続き草案作成のため専門家派遣の用意がある旨を、また、⑤についても草案作成のための専門家会合に参加する旨を申し出る。

(3) 政策課題に関する検討

① 第4期活動重点活動項目

今回会場は、第4期活動期間(2008～2011年)の最初の会合であり、今期の重点活動項目の討議が予定されている。前回会合で作成した第3期報告書には第4期活動項目案が提示されており、そこには我が国が第4期の活動として提案した、新潟県中越沖地震による原子力発電所への影響を踏まえた耐震安全についての基準の整備が入っており、これが着実に実行されるよう求めることとし、新たな活動提案は行わないこととした。

② 原子力計画を立ち上げる国への安全基準の適用に関する支援

近年、原子力発電所を新たに建設しようとする国が多く出ており、IAEAに対して支援要請が来ているため、CSSとしてこれに対応する活動に関する検討が要請されている。このために開催された作業会(米国、仏国、日本等が参加)において指針作成のためのDPPの作成が行われた(上記(2)④)。今回会場では、我が国は、特別拠出金プログラム「アジア原子力安全ネット」に参加し、各国における原子力安全基盤の整備のための活動を行っていることを紹介するとともに、原子力発電プログラムを立ち上げようとしている国に対する安全基準の積極的活用の働きかけは、IAEAにおける国際支援活動を通して行うことが重要である旨表明し、CSSとして新たに取り組む活動については、他の活動との重複を避

けつつ、委任事項で規定された CSS の機能の範疇内において適切に活動することを確認することとした。

③ 安全基準の長期的体系・CSS タスクフォースによるロードマップ

前回の CSS 会合においてロードマップを承認しているが、今回会合では、BSS（電離放射線に対する防護と放射線源の安全のための国際基本安全基準）の拡張によって「一般安全要件」を策定する方式が効率的かどうかについて議論されることになっており、これに対しては BSS の拡張による方式が、CSS 傘下の個別安全基準委員会で検討している分野ごとの要件文書を元に「一般安全要件」を策定する方式と比べて効率的であるかどうかについて説明を求めることとした。

④ 安全基準作成にかかる管理システムへの対応

本システムに対しては、第 3 期報告書及びロードマップ等で示されたことが確実に行われるよう、特に、以下の事項について要請することとした。

- ・ 安全指針作成のための DPP の中で指針作成の正当性の説明を入れること
- ・ 審議対象基準案を会合開催の 2 ヶ月前に当該委員会ウェブに掲示すること
- ・ 加盟国や委員のコメントへの対処表及び改定箇所を明示した改定草案を提示すること

4. 4 第24回 CSS 会合対処方針検討

会合の議事次第に対応して以下の方針をまとめた。

(1) 安全基準案の審議

今回会合では、下記基準の最終承認が求められている。

- ① 安全要件「安全評価と検証」(DS-348)
- ② 安全指針「放射性廃棄物処分のためのボアホール施設」(DS-335)
- ③ 安全指針「原子力施設のマネジメントシステム」(DS-349)
- ④ 安全指針「原子力発電所の経年管理」(DS-382)
- ⑤ 安全指針「既存の原子炉等施設の耐震評価」(DS-383)
- ⑥ 安全指針「放射性廃棄物の分類」(DS-390 : SS 111-G-1.1の代替)
- ⑦ 安全指針「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」(DS-385)

いずれも、基準の検討段階、加盟国コメント段階で我が国の意見等が反映されていること等を確認しており、承認する。ただし、CSS 上程手続きが不透明な基準（DS335）及び最終草案における変更点が多い基準（DS348）については、承認留保も含めてその最終判断に至

るプロセスを明示するよう要請することとした。

(2) 基準作成計画の審議

今回会場には基準作成計画の提出が予定されていない。

(3) 政策課題に関する検討

① CSS の委任事項

委任事項の検討で CSS として新規導入国への対応が話題となった場合は、前回と同様の対応を取ることにした。

② IAEA安全基準の現状と目的に関する討議

IAEA事務局から提示されている安全基準に関する一般説明文は、近年発行のIAEA基準すべてに序論として記載されている現在の考え方に最近のCSSにおける議論を加えたもので、追加部分はすでに了解済みの内容であり、特段の問題はなく、適宜聴取することとした。

③ 安全基準作成プロセスにおける利害関係者の参加のあり方

安全基準の作成における利害関係者、特に、産業界意見の入れ方についてCSSとしての見解をまとめることが要請されている。これに関して、我が国は、IAEA事務局の考え方である、安全基準作成において施設と活動の現場情報を豊富に有する産業界の基準草案作成への参加は歓迎するが、基準の承認段階では規制機関のみで意志決定することに賛意を示すこととした。

④ 安全要件の長期的体系と記載様式の決定

安全要件は、一般安全要件（GSR）と施設／活動の個別安全要件から構成されることが提案されており、今回会場ではこれまで明確でなかったGSRの構成が提案されている。また、安全要件文書の記載様式（現在の要件列記方式に代えて、簡潔な包括的要件と付随的条件の構成とする）も提示されている。これに対して我が国は以下のように対処することとした。

- ・ 今回提示の安全要件文書の構成については賛意を示す。
- ・ GSRは、基本安全原則SF-1で規定された10項目の原則すべてに対応して要件が設定される必要があるが、10項目の原則とGSR構成案と対比すると、原則8「事故の防止」の概念に対応する要件の記載場所が見えない。原則8は「事故の防止」を具体化する「深層防護」概念が扱われており、これは原子力施設の安全確保の基本原理とも言うべきものであり、これがGSRで明示的に扱われるよう提案する。
- ・ 安全要件文書の新様式は、一般安全に属する文書には適用できるとみられるが、技術

的な事項で構成される施設及び活動分野特有の安全要件文書への適用には実務的に適用できるか疑問があり、現在行っている要件文書の改定（NS-R-1、NS-R-2）の進め方をふまえて提案の方式を今後も進める可能性を確認する。

⑤ 安全指針の作成

前回会合で提示された今後の指針リストを可視化するマトリックス表示による構想案の提示がIAEA事務局からあり、また、DPP テンプレート案も提示されており、これに対する我が国の対処方針として以下のようにすることとした。

- ・ 指針のマトリックス構想案は支持する。
- ・ DPP テンプレート（案）には指針作成の正当化説明項目が入っており基本的に賛成する。また、これに指針作成のための必要な資源を記載することを求める

⑥ 安全基準改善のためのフィードバック手順

今回会合向けにIAEA事務局から特段の提案はないため適宜聴取することとした。

⑦ 専門用語の調和

IAEA事務局からの資料には新たな提案はなく、特に対応の必要はないこととなった。

⑧ 安全基準作成にかかる管理システムへの対応

IAEA事務局から今回会合向けに新たな提案はないため、前回と同様の方針で望むが、DPP テンプレート案に関連して必要な人的資源（IAEA内部、加盟国）の見積り方法やSSC承認後のIAEA内部検討の手順、許容事項の明記を求めることとした。

5. IAEA 安全基準関連委員会の活動

IAEA において安全基準に関連する 5 つの委員会のうち、CSS 及び NUSC について本年度に開催された会合における審議内容を示す。なお、両委員会とも本年から新しい任期に入っている。

5. 1 第 25 回 NUSC 会合の概要

開催月日：2008 年 5 月 14 日（水）～5 月 16 日（金）

参加国等：英国（議長）、アルジェリア、アルゼンチン、オーストラリア、オーストリア、ベルギー、ブラジル、ブルガリア、カナダ、クロアチア、チェコ、エジプト、フィンランド、フランス、ドイツ、ハンガリー、インド、イラン、イスラエル、イタリア、日本、韓国、ジャマイカ、リトアニア、マレーシア、メキシコ、オランダ、パキスタン、ポーランド、ロシア、スロバキア、スロベニア、南アフリカ、スペイン、スウェーデン、スイス、チュニジア、トルコ、ウクライナ、米国、FORATOM、EC、ISO、WNA（40 ヶ国+4 国際機関）

(1) IAEA 安全基準の今後の開発と適用のための戦略

① 安全基準シリーズの概要

今回会合は今期最初の会合のため、新たに NUSC 委員になった参加者への NUSC 活動紹介をかねて、IAEA 事務局から IAEA 安全基準計画の概要紹介があった。本計画の主な目的は国際的な安全基盤を植え付けること、IAEA 安全基準をその礎とすること、そして加盟国間で知識と経験を共有することである。国内および国際レベルでの「世界原子力安全・セキュリティ体制」の確立をその目標としており、考慮すべき点は以下のとおりである。

- ・ 国際的なイニシアティブ
- ・ 安全規制と原子力推進に係わる的確な分離等の国内基盤の範囲
- ・ 宇宙空間利用原子動力のための新たな安全文書（関連する他の国際機関支援）
- ・ 安全条約への参加の要請
- ・ IAEA20/20 構想の実施

上記の説明に対して議長から、NUSC が宇宙空間の原子動力の適用に関する新安全基準を審査する場合は、従来の審査とは違ってくること、IAEA 内のリソースの問題もあるのではないか、とのコメントがあった。

② 安全基準の長期展望

冒頭、IAEA 事務局から、今年（2008 年）は IAEA が 1958 年に国際安全基準「放射性同位元素の安全な取扱」を出版してから 50 年目の祝賀の年であるとの紹介があった。また、IAEA

安全基準の開発状況と開発のロードマップ案が報告された。その主な視点は以下のとおりである。

- ・ IAEA 安全基準文書の使用者は文書の種別によって異なるが、基本的には規制機関とその関連機関である。
- ・ IAEA 安全基準の文書数は管理可能な数とする。
- ・ IAEA 安全基準文書で使用する用語を統一する。
- ・ TECDOC は IAEA 安全基準文書内で参照するか添付資料として取り入れる。
- ・ 既存の IAEA 安全基準文書の改定基準と新しい安全基準文書の作成基準は明確に分離する。

また、現在、3月と10月に開催されている CSS 会合を、2009年からは6月と10月に変更する案が計画されているとの報告があった。

以上の説明に対する NUSCC 委員からの主なコメントは以下のとおりである。

- ・ 説明文は必要か。説明文を基準文書に入れる正当性が必要。
- ・ 改定の緊急性についてはその判断基準が不明確。
- ・ 10件の安全基準文書の一つに纏める作業には、異なる分野の専門家達と資金も必要であり、また、対象となる文書間の整合性の問題もあるので難しいのではないか。
- ・ 全ての要件文書を全ての安全基準委員会で承認するという現在のプロセスは見直す必要がある。審査に期間を要するとともに各委員会の開催時期が異なるためコメント反映の時期によっては同一の草案を審議していないこともある。

③ NUSCC における作業の進め方

IAEA 事務局の NUSCC 担当者から、新しい NUSCC 委員への紹介も兼ねて NUSCC の作業実施方法、主として草案審議プロセスの説明があった。現在の問題点として、NUSCC 会合で審議される草案の提示が一般に遅いこと、このため NUSCC 委員の草案審議の日数が十分でないこと、NUSCC 委員からのコメント提出期限が守られないこと、従って IAEA 担当者が NUSCC 会合に向けての対応時間が短いこと等が紹介された。議長から、IAEA 事務局および NUSCC 委員の双方が草案提示（遅くとも NUSCC 会合開催 1ヶ月前）及びコメント提出期限を厳守するよう要請があった。この他、IAEA 事務局及び NUSCC 委員から、RASSC/WASSC との合同会合を行ったが余りメリットを感じなかったこと、加盟国コメント募集期間の 120 日（国連ルール）は長すぎることに、IAEA 担当者は草案改訂作業において重要な変更が草案文書で判るような工夫が必要、との意見、要望が提示された。

(2) 加盟国及び国際機関の活動報告

① FORATOM の活動紹介

オブザーバ出席の FORATOM から配布資料に沿って、FORATOM が原子力安全の分野で IAEA の安全基準策定に協力していることが紹介された。その中で、IAEA との協調プロジェクトのリスク作業会の最初の報告書が出されたとの報告があった。

②第 4 回安全条約レビュー会合

IAEA 担当者から、本年 4 月に開催された安全条約の概要が報告された。会合には条約締結国 61 カ国中 55 カ国が参加した。会合に先立って 4270 件の質問がウェブサイトに掲載され、このうち 4171 件がウェブ上で回答された。本年 9 月には、次回会合のための予備会合が計画されている。スケジュールは、国別報告書の提出締め切りは 2010 年 9 月 1 日、各国の国別報告書に対する質問とコメントの締め切りは 2010 年 12 月 13 日。透明性確保のために報道陣が全体会合の開会セッションに招待される予定との説明があった。NUSSC 委員から特段の質問はなかった。

③新 IAEA 評価サービス「安全文化評価チーム (SCART)」

IAEA 担当者から、加盟国向けに新たに行われる安全文化評価サービス (Safety Culture Assessment Review Team) が紹介された。インタビューを中心に行われるのがこれの特徴であり、スペインの Santa Maria Garona 原子力発電所で行われた事例が紹介され、SCART の理論が上手く適用でき機能したこと、レビューには安全の専門家と人文科学の専門家の協力が重要であることが報告された。

NUSSC 委員から、インタビューはプラントの運転中に行われないので不十分ではないか、安全文化は国によって異なるがその違いを取り入れているか、その場合はどのように体系的に取り入れるのか、との質問があった。これらに対し、インタビューで全てを包含することはできないが、完全であることを求めておらず安全文化の自己評価が重要、国によって安全文化は異なるが例えば火災等の事象についての安全認識は共通、との回答があった。

(3) 安全基準案の審議 (それぞれの基準案に対する検討内容の詳細は第 2 章に記載)

以下の安全基準 (案) は CSS への上程が承認された。

- ① 安全要件「安全評価と検証」 (DS348)
- ② 安全要件「放射性物質の安全輸送規則 (2009 年版)」 (DS345)
- ③ 安全指針「原子炉等施設のマネジメントシステム」 (DS349)
- ④ 安全指針「原子力発電所の経年管理」 (DS382)

- ⑤ 安全指針「既存の原子炉等施設の耐震評価」 (DS383)
- ⑥ 安全指針「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント」 (DS385)

上記のうち、③と⑥については、コメント対応の改定案を委員に提示することを条件とされた。また、下記の安全基準(案)のCSS上程は認められず、次回再審議とされた。

- ① 安全指針「原子力発電所におけるレベル1PSAの開発と適用」 (DS394)

以下の安全基準(案)は審議の結果、加盟国へ意見照会のため提示することが了承された。

- ① 安全指針「水冷却原子力発電所の化学プログラム」 (DS388)

ただし、加盟国への意見照会と並行して放射線化学に係る章を追加すること。

- ② 安全要件「原子力発電所の安全:運転」 (DS413)

ただし、加盟国へ提示する草案は中国委員コメントを反映したものとする。

- ③ 安全要件「政府及び規制の枠組み」 (DS415)

- ④ 安全指針「原子炉等施設の許認可プロセス」 (DS416)

以下の基準は、加盟国へ意見照会のため提示することが見送られた。

- ① 安全指針「リスク情報を活用した意思決定」 (DS365)

(4) 安全基準作成計画の審議

以下の安全基準作成計画の審議が行われ、いずれもCSSへの上程が承認された。

- ① 安全指針「原子炉等施設の地震ハザード評価」 (DS422-DPP)
- ② 安全指針「国内原子力安全基盤の確立」 (DS424-DPP)

本DPPについては多くのNUSSC委員から異論が出た。論点は、安全指針が本文書に含まれないならば指針に馴染まないため、TECDOCとすべきというものであったが、議長判断で、取合えず草案の内容を見ることとなった(CSS上程に反対はしない)。

- ③ 安全指針「原子力発電所の定期安全レビュー」 (DS426-DPP)
- ④ 「宇宙空間における原子動力の適用のための安全枠組み」

(5) その他

- ・ 安全指針「安全解析報告書の様式と内容」(GS-G-4.1)の改訂については、IAEA担当者の説明に対して特段の議論は無く、DPPを2008年6月末までに作成し、次回のNUSSCで審議することとなった。
- ・ 安全指針「事故の防止」に関する提案については、IAEA担当者の説明に対して、NUSSC委員から現存の安全指針に含められるとの指摘もあり、IAEAの本指針は作成しないとの提案が受け入れられた。

5. 2 第26回 NUSCC 会合の概要

開催月日：2008年10月21日(火)～24日(金)

参加国等：英国(議長)、アルジェリア、アルゼンチン、オーストラリア、オーストリア、ベルギー、ブラジル、ブルガリア、カナダ、中国、クロアチア、チェコ、フィンランド、フランス、ドイツ、ガーナ、ギリシャ、ハンガリー、インド、インドネシア、イラン、イタリア、日本、韓国、リトアニア、メキシコ、オランダ、パキスタン、ポーランド、ルーマニア、ロシア、南アフリカ、スペイン、スウェーデン、チュニジア、トルコ、ウクライナ、米国、ウルグアイ、EU、FORATOM(ENISS)、OECD/NEA、ISO、WNA(39カ国+5国際機関)

(1) 安全指針の整備に関する討議

① 長期体系下における安全指針

第23回 CSS 会合において安全基準の長期的体系ロードマップが承認されたことに伴い、指針の作成計画を具体化する段階となり、今回会合では IAEA 事務局提案の「2015年における指針リスト案」の検討が行われた。

IAEA 事務局提案の指針リストでは、今後の指針作成目標数を100件としており、このうち、一般安全要件に対応する施設と活動全体にかかるもの28件及び施設と活動特有のもの72件が提示されていた。これに対して、議長会合(CSS議長及び4委員会の議長)である程度の絞り込みが行われており、その絞り込みの妥当性及び NUSCC 独自の視点による再提案について1件ずつ審議を加えられた。なお、審議の過程では、明らかに他の委員会が主管するものについては判断が差し控えられた。

審議では統合化を優先した議論が行われ、一見無理と思われるような統合も同意されたが、統合を実現できない場合は、基準改訂提案用の DPP の「正当化」検討で個別基準が必要との説明を付けることで対処することとされた。審議の中で以下のような課題が浮かび上がった。

- ・ 原子力発電所用の指針の対象範囲の拡大 (facility or installation)
- ・ 等級別扱いの適用方法

今回会合の審議結果は4つの委員会議長によって調整が図られた上、次回会合にて再確認、2009年10月の CSS 会合にて最終承認される予定である。

② 等級別扱いに関する検討

指針の統合検討及び安全基準案の審議の過程で「等級別扱い」について多様な意見が出さ

れたため、集中討議が行われた。原子力施設の設計は内包する放射線リスクの大きさに応じた扱いをするというこれまでの基本的な考え方の他に、安全基準が充実している原子力発電所の基準をベースに等級別扱いによる他の施設への適用に関して、施設の範囲を限定して適用を考慮すべきとの意見もあった。一方、原子力発電所とサイクル施設を同一敷地に設置する際に、両者に異なった耐震評価手法を適用した場合を例にとって、公衆との対話における説明性の面からも考察が必要との指摘があった。最後に議長が以下の5点にまとめた。

- ① 異なった施設に対する適用の範囲、程度
- ② 設計時点における適用方法
- ③ 基準の柔軟性
- ④ 公衆の信頼性
- ⑤ 基準作成時の実務性

次回会合で、各国の事例をベースに検討することとなり、IAEA 事務局にて事例調査のため、各委員に等級別適用に関する質問表を送付することとなった。

(2) NUSSC における作業の進め方

今後の NUSSC 会合の進め方の提案が議長から提示され、審議の結果了承された。議長提案の背景には、NUSSC 委員は提案される基準の内容を正しく理解することが求められる一方、NUSSC が主管する安全基準の件数は多いことから、IT 技術を活用して効率的な審議を進めることが必要となっていることがある。審議の効率的推進には、NUSSC 委員、IAEA 事務局及び IAEA 担当者による対応が必要とされ、今後、以下の方針で対応することが了承された。

- ① 会合 2 ヶ月前までに草案提示 (IAEA)
- ② 会合 3 週間前までにコメント提出 (委員)
- ③ 会合 2 週間前までにコメントの対処表と改定部分明示の改定草案をウェブ提示 (IAEA)。
- ④ 各委員は、予め自国及び他国コメントに関する IAEA 対処内容を確認し、会合ではそれを議論する。
- ⑤ 委員は、会合では原則として事前提出したコメント以外の新規コメントは出すことができない。ただし、重大な課題の見落としは指摘可能。

また、委員相互の理解促進のため、各委員が自国の規制体系や IAEA 基準への取り組み等の状況を報告することの提案があった。これに対し、IAEA の NUSSC 担当者から、各国の規制体系等は安全条約の国別報告書でもわかるため、むしろ、各国における IAEA 安全基準の使用状況や

NUSSC への期待を提示するよう要望があった。次回以降、各委員が順次報告することが申し合わされた。

(3) 安全基準案の審議（それぞれの基準案に対する検討内容の詳細は第 2 章に記載）

以下の安全基準（案）は CSS への上程が承認された。

- ① 安全指針「原子力発電所におけるレベル 2PSA の開発と適用」（DS393）
- ② 安全指針「原子力発電所におけるレベル 1PSA の開発と適用」（DS394）
- ③ 安全指針「原子力発電所に対する決定論的安全解析とその適用」（DS395）

以下の安全基準（案）は審議の結果、加盟国へ意見照会のため提示することが了承された。

- ① 安全指針「原子力発電所の構築物、系統及び機器の安全分類」（DS367）
- ② 安全指針「研究炉の経年変化管理」（DS412）
- ③ 安全指針「原子炉等施設の地震ハザード評価」（DS422）
- ④ 安全指針「放射性廃棄物の処分前管理に対する安全ケースと安全評価」（DS284）

本件については、IAEA からは状況報告があったのみで、会合で出た委員コメント等は主管の WASSC 会合（2008 年 11 月）で審議することとし、加盟国への意見照会は WASSC 判断に委任した。なお、我が国から指摘した用語「safety case」の扱いについては WASSC 判断を尊重することとされた。

(4) 安全基準作成計画の審議

以下の安全基準作成計画が提出され、今回会合では以下のようになった。

- ① 安全指針「原子力施設と活動に対する放射線環境影響解析」（DS427-DPP）

IAEA 事務局の提案は取り下げられた。

- ② 安全指針「規制機関に対する科学的技術的支援」（DPP 素案）

新規導入国への支援を考慮した形で提案書を改訂することとされた。

(5) 報告事項

- ① IAEA 安全用語集の改定について

IAEA 担当者から、現在、安全基準に使用する用語集（2007 年版）が公用 6 ヶ国語で発行されていること、CSS において安全基準に使用する用語の改訂プロセスを明確化することを求められていること等の説明とともに、現在、BSS における用語との調和を始めとした改訂を計画中であり、個別用語の改訂提案を 2009 年 3 月末までに提示するよう要請があった。

- ② 安全基準管理システム（MANSYS）の現状報告

IAEA 事務局で進められている IAEA 安全基準作成の方針とプロセスを管理する文書 MANSYS は、2009 年 2 月初旬に草案 1.0 が提示される予定との報告があった。

③ セキュリティシリーズ文書の現状

IAEA 事務局から、セキュリティシリーズの文書が作成されており、現在はセキュリティ基本原則、勧告文書 3 件を策定中との報告が行われた（文書 9 件が作成済み）。また、セキュリティシリーズの審議プロセスは、専門の諮問委員会による審議、加盟国への意見照会が行われていること、また、文書の完本版は各国担当窓口に配布し、簡易版をウェブ公開しているとの説明があった。

④ 国際機関の活動報告

ISO 及び WNA から、それぞれの組織における安全基準にかかる活動報告が行われた。

5. 3 第 23 回 CSS 会合の概要

開催月日 : 2008年5月21, 22日

出席者 : Lacoste 議長、アルゼンチン、オーストラリア、ベルギー、ブラジル、カナダ、中国、フィンランド、フランス、ドイツ、イスラエル、日本、リトアニア、パキスタン、ロシア、南アフリカ、スペイン、スウェーデン、ウクライナ、英国、米国、EC、OECD/NEA、ICRP、NUSSC 議長、RASSC 議長、TRANSSC 議長、WASSC 議長

(1) 第4期CSS活動計画

CSSは2008年から第4期活動期間（4年任期）に入り、委員の一部に変更があった。これまで委員を出していた3カ国に代わり、新たに5カ国（ベルギー、フィンランド、リトアニア、ウクライナ、ベトナム）から委員が参加することになった。なお、CSS委員の選出はCSS委任事項に明記されており、加盟国の推薦に基づき、IAEA事務局長が地域バランスや候補者の経験を勘案して任命するとある。

第4期の初回会合のため会合冒頭でCSSの今後4年間の活動計画の審議が行われた。まず、前期の第3期活動総括報告書で提示された第4期活動課題以外の提案の有無が問われたが、委員から新たに追加する提案はなく、以下の活動項目が了承された。

- ① 原子力発電所の新規導入国に対する支援
- ② 次世代炉の設計、建設、機器製造に向けた新基準の策定等
- ③ 運転中の原子力発電所の運転期間延長と経年変化管理への対応

- ④ 原子力発電所の耐震安全に係る基準の整備
- ⑤ 安全とセキュリティとの関係についての検討
- ⑥ ラドン、NORM及びウラン採鉱からの放射線被ばく防止にかかる安全基準の整備
- ⑦ 医療活動関連の安全基準の適用促進と基準の強化

これらの活動項目に対する活動方法及び活動の優先順位については事務局にて検討することとなった。

(2) 安全基準体系の見直し

前回会合で提示された安全基準体系の整備にかかるロードマップが2008年3～5月にかけて開催された各委員会会合において承認を求める意見があり、今回CSS会合において安全とセキュリティに関する記述の一部を手直しの上、承認された。

ロードマップで提示されたBSS拡張によるGSR（一般安全要件）策定について、IAEA事務局からの報告はなかったが、NUSSC議長から、個々の要件レベルの基準作成（改定）面から、GSRに含まれるべき事項の明確化が必要である旨の指摘があった。また、安全指針については、事務局構想が提示されているが、委員の要請によって現在の指針との関連を表形式で作成中であり、早急に委員に提示する予定である旨の報告があった。

また、IAEA安全基準作成プロセスへの産業界等の利害関係者の参加について問題提起があり、問題提起した米国委員からその背景及び効能についての説明が行われた。IAEA事務局及び各委員からはそれぞれの見解が提示され、次回会合で改めて本件に関して討議することとなり、このため、IAEA事務局にて課題や効果に関する資料を準備することとなった。

なお、委員会体制として、IAEA事務局から、緊急時の準備と対応に関する安全基準の整備のために独立の委員会を設置する構想の打診があったが、これまでの4つの委員会体制で十分であり、また、扱う基準の数も限られていることから、委員の同意は得られなかった。

(3) 安全基準案の審議

CSSは、IAEA安全基準の整備及び審議プロセスに従って、各委員会から上程された基準案を承認することとなっている。安全原則及び安全要件については理事会での最終承認を経て発行されるが、安全指針については事務局長の確認によって発行されることになっている。今回会合で提示された以下の8件の安全基準（案）等はすべて承認された（原子力施設関連の基準案の審議の状況については第2章参照）。

- ① 安全要件「放射性物質の安全輸送規則(2009年版)」(DS345：TS-R-1 改定)

IAEA 担当者から、本要件文書は、危険物輸送に関する国連規則に危険物分類クラス7（放

放射性物質)として取り入れられており、今回改定は主として国連規則との整合性を取ったことであるとの紹介があった。事前コメントに対する IAEA 担当者説明に対しコメント提出国委員が了承し、また、TRANSSEC 議長も改定案を支持した。本文書で使用している用語の IAEA 安全基準用語集との整合性についての課題が指摘されたが、改定案は承認された。

② 安全指針「放射性物質安全輸送のための適合保証」(DS327)

事前提示の草案に対するコメントはなく、特段の議論もなく承認された。

③ 安全要件「放射性廃棄物の処分前管理」(DS353)

事前提示の草案に対して我が国が提示した「safety case」の範囲に関する議論がなされたが、基準案は承認された。なお、議長から本要件文書は新様式で記載されていることに注目すべきとの指摘があった。

④ 安全指針「ウラン燃料製造施設の安全」(DS317)

⑤ 安全指針「MOX 燃料製造施設の安全」(DS318)

⑥ 安全指針「転換及び濃縮施設の安全」(DS344)

⑦ 安全指針「研究炉の設計と運転における放射線防護と放射性廃棄物管理」(DS340)

事前コメントに対する IAEA 担当者説明に対しコメント提出した我が国委員は了承し、また、NUSSC 議長も事務局の改定案を支持した。席上指摘された基準案の放射線防護の記述にかかる脚注を改定することを条件に承認された。

⑧ 安全指針「放射性物質を用いる施設の廃止措置のための安全評価」(DS376)

事前コメント(「加盟国による要請があれば」の文章追加)を採用しないとする IAEA 担当者説明に RASSC 議長が同意し、また、コメント提出国委員も了承したことによって、基準案は承認された。

⑨ 安全枠組文書「宇宙空間における原子動力の適用」

特段の意見はなく、加盟国への意見照会に提示することが了承された。

(4) 安全基準作成計画の審議

IAEA 提示された DPP はすべて承認された。

① 安全指針「ボーリング検査における放射線安全」(DS419-DPP)

② 安全指針「原子力計測器の放射線安全」(DS420-DPP)

①及び②の同時審議において、両 DPP にセキュリティに言及されていることから、安全基準の中での安全とセキュリティの扱い方の検討事例として(この2件の基準は内容的に複雑でないため)扱うこととなり、DPP はこれを記載することを条件に承認された。

- ③ 安全指針「原子力施設の地震ハザード評価」(DS422-DPP : NS-G-3.3 の改定)
- ④ 安全指針「国内原子力安全基盤の確立」(DS424-DPP)
- ⑤ 安全指針「原子力発電所の定期安全レビュー」(DS426-DPP : NS-G-2.10 の改定)

なお、我が国は、承認された5件のうち①と②を除く基準作成については草案の作成のため専門家を派遣する用意がある旨表明した。

(5) 報告事項

IAEA安全基準の整備を担当する原子力安全セキュリティ局各部門の活動報告及び各安全基準委員会からの活動報告の他に、政策課題にかかる審議事項として以下の報告があった。

① 安全基準作成のための管理システム

IAEA事務局から整備状況の説明があった。次回会合で基準作成過程における利害関係者の関与のあり方及び良好事例の活用方法について検討することとなった。

② 新規導入国の安全基盤について

原子力発電所を新たに建設しようとする国への支援におけるIAEAの役割は、これらの国において国と事業者の双方に原子力利用にかかる責任があることの認識の徹底や能力の育成にかかる支援等があり、また、これらの国がIAEAの期待する方向で原子力安全を進めているかに関する検証が役割であるとの説明がIAEA事務局からあった。

安全基盤の確立に関する基準の作成については((3)④)、委員からは好意的に受け取られたが、作成スケジュールが楽観的過ぎるとの指摘もあった。また、基準には、基盤整備状況に関する検証にかかる事項を入れるべきとの要請があった。

わが国から、安全原則を守ることが大前提であるが、安全基盤の確立に関する安全基準の策定に当たり、その国の経済的基盤や人材基盤等の実情を配慮する必要があることを指摘したことに対し、IAEAからは安全基盤整備の基幹文書(GS-R-1、NS-R-1)や安全文化が重要であると同時に、IAEAが原子力への新たな参入障壁を設けているように思われないような基準を策定することは難しい問題である旨の発言があった。

③ ICRPの現況及びBSS改訂に係る進捗報告

オブザーバ参加のICRP議長から、ICRP-2007年勧告とその内容について説明があった。また、BSS改訂作業については、IAEA担当部長から、RASSC/WASSC会合、専門家会合及び共同作成機関会合等の意見を反映した草案1.0版を2008年8月に提示し、秋の一連の委員会で検討予定である旨の報告があった。CSS議長から、要件書式の新様式の採用及び個別用語集の添付に関して、CSSでの議論を反映するよう注意喚起があった。

④ その他

2008年5月に発生した四川大地震における原子力施設関連の状況について、中国ウィーン代表部参事官から報告があった。報告によれば、原子力施設はすべて安全停止、検査官が各施設で調査に着手、環境モニタリングでは放射性物質の放出は検出されていないとのことである。原子力施設に対する影響に関する（日本の中越沖地震のような）IAEA調査団の派遣については、中国側からの要請がなく現時点では計画はないとのことであった。

5. 4 第24回CSS会合の概要

開催月日 : 2008年9月3,4日

出席者 : Lacoste 議長、アルゼンチン、オーストラリア、ベルギー、ブラジル、カナダ、中国、エジプト、フィンランド、フランス、ドイツ、イスラエル、日本、リトアニア、パキスタン、ロシア、南アフリカ、スペイン、スウェーデン、ウクライナ、英国、米国、EC、ICRP、OECD/NEA、NUSSC 議長、RASSC 議長、TRANSSC 議長、WASSC 議長

(1) IAEA 安全基準の整備に係る討議

① 安全基準の概括説明文書

IAEA 安全基準の巻頭に掲載される安全基準の概括説明文書の改訂案が提示された。CSS 委員から事前提示されたコメントへの対応審議による改訂は内容を大きく変えるものではないが、改訂文書をウェブ掲示し、CSS 委員の承認を求めることとされた。IAEA 事務局から早ければ年内に発行する安全基準文書から適用したいとの意向が示された。

② 安全基準作成プロセスにおける利害関係者の参加のあり方

IAEA 事務局から事前の資料提示はなく、委員による自由討議が行われたが、方針設定をすることはなく、4つの安全基準委員会でそれぞれの活動に応じた対応方法を討議し、次回CSS 会合で改めて討議することとなった。席上、以下の指摘があった。

- ・ 安全基準の草案作成段階での利害関係者の参加は良いが、承認や決定は委員によるものとし、委員は予め自国の利害関係者の意見を集約しておくべきである。
- ・ 利害関係者が増えることによるコメント数の増大への対処等を考慮する必要がある。

③ 安全要件の長期的体系と記載様式の決定

SF-1 発行以降、第2階層文書である安全要件文書の構成が議論されてきたが、今回会合で一般安全要件（GSR）及び施設／活動別要件の構成と内容が承認された。我が国から事前コメントした、GSR 構想の中における SF-1 の原則 8「事故の防止」にある深層防護概念の取り扱い

いは、GSR 第 3 巻及び施設と活動別要件で完全に対処されているとの回答が提示された。また、要件文書に新たな書式（主要要件とその付随的要件で構成）を採用する事務局提案も了承された。

④ 安全指針の作成方針

IAEA 事務局提案の長期体系下における安全基準セットに対する審議が行われ、安全基準の総件数を 80～100 件程度とする目標値（制限値ではない）が了解されるとともに、今期 CSS 活動の優先度に応じて整備を進めることが確認された。また、安全指針に関する DPP の様式については、基準作成の必要性を丁寧に説明するため字数制限を設けないこと、既存の指針の不足部分の確認評価を行うこと、また、基準作成に必要な人的資源の見積もりを加えることを反映することを条件に、DPP 新様式は了承された。

⑤ 安全基準改善のためのフィードバック手順

IAEA 事務局から、加盟国における安全基準の使用経験等のフィードバックに関する IAEA の方策（安全評価サービス、事象報告システム、基準作成のための各種の会合）の充実を図っていく旨の方針説明があった。TRANSSEC 議長から TRANSSEC におけるプロセスの紹介があったのを契機に、他の安全基準委員会においてそれぞれの委員会での情報フィードバック方法について検討するよう要請がなされた。

⑥ IAEA 安全基準用語の調和

IAEA 事務局から、2007 年版用語集が公用 6 カ国語で発行されていること、また、改訂中の BSS で使用されている用語等を反映する予定である旨の説明があった。委員から、英語版から他の公用語への翻訳において当該国で使用されている用語と異なる用語に翻訳されている事例の指摘があり、翻訳に当たって十分注意を払うとともに、翻訳しやすい用語の使用が指摘された。また、5 議長会合で、すべての IAEA 安全関連出版物に適用される高レベル文書として安全用語集を位置づけることが推奨され、IAEA 事務局からは、そのためには厳格な審議プロセスが必要である旨の指摘があった。

⑦ 安全基準作成のための管理システム（MANSYS）

IAEA 担当者から、MANSYS は来春を目途に整備中である旨の説明があった。我が国から提示した、加盟各国における安全基準の草案レビューにかかる負担軽減のための方策（改訂履歴付きの草案提示、コメント対処結果の提示）は MANSYS に反映されることになった。

（2）安全基準案の審議

提示された 7 件の安全基準案はすべて承認された（下記②及び④以外の基準案の審議の状況

については第2章参照)。

- ① 安全要件「施設と活動に対する安全評価」(DS348)
- ② 安全指針「放射性廃棄物処分のためのボアホール施設」(DS335)

IAEA 担当者から、概要説明と共に事前提出された CSS 委員コメントへの対応について説明があった。WASSC における最終承認手続きの正当性に関するわが国コメントに対し、WASSC 議長から、2 年前の WASSC 会合で承認した本文には変更はないこと及び安全評価に関する追記は添付資料であり、手続き的に問題はない旨の回答があり、わが国はそれを了承した。また、他国委員から提示された、現在策定中の要件文書 (DS354) との対応をとるべきとのコメントに対しては、本基準案は出版すべき時期にあり、今後の改訂で対応する旨の答があり、CSS 議長も同意した。また、基準案が承認した DPP と異なっていることに対し、WASSC での確に対応しており問題ない旨の説明があり、いずれもコメント提出委員が了解し、基準案は承認された。

- ③ 安全指針「原子炉等施設のマネジメントシステム」(DS349)
- ④ 安全指針「原子力発電所の経年変化管理」(DS382)
- ⑤ 安全指針「既存の原子炉等施設の耐震評価」(DS383)
- ⑥ 安全指針「放射性廃棄物の分類」(DS390 : SS 111-G-1.1 の代替)

事前コメントに対する IAEA 担当者説明に対しコメント提出国委員が了承し、また、WASSC 議長もコメントに対処した基準案を支持した。我が国は、添付資料にある図を本文に移行する他国委員コメントに対して異議を示したが、WASSC 議長及び他の委員は移行に同意し、移行されることになった。席上同意された変更を反映した基準案が承認された。

- ⑦ 安全指針「原子力発電所の過酷事故マネジメント計画」(DS385)

(3) 安全基準作成計画案の審議

前回会合で提示された下記の 2 件の DPP に安全とセキュリティに関する検討方針を追記したものが提示され、特段の意見もなく了承された。

- ① 安全指針「ボーリング検査における放射線安全」(DS419-DPP)
- ② 安全指針「原子力計測器の放射線安全」(DS420-DPP)

(4) 報告事項

- ① 事務次長挨拶

IAEA 安全基準を担当する原子力安全セキュリティ局長・事務次長の開会挨拶の中で、原子力カルネッサンスに関して、古いものをそのまま復興継続するのではなく、新たな知見を反映

することが肝要であるとの観点から Vitae Nova（新たな生命）概念とした方がよいのではないかと提言があった。

② 「2020年及びそれ以降のIAEAの役割」に係る有識者委員会による報告

IAEA事務局長の要請に基づき、2020年以降のIAEA活動のあるべき姿について検討が行われた有識者委員会による報告書についての概要報告があった。同報告書は3S（安全保障、セキュリティ、安全）について総括的に記載されており、本会合ではその中から安全とセキュリティ面での概要報告がなされた。なお、本報告書の提言は2008年総会時に開催される科学フォーラムにて討議されることである。

報告書に記載された主要な勧告事項は、新規原子力導入国の各種国際条約への参加、安全基準及び安全評価の強制的運用、セキュリティへの取り組み強化等であり、このための権限、財政及び人員の強化を求めている。委員から、この報告書ではIAEA安全基準を現行の自主的な採用から強制的な採用に移行すべきとしていることは問題であり、IAEA安全基準の整備の現況についての認識が不足している等のコメントが出た。本報告書に対して、CSSとしての見解書を早急に事務局長宛提出することとなった。

③ BSSの改定現状について

BSSの改定状況については毎回報告することが求められており、今回も担当部長から草案1.0版の提示とその構成及び今後のスケジュールの説明があった。委員から、環境保護に関する基準、職業被ばく（線量拘束値）に関する基準、潜在被ばくに関する記述についてのコメントが提示された。また、本基準の出版形態については、放射線源のみを扱う小国にとっては、一冊のBSSのみですべてに対処できる文書形態が望ましいとの指摘があった。

また、安全基準体系の中での放射線安全分野の要件文書として、今回改訂版は新様式による形態を取るべきとの指摘があったことに対してBSS改訂担当者からは、内容の充実を先に行い、その後で記述様式について検討するとの意向が示された。

④ セキュリティ活動及びセキュリティ文書の整備状況

AdSec議長（核セキュリティ諮問委員会）から、セキュリティ行動計画の実施状況、セキュリティ文書の整備状況及びスペインで行われたIRRSでのセキュリティ評価についての説明があり、後者については実施方法を再考する必要がある旨の指摘があった。また、セキュリティ担当室長から、セキュリティ文書の整備と同時に法的拘束力を有する方策についても継続的に取り組むこととしている旨の説明があった。

議長から、今回行われたスペインのIRRSはセキュリティ評価を含む最初のものであると

の説明があった。委員からは、安全保障、セキュリティ組織及び情報開示の程度は国ごとに異なっており総括的な IRRS 評価を行うことは困難であり、安全とセキュリティは別々の評価とすべきであるとの指摘があった。また、セキュリティ評価を含む IRRS には、安全とセキュリティの両者に知見を有する評価者が必要である旨の指摘があった。

また、IRRS 一般の議論において、委員から、線源のみの利用国と原子力発電所保有国では状況が異なるため、それぞれの特性に応じた IRRS とすべきであると指摘されたことに対して、IAEA 事務局から、IRRS の評価項目は IRRS を受ける国の要望に従って設定されているとの回答があった。また、IRRS の対応準備は膨大であり、簡素化を求める意見も提示された。

6. 安全基準に係る専門家会合及び技術会合

IAEAでは、安全基準を作成するに当たって、専門家会合や技術会合に各国の専門家を招集し、知見・経験の提供とともにそれらに基づく基準案の執筆、検討を要請している。専門家会合は、基準の草案作成を主な目的として開催されるものであり、すべての加盟国に開催が通知されるものではなく、IAEAから指名された専門家が参加するものである。一方、技術会合は、基準改定のための事前検討、草案作成後の技術的検討のために開催されるものであり、原則としてすべての加盟国に参加案内が出される。

我が国は、CSS 会合において基準作成計画の承認の際に、その基準の我が国にとっての重要性を勘案して、専門家会合等に専門家を派遣する用意がある旨意思表示することによって、できるだけ多くの安全基準について草案作成段階から関与できるようにしている。

2008年度は、一般安全及び原子力施設に関する安全基準に関連した会合として下記の会合（会合の開催日時順）にJNESの専門家が参加し、我が国の経験・知見の提供を行い、IAEAにおける基準案作成等への協力を行った。

- (1) 安全要件「原子力発電所の設計」技術会合（2008年5月）
- (2) 安全指針「原子力発電所の定期安全レビュー」専門家会合（2008年8月）
- (3) 安全要件「政府及び規制の枠組み」専門家会合（2008年12月）

6. 1 安全要件「原子力発電所の設計」技術会合

(1) 会合概要

開催日時：2008年5月

参加国：フィンランド、フランス、ルーマニア、リトアニア、スロバキア、日本、ベルギー、インド、イラン、スペイン、英国、カナダ、スロバキア、南アフリカ、FRATOM/ENISS、WNA

(2) 背景及び目的

IAEAは、2000年発行の現行の要件文書「原子力発電所の設計」（NS-R-1）の改定を計画し、その草案を作成したことから、内容議論のための会合を開催し、各国の規制機関及び事業者が参加した。

(3) 会合の内容

会合の前半では、各国へ事前送付されたIAEA事務局作成の改訂素案に対する、参加者の見解

が報告され、その後、各国見解に基づいて議長が設定した4つの課題についてグループ討議でIAEA提示案の更なる改訂作業が行われた。検討に当たっては、他のIAEA要件文書（マネジメントシステム（GS-R-3）、安全評価（DS348）、原子力発電所の運転（DS413））との整合性を考慮するよう要請された。

4件の検討課題とそれに対する主要な意見は以下のとおりである。

① 深層防護におけるシビアアクシデントの扱い

設計基準事象（DBA）とシビアアクシデントの中間段階として「著しい炉心損傷を伴わない設計基準を超える事故（BDBA）」を規定し、これの解析は最適評価手法で実施すること、シビアアクシデントについては、従来の基準と同様に決定論や確率論で影響緩和策を検討し、この解析も最適評価手法で実施すること、が提案された

② Design Authority（設計責任主体組織）の扱い

INSAGが提起したこの概念は重要であるが、表現が適切でなく、対象となる組織は実質的に任命された設計組織であるとして、別の表現（Design Entity等）が提案された。

③ 設計基準事象（DBA）とそれを超える事象（BDBA）の区分及び「等級別扱い」

課題①の議論との重複があったが、近年の将来炉設計ではDBAとBDBA（機器の多重故障による事故やシビアアクシデント）を考慮しているため、これを「等級別扱い」によることを明記することが提案された。

④ 航空機衝突等の外的事象に対する格納容器機能の明確化

格納容器設計においては水素爆発等を考慮すること、また、溶融燃料による格納容器への影響に対する防護策や緩和策を考慮することが提案された。さらに、タービンミサイル事象や航空機落下のような外的事象についても考慮するよう提案された。

6. 2 安全指針「原子力発電所の定期安全レビュー」専門家会合

(1) 会合概要

開催日時：2008年8月

参加国：フランス、英国、ドイツ、カナダ、日本、他

(2) 背景及び目的

IAEAでは現行の安全指針（NS-G-2.10）の改定に当たり、これまでに専門家会合等を2回開催してきており、そこでは原子力発電所に定期安全レビュー（PSR）を取り入れている国の実施経験に基づく議論が行われた。今回会合は、先行の会合で浮かび上がった以下の課題を指針

に反映すべく開催された。

- ・長期運転のための評価手法としての活用
- ・評価の対象としてマネジメントシステムと安全文化の追加

(3) 会合の内容

① 各国の PSR 実施状況の報告

参加各国から、自国における PSR 実施状況の報告があった。その中で、特にヨーロッパ各国からは、PSR は若い世代の訓練および次世代への技術継承として有効な手段であり、また、技術継承の観点からも10年という間隔は適切であるとの積極的な評価が提示された。

② 検討内容

会合では、課題整理と改訂における着目点の抽出を行い、出席者が分担して指針の素案を作成した。会合の期間中にまとめた素案は持ち帰り、コメントや新たな提案を約1ヶ月後までにIAEA事務局に提出することとなった。

今後、11月頃に今回参加メンバーによる安全指針の改定草案を完成させることとした（我が国はこの11月会合には日程の都合で出席していない）。

6. 3 安全要件「政府及び規制の枠組み」専門家会合

(1) 会合概要

開催日時：2008年12月

参加国：フィンランド、米国、カナダ、日本

(2) 背景及び目的

IAEA安全基準の中の現行の「法令上及び行政上の基盤」（GS-R-1）は初版の出版時から5年を経過し改定の時期になり、改定原稿 DS415 の作成、推敲がなされてきた。今回会合は、各国からの加盟国コメントを反映した最終草案を作成するための会合であり、当初の草案作成に参加した主要国が参加した。

(3) 討議の内容

各国から提出されたコメント（11カ国から約300件）を基準草案の構成に従って整理した表がIAEA事務局から提示され、これを基に1件ずつ全員で審議が行われた。コメント却下の場合はその理由が、また、受け入れの場合でも変更があればその内容が整理票に書き込まれ、同時に修正履歴を含めた形式で改訂版が作成された。審議に当たっては、各国のコメントはできるだけ受け入れようとの基本的態度が保たれた。コメント全体のうち約8割は席上で処理された

が、残りのコメントはメール交換による審議とされた。

(4) 主要な審議事項

- ・ 今回の改訂では、安全要件の新様式（総括的要件（shall 文）＋説明文（現在形））を採用することとした。
- ・ 許認可にはその程度によって各種あり、これらを総称して用語「Authorizations」の使用を確認し、脚注に記載することになった。なお、Authorization を与える際の条件の考え方については、十分な議論集約はできなかった。
- ・ 政府（Government）の範囲には、大統領、大臣及び議会なども許認可に関係している国がありその範囲を明確にするため、説明分を追加することとなった。
- ・ 従来「放射線の影響から人と環境を守る」ことに加えて「社会」を守ることを記載することとなった。
- ・ 独立した規制機関の説明に関しては、合同条約で記載されているものを引用することとなった。
- ・ 安全に対する責任について、政府は、認可を受けた者に責任を付与し、規制機関は、この認可を受けた者に必要な決まりを守らせる権限を持つとした。
- ・ 規制機関と支援機関の関係で、規制機関が支援機関に対して保持する指導性を明確化する説明文に加えることとした。

7. IAEA 安全基準の分析及び日本語版の作成

IAEA の発行した安全基準は、我が国の原子力規制の国際整合性を確認する上で重要な参照基準となる。このため、JNES は、安全基準のうち特に安全要件に対して我が国の規格基準との対比を通して国内規制との相違点を摘出している。摘出した相違点は我が国の規格基準の改定に当たっての一つの検討情報となるものである。

なお、この活動の一環として、JNES は IAEA 安全基準の日本語訳版を整備している。IAEA 安全基準の内容を正しく理解するとともに、IAEA 安全基準は世界中で近年その存在意義を高めていることから、これを広く国内各層で活用できることは国内における原子力の理解促進の一助になり得るとの観点から、JNES は IAEA 基準の日本語版を正式に作成することとし、IAEA との折衝の結果、IAEA 安全基準の日本語への翻訳版を作成する同意を得ることができた。2007 年度に日本語版作成のための体制整備を行い、実際の日本語版の作成は本年度から行っている。

7. 1 IAEA 安全基準の分析

本年度は、我が国の規格基準との対比を行う対象とすべき要件レベルの安全基準の発行は、2009 年 1 月の「燃料サイクル施設の安全」(NS-R-5) の 1 件である。これにかかる対比作業は次年度実施の予定とした。

7. 2 IAEA 安全基準日本語版の作成

(1) 背景及び目的

IAEA 安全基準は、国連公用語（英語、フランス語、スペイン語、ロシア語、中国語、アラビア語）で出版されている。IAEA 安全基準は、法的拘束力を有するものではないが、WTO/TBT によって、我が国が原子力規制にかかる法令等の制定、改訂時には参照する必要があること、「原子力の安全に関する条約」等における各国の安全確保状況の妥当性確認のベースとして IAEA 基準との対比が重要視されてきていることから、我が国において日本語版 IAEA 安全基準の整備が必要となってきた。一方、IAEA は、IAEA 安全基準を世界原子力安全体制の重要な一要素と認識し、加盟各国に対しその適用を促進する活動を行っているところである。

このような背景の中で日本語版を作成することは、国内の原子力関係者の IAEA 安全基準の正しい理解のみならず、広く一般の人たちにも原子力の安全確保にかかる世界的な状況の理解の促進にも役立つものと判断される一方、IAEA に対しては我が国の IAEA 安全基準に対する関心の高さを示すことができるものとなる。このようなことから、JNES では公式の日本語版を作成す

ることとし、IAEA安全基準事務局と日本語版作成について協定を取り交わした。

(2) IAEA との協定

協定の概要は以下の通りである。

- ① IAEA は、JNES に対して協定書に定める条件に従って日本語に翻訳しそれを刊行する許可を与える。JNES は、IAEA の了承によって第三者の役務を得ることができる。
- ② 各翻訳版の最大刊行数は 300 部とし、全ての翻訳版は無償で刊行することとするが、印刷版受領者に対し印刷費の負担を求めることができる。
- ③ 表紙の裏面に注記として、非売品であること、英語版を正式版とすること及び IAEA 安全基準に係る全ての知的所有権は IAEA にあることを明記する
- ④ JNES は、翻訳版刊行スケジュールを IAEA に提出する。また、翻訳版刊行時には、その印刷版及び電子版各一部を IAEA に提出する。

なお、協定の期限は2010年12月31日までである。

(3) 日本語版作成の準備

翻訳の対象となる安全基準は、協定締結の時点で発行されていたIAEA安全基準のうち64 件であり、下記の国内4つの組織が分野別に分担して日本語版の作成を行っている。

- ・ テーマ別共通分野：原子力安全基盤機構（原子力安全研究協会協力）（全員で確認）
- ・ 発電用原子炉：原子力安全基盤機構（原子力安全研究協会協力）
- ・ 研究炉：原子力安全技術センター（文部科学省の指示を得る）
- ・ サイクル施設：原子力安全基盤機構（原子力安全研究協会協力）
- ・ 放射線安全：放射線影響協会（文部科学省の指示を得る）
- ・ 輸送：原子力安全基盤機構
- ・ 放射性廃棄物及び廃止措置：原子力安全研究協会（原子力・安全保安院の指示を得る）

なお、IAEA安全基準は、協定締結以降も新規発行あるいは既存基準の改定が行われているため、翻訳対象の基準はIAEAとの協議で適宜見直すこととしている。

(4) JNES 内の日本語版の作成体制

JNES では IAEA 安全基準の日本語訳版を作成するため、原子力の国内規制又は IAEA 安全基準に知見を有する JNES 内専門家を常時参加メンバーとし、これに加えて個々の IAEA 安全基準に技術的知見を有する内部専門家を適宜迎え入れる作業会を設置した。

作業会は、IAEA との協定を遵守し日本語版の品質を確保することをその任務としている。日本語訳の確認に当たっては、用語の妥当性及び翻訳の妥当性の確認を基本とし、元となる IAEA

安全基準文書の技術的あるいは文法的妥当性は確認の対象外とした。用語については、IAEA 用語集及び国内の法令や指針等で使用されている用語と極力整合をとるものとした。また、翻訳は直訳を原則とするが日本語として洗練された文書であるかどうかを検討することとした。

作業会では、基本的には条文ごとに一言一句対比を行い、日本語文を確認することを原則としたが、IAEA 安全基準の中には、国内において認知された委員会で見解を有する専門家によって草案審議の段階から日本語訳版を作成し、草案承認後には最終的な日本語版として整備していたものもあり、これについては、日本語版の作成プロセスを確認することによって、公式の日本語版として出版する方式も認めることとした。

(5) 翻訳の実施

前記の作業会によって整備された日本語版の製本版は、国内の原子力関係機関に配布している。また、製本版作成と同時に JNES ホームページで一般公開している。

日本語版作成の過程で、日本語版に対する JNES の行為及び責任について説明する必要が出て、すべての日本語版巻頭に下記の注意事項を記載することとした。

① 全般的注意事項

- ・ 本邦訳は、国際原子力機関（IAEA）で策定する IAEA 安全基準の利用者の理解促進、知見活用のため、独立行政法人原子力安全基盤機構（以下、「機構」という）が IAEA との契約に基づき発行するものである。
- ・ 翻訳文については、(1)項に示すとおり利用者の理解促進、IAEA 安全基準の知見活用を目的としていることから、文法的な厳密さを追求することで難解な訳文となるものは、わかり易さを優先して、本来の意味を誤解することのない範囲での意識を行っている箇所もある。
- ・ 本邦訳版は、機構のウェブサイトで公開されるほか、印刷物としても刊行されるが、刊行後、誤記等の修正があった場合には、正誤表と合わせてウェブサイトにて改訂版を公開するものとする。

② 責任に関する注意事項

- ・ 本邦訳版は機構により作成されたものであるが、IAEA 又はその正規代理人により配布された英語版を正式版とするものである。IAEA 安全基準の原文の内容については、機構は一切の責任を負うものではない。
- ・ 機構は本図書の翻訳の完全性、正確性を期するものではあるが、これを保証するものではなく、また本図書の利用から直接又は間接的に生じる、いかなる損失又は損害、結果的に発生しうること等のいかなることに對しても何らの責任を負うものではない。

また、翻訳の作成方式についても各日本語版で明記することとして、作業会による逐次翻訳方式と認知された委員会等による翻訳プロセス審査方式ごとに下記の記述を記載している。

① 作業会による逐次翻訳方式の場合

本書の翻訳は、独立行政法人原子力安全基盤機構に設置された IAEA 安全基準邦訳ワーキンググループで審議して作成したものである。

② 翻訳プロセス審査方式（例）

本翻訳は、独立行政法人原子力安全基盤機構（以下、「機構」という）との請負契約により、財団法人・原子力安全研究協会に設置された国際安全基準調査に係る専門委員会・品質保証分科会で策定された草案に基づき、機構に設置された IAEA 安全基準邦訳ワーキンググループで審議して作成したものである。

また、日本語版作成に当たり、IAEA 安全基準全体で使用される用語の統一を図ることは重要であり、基本的には、IAEA 安全用語集及び国内法令等で使用されている用語を使用しているが、それぞれの文書の翻訳に当たり留意を必要とする訳語が出てきており、それらについては上記の巻頭言の次に個別文書ごとに注記を入れている。これまでの日本語版に掲示した翻訳用語使用に当たっての留意事項は以下のとおりである。

- ① “Security” については、該当する適切な日本語訳がないことから、“セキュリティ”と表記している。IAEA が発行している用語集には、以下の用語説明がある。（IAEA Safety Glossary 2007 Edition の 87 頁から引用）

The prevention and detection of and response to, theft, sabotage, unauthorized access, illegal transfer or other malicious acts involving nuclear material, other radioactive substances or their associated facilities.

核物質、他の放射性物質、又はそれらに関連する施設に関わる盗難、妨害破壊行為、無許可の立ち入り、不法な輸送、あるいはその他の悪意のある行為の防止、検知及び対応

- ② “operate” については、施設と活動の種別に応じて、運転する、操業する、運用する等の訳語があるが、本邦訳中では、“operate” が同時にこれらの複数の訳語を意味する場合は、総称して“運転する”と表記している。また、“operator” については事業者と表記する。
- ③ “graded approach” については、「等級別扱い」と訳す。尚、IAEA が発行している用語集には、以下の用語説明がある。（IAEA Safety Glossary 2007 Edition の 133 頁から引用）

1. For a system of control, such as a regulatory system or a safety system, a process or method in which the stringency of the control measures and conditions to be applied is commensurate, to the extent practicable, with the likelihood and possible consequences of, and the level of risk associated with, a loss of control.

2. An application of safety requirements that is commensurate with the characteristics of the practice or source and with the magnitude and likelihood of the exposures.

1 規制体系あるいは安全系のような管理又は制御するシステムに対し、適用される管理又

は制御上の手段や条件の厳格さが、管理又は制御の喪失の起こり易さと起こりうる影響、及び管理又は制御の喪失に係るリスクのレベルと、実行可能な範囲で釣り合っていること。

2 行為あるいは線源の特性、及び被ばくの大きさや起こり易さに見合った安全要件を適用すること。

- ④ 本安全要件（マネジメント関連文書）は、ISO9000:2000 との整合に配慮して策定されており、多くの要求事項が ISO9000:2000 と共通しているため、このような場合には、ISO9000:2000 の翻訳である JIS Q 9000:2000 を参考として訳語、表現等を選定している。
- ⑤ IAEA が発行している用語集（IAEA Safety Glossary 2007 Edition）では、“nuclear facilities” は「その中で核物質が生産、処理、使用、取り扱い、貯蔵又は処分される施設（付随する建物及び機器を含む）」と記載されており、“nuclear installations” は、「核燃料加工プラント、原子炉（未臨界及び臨界実験装置を含む）、研究炉、原子力発電所、使用済燃料貯蔵施設、濃縮プラント又は再処理施設」と記載されている。本図書では、両者を区別するために、前者は「原子力施設」、後者は「原子炉等施設」と訳すこととした。
- ⑥ 字体について： TS-R-1 では、第Ⅱ章で定義された用語については、認識を高めるためにイタリックで示されている箇所があるので、日本語訳ではこれを斜体で表現した。

（6）翻訳版の作成

2008 年度には以下の 9 件の IAEA 安全基準の日本語版を作成、発行した。

- ① 安全原則「基本安全原則」（SF-1）
- ② 安全要件「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上及び行政上の基盤」（GS-R-1）
- ③ 安全要件「施設と活動のためのマネジメントシステム」（GS-R-3）
- ④ 安全指針「施設と活動のためのマネジメントシステムの適用」（GS-G-3.1）
- ⑤ 安全要件「原子力発電所の安全：設計」（NS-R-1）
- ⑥ 安全要件「原子力発電所の安全：運転」（NS-R-2）
- ⑦ 安全指針「原子炉等施設で発生した事象から得た経験を反映するシステム」（NS-G-2.11）
- ⑧ 安全要件「放射性物質安全輸送規則（2005 年版）」（TS-R-1）
- ⑨ 安全指針「放射性物質が関与する輸送事故の緊急時対応の計画と準備」（TS-G-1.2）

JNES は、引き続き安全要件文書の翻訳を優先して実施していくこととしている。

表 7-1 日本語版作成対象の IAEA 安全基準

(注記) JNES が日本語版を作成するものは JNES 欄に○印を印す。

	分野	文書番号	基準名称	JNES
1	基本安全原則	SF-1	基本安全原則	○
2	法令上及び行政上の基盤	GS-R-1	法令上及び行政上の基盤	○
3		GS-G-1.1	原子力施設に対する規制機関の構成と職員	○
4		GS-G-1.2	規制機関による原子力施設の審査と評価	○
5		GS-G-1.3	規制機関による原子力施設の規制側検査と行政措置	○
6		GS-G-1.4	原子力施設の規制で作成される図書	○
7		GS-G-1.5	放射線源の規制管理	
8	緊急時対策及び対応	GS-R-2	原子力緊急時及び放射線緊急時の対策と対応	○
9		GS-G-2.1	原子力と放射線緊急時の準備計画	○
10	マネジメントシステム	GS-R-3	施設及び活動のためのマネジメントシステム	○
11		GS-G-3.1	施設と活動に対するマネジメントシステムの適用	○
12	立地評価	NS-R-3	原子炉等施設の立地評価	○
13		NS-G-3.6	NPP の立地評価と地盤の地質学的観点	○
14	放射線防護	SS-115	放射線防護と放射線源の安全に対する国際基本安全基準 (BSS)	
15		RS-G-1.4	放射線源の安全使用の能力養成	
16		RS-G-1.5	医療被ばくに対する放射線防護	
17		RS-G-1.7	除外、免除及びクリアランス	
18		RS-G-1.8	放射線防護のための環境と線源の監視	
19		RS-G-1.9	放射線源の分類	
20	放射性廃棄物管理	WS-R-2	廃止措置を含む放射性廃棄物の処分前管理	
21		WS-R-2	廃止措置を含む放射性廃棄物の処分前管理	
22		WS-G-2.3	環境への放射能放出規制	
23		WS-G-2.5	低、中レベル放射性廃棄物の管理	
24		WS-G-2.6	高レベル放射性廃棄物の管理	
25	廃止措置	WS-G-2.1	原子力発電所及び研究炉の廃止措置	
26		WS-G-2.2	医療施設、産業施設及び研究施設の廃止措置	
27		WS-G-2.4	燃料サイクル施設の廃止措置	
28		WS-G-5.1	行為終了時のサイトの規制対象からの除外	
29	汚染区域の修復	WS-R-3	過去の活動後及び事故による汚染区域の修復	
30	輸送安全	TS-R-1	放射性物質の安全輸送規則(2005年版)	○
31		TS-G-1.1	放射性物質の安全輸送規則に対する助言文書	○
32		TS-G-1.2	放射性物質の輸送事故に対する緊急時計画	○
33	原子力発電所設計	NS-R-1	原子力発電所の安全・設計	○
34		NS-G-1.1	安全上重要な計算機システムのソフトウェア	○
35		NS-G-1.2	安全評価と確認	○
36		NS-G-1.3	安全上重要な計測制御系	○
37		NS-G-1.4	燃料取扱・貯蔵系の設計	○
38		NS-G-1.5	地震以外の外部事象	○
39		NS-G-1.6	耐震設計	○
40		NS-G-1.7	内部火災及び爆発防護	○

	分野	文書番号	基準名称	JNES
41	原子力発電所 設計	NS-G-1.8	非常用動力系の設計	○
42		NS-G-1.9	原子炉冷却系及び補助系の設計	○
43		NS-G-1.10	格納容器の設計	○
44		NS-G-1.11	内部火災及び爆発以外の内部ハザード防護	○
45		NS-G-1.12	炉心設計	○
46		NS-G-1.13	放射線防護設計	○
47		原子力発電所 運転	NS-R-2	原子力発電所の安全:運転
48	NS-G-2.1		火災安全	○
49	NS-G-2.2		運転限界、条件及び運転手順	○
50	NS-G-2.3		改造	○
51	NS-G-2.4		運転組織	○
52	NS-G-2.5		炉心管理と燃料取扱い	○
53	NS-G-2.6		保守、サーベランス及び供用期間中検査	○
54	NS-G-2.7		放射線防護と廃棄物管理	○
55	NS-G-2.8		職員の採用資格訓練	○
56	NS-G-2.9		発電所の試運転	○
57	NS-G-2.10		定期安全レビュー	○
58	NS-G-2.11	原子炉等施設における事象経験の反映	○	
59	研究炉	NS-R-4	研究炉の安全要件	
60		SS-35-G1	研究炉の安全評価と安全解析書の準備	
61		SS-35-G2	研究炉の使用及び改造における安全	
62	廃棄物処理施設	WS-R-1	放射性廃棄物の浅地中処分	
63		WS-G-1.1	放射性廃棄物の浅地中処分に対する安全評価	
64		WS-R-4	放射性廃棄物の地層処分	

8 結論

本調査は、IAEA が作成する原子力安全に関する安全基準について、①その整備にかかる動向を確認すること、②安全基準作成に当たって我が国の知見と情報を提供することによってより高い品質の国際安全基準の実現に貢献すること及び③IAEA にて策定された安全基準（要件文書）について我が国の法令等との対比を通して相違点を摘出することによって我が国の規制基準の整備に資することを目的として実施したものである。

安全基準全体の動きとして、2006年にIAEA安全基準の最上位文書である基本安全原則の統合版が出版されたのを契機に議論されてきた、統合化された安全原則と要件及び要件と指針の関連をより明確にするため必要とされる新たな安全基準体系への移行に係る基本方針が、本年度になって「安全基準の長期的体系にかかるロードマップ」として承認された。これに基づき、既存の安全要件文書については、これまでの使用経験を反映し、新体系にふさわしい記載様式とする改訂作業が開始されており、また、安全指針については、2015年を見据えた安全指針リスト案として現行の安全指針の整理計画が提示された。これに基づき、一般安全分野「法令上及び行政上の基盤」や「放射線防護」の安全要件文書の見直し改訂が進められており、また、安全指針については、既存の安全指針の統合を含めた改訂のための提案が順次なされている一方、新規作成の提案は厳選されている。

IAEA安全基準作成に当たっての我が国の知見と情報の提供に関しては、原子力施設の安全に係る基準を整備する責任を有しているNUSSCへの対応活動として行ってきた活動についての経緯をまとめている。原子力発電所に係る安全基準については、基幹文書である原子力発電所の設計及び運転の要件文書について上記の基準全体の動向と歩をあわせて改訂作業が進められており、JNESは、IAEA計画に則り作成されている安全指針への対応を含めて、IAEAから提示された基準案に対する意見表示等を行ってきている。具体的には、加盟国への意見照会された基準案についてはは5件、NUSSC会合での審議対象基準案については延べ13件を数え、また、専門家会合への参加は2件に対応してきた。JNESは、これらのそれぞれに対して国内の意見を集約し、会合における我が国の出席者の会合席上での対応のための情報としてNISAへ提示した。燃料サイクル施設関連の基準については、要件文書が本年度後期に出版され、これとともに整備されてきた3件の指針も承認され、分野全体としての形が整いつつある一方、新たな安全指針の作成作業が進められており、これにも対処してきた。また、NUSSCが関連する「一般安全」分野の安全基準については、専門家会合は1件、加盟国への意見照会は要件文書「安全に対する政府と規制の枠組み」を含めて2件、NUSSC会合での審議対象は延べ7件あり、JNESは、原

子力施設関連基準への対応と同様の対応を行ってきた。

IAEA 安全基準（要件文書）と我が国の法令等との対比に関しては、本年度は、当初予定していた要件文書（燃料サイクル施設の安全）の IAEA からの正式発行が 2008 年度の終盤であったため本年度はこれにかかる作業は行っていない。しかし、この業務の一環として行う IAEA 安全基準の日本語版の整備に関しては、本年度は原則文書及び安全要件文書を中心に 9 件を作成、公開した。

IAEA 安全基準の作成活動は当初計画された安全基準が整備される一方で、新体系を目指して既存の安全基準の改訂、統合化作業が進められており、今後も継続的に動向を確認していくことが重要である。

2008年度に加盟国へ意見照会があった安全基準案に対する
我が国のコメント（案）

	草案番号	表題	基準種別
1	DS44	Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency	安全指針
2	DS367	Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants	安全指針
3	DS371	Storage of Spent Fuel	安全指針
4	DS388	Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants	安全指針
5	DS393	Development and Application of Level 2 Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Power Plants	安全指針
6	DS413	Safety of Nuclear Power Plants: Operation	安全要件
7	DS415	Governmental and Regulatory Framework for Safety	安全要件
8	DS416	Licensing Process for Nuclear Installations	安全指針
9	DS422	Safety Guide Evaluation of Seismic Hazards for Nuclear Installations	安全指針

(1) Japan Comments on DS44 v2.3.2**Criteria for Use in Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency**

COMMENTS BY REVIEWER			
Reviewer:			
Country/Organization: Japan/MEXT, NISA, JAEA, JNES			
Date:			
Comment No.	Para/Line No.	Proposed new text	Reason
1	general	Describe explicitly relationship between BSS and DS44.	To keep consistency
2	general	Keep consistency with ICRP PUB.103 and other TG reports. For example, inconsistency is found in Table 2 and Table 3. Meanwhile, ICRP Pub. 103 recommends that reference level against residual dose is shown with effective dose, two tables of DS44 shows that generic criteria applied to projected dose and received dose are shown with both of equivalent dose and effective dose.	To keep consistency
4.	1.3/5	Replace “generic criteria for emergency response” with “generic criteria for emergency response actions”	clarification
4.	1.10	Delete this paragraph	The definition of “the period of remediation” is not clear.
5	1.12/5	Replace “emergency planners” with “the decision makers and the public”	clarification
6	1.14	Delete this paragraph	The meaning of this paragraph is duplication of the first sentence in the pra.1 15
7	2.2/4	Clarify “internally consistent”	Does it mean consistent within the Agency’s Safety Standards?
8	2.5/1	Replace “Values of generic criteria” with “Guidance values of generic criteria”	clarification
9	3.1/7-11	The second hyphen sentence moves to the first one.	The possible outcomes should be first described.
10	3.1/4 and 6	Replace “projected exposure” with “exposure” and “received exposure” with “exposure”	The terms of “projected” and “received” are not necessary for the explanation of exposure situations.
11	3.1/22	Replace “At particular generic criteria” with “At particular levels of dose”	clarification
12	TABLE 1	The items in Table 1 are not consistent with the paragraph 3.1, For example, “implementation of urgent and early protective action” is described to protect severe deterministic health effects in Para 3.1, while Table 1 shows that urgent protective actions implemented and early protective actions initiated during an emergency phase to reasonably reduce the risk of stochastic health	To keep consistency.

		effects” and does not show this in the row of deterministic health effects.	
13	3.3/2	“Projected or received” is not clear. The terms should be clarified.	clarification
14	3.3 Fig 1.	Define the terms clearly in main text from the view point of nuclear or radiological emergency, such as intervention level, action level (Dose), Projected Dose, etc.	The term such as Intervention Level , Action Level (Dose), Projected Dose are not clearly defined in ICRP Publ.96,103,104.
15	3.6/4-6	These two sentences in which use of “a factor two” is described are not appropriate. Proposed text; “In the absence of existing national guidance, the generic criteria could be used as a basis for the development of national criteria.”	A reasonable explanation of “a factor two” is difficult.
16	Title of TABLE 2 & Table 3	Suggested as follows Table 2. “Generic criteria for severe deterministic health effects”. Table3. “Generic criteria for stochastic health effects”	Tables 2 and 3 are developed from second and third row of Table 1. Therefore, the title of Table 2 and Table 3 should be named using the expression in Table 1.
17	TABLE 2 Footnote (d)	(1) modify footnote (d) as follows; “ $AD(\Delta)$ is the dose delivered over the period of Δ by the intake of radionuclide.” (2) According to paragraph A78 of ICRP Pub 103, “1% of exposed people” is described. While, “5% of exposed people” is described in this text.	(1) AD represents RBE-weighted absorbed dose and does not mean threshold value. Therefore it should be modified. (2) Confirmation
18	TABLE 2	According to paragraph 194 of ICRP Pub 60, “1 cm ² of exposed people” is described.	Confirmation
19	TABLE 3 Footnote (a)	Correct as follows; “--- However, doses approaching <u>the threshold of deterministic health effects</u> ---.	Correction
20	3.7/1	“substantial risk” does not appear in the system given in TABLE 1.	The term should be clarified. If substantial risk is used as a basis for operational criteria, that should appear in Table 2.
21	3.9/6	Correct “Table 2A” to “Table 2”	Correction
22	3.11/6	Modify “To take effective actions” to “To take effective urgent or early protective actions	to be specified
23	Para 3.11	Delete third item from here and move it to anywhere in chapter 4,	Chapter 3 is criteria for public protection. Then the third item, which addresses workers protection, should be moved to chapter 4.
24	Para 3.16 & 3.17	Suggested to delete first sentence of Para 3.17 and the rest of Para 3.16 should be combined with Para 3.17.	First sentence describe prevention of severe deterministic health effects, in spite of that this content is duplication of description of

			Para 3.11 and 3.14. The rest of Para 3.16 describe reduction of stochastic health effects and it will be reasonable to combine Para 3.17.
25	3.17/1	Replace “the recommended values” with “the guidance values”.	clarification
26	Para 3.17 Lines 3-6	Suggested to delete second sentence, which starts “The values satisfy ---”.	The content of second sentence is quite ordinary and then needless to refer [4]. This existence made the point of an argument ambiguous, thus being contrary to expectation. Therefore second sentence should be deleted.
27	Para 3.19 Line 3	Correct “in Table 3” to “in Table 2”	Correction
28	Para 3.20 Line7	Correct “extend of incised exposed tissue” to “extent of the incision of exposed tissue”	Correction
29	Para 3.25 Line 2	Modify “exposed at effective doses” to “exposed at doses” .	Effective dose does not fit when referring to epidemiological data.
30	Para 3.25 Lines 6-9	Suggested to delete last sentence, which starts “UNSCEAR 2000”.and add the followings instead. “Even if it could be attributed to statistical limitations and the lack of sufficient data on dosimetry, cancer risk with this level of exposure is too low to justify the medical follow-up.”	Contents should focus on the importance that medical follow-up to low doses less than 0.1Sv is not justified.
31	Sec. 4 general	Section 4 for emergency workers should be revised as appropriate in accordance with the discussion of the BSS revision at Drafting Meeting.	To keep consistency with BSS.
32	Para 4.3 Lines 6-	Modify as follows; - doses approaching the thresholds for severe deterministic health effects (Table 2) are only allowed for <u>life saving</u> actions; - doses requiring consideration of the need for long-term medical follow-up (Table 3) are only allowed for actions <u>to prevent severe deterministic health effects among the public or to prevent the development of catastrophic conditions</u> .	Table 2 and 3 shows measures when the dose exceeds criteria, meanwhile Table 4 shows upper limits. Original text has discrepancy.
33	Para 4.4 Lines 1-2	Modify as follows; Original text 2Life saving actions are --- for severe deterministic effects only if: --- .” Proposed text “Dose that exceeds those approaching the threshold for severe deterministic effects are allowed for life saving actions only if: --- .”	It is only life saving action that dose that exceeds those approaching the threshold are allowed.

34	TABLE 4 Row 3, Line 5	Modify “gather information or apprehend” to “gathering information or apprehension of “.	editorial
35	TABLE 4 Row 3, Last Line	Delete “apprehension of suspects or collection of evidence”.	Duplicate with 3 rd bullet.
36	Para 5.8 Line 4	Correct “extend for medical management” to “extent of medical management”	correction
37	TABLE I-2 Row 6	Replace “Derma of skin” with “Skin”	The aim of this part is to clarify “critical organ” and then “skin” is enough,
38	TABLE I-2 Footnote	Change d and e.	Correction
39	TABLE I-2 Footnote d	Change “depth of 0.5 mm” to “depth of 0.07 mm”	Target cell for moist desquamation is basal cell and the depth is 20-100µm (average 70µm).
40	TABLE I-3 Rows 16-19	Modify “gestation” with “post conception”	Here should be post conception
41	TABLE I-3 Row 17	Modify “8-25 weeks” to “3-7 weeks”	Correction based on ICRP Pub. 90.
42	TABLE I-3 Row 18	Change “8-25 weeks” to “3-25 weeks”	Correction based on ICRP Pub. 90.
43	TABLE I-3 Row 19	Delete “Possible verifiable reduction in IQ”	“Verifiable reduction of IQ” would be included in “severe mental retardation” .
44	TABLE I-3 Row 21	Delete “Thyroid cancer”.	Thyroid cancer is also one sort of stochastic health effects and there is no reason to distinguish it from others.
45	Para IV.1 Item 1 Line 5	Add as follows; “Medical actions, <u>if necessary</u> , because ---“.	It is not necessary to perform medical actions solely because of exceeding values of Table 3.
46	Para IV.1 Item 4 Line 6	Add as follows; Provide medical treatment or screening, <u>if necessary</u> , because ----.”	It is not necessary to perform medical treatment or screening solely because of exceeding values of Table 3.
47	Para IV.20 Second item Line 3	Table 2 -> Table 3	Correction
48	Para IV.20 Second item Line 4	Table 2 -> Table 3	Correction

(2) Japan Comments on DS367 Draft5.1**Safety Classification of Structures, Systems and Components in Nuclear Power Plants**

COMMENTS BY REVIEWER			
Reviewer:		Pageof	
Country Organization; Japan/NISA, JNES		Date 2009/03/	
Comment No.	Para./Line No.	Proposed new text	Reason
1	general	<p>It is recognized that TECDOC, which shows examples of actual application of the Guide to some type of NPPs, shall be published together with the revised version of DS367 for member state's comments when the draft for MS comments was reviewed and approved for submission to MS at 26th NUSSC meeting. However, the relevant TECDOC does not yet published at the time of comment limits.</p> <p>It is demanded to have another opportunity to make comments to DS367 after the TECDOC would be published.</p>	
2	2.7 / L5-8	<p>Three fundamental safety functions of (1) Control reactivity, (2) removal of heat from the core and (3) confinement ----- are listed. The three fundamental functions are referred to as basis for SSCs classification in this safety guide as started in Paragraph 2.7.</p> <p>The three fundamental safety functions are however principally the basic safety functions in and following a design basis accident and B-DBE, as generally understood and explained in the proceeding sentences in Para. 2.7. Nevertheless, preventive safety function is also mentioned, as in the paragraph 2.5, 2.9, 2.11, etc.</p> <p>A fundamental safety function for Defense-In-depth Level 1, which requires high reliability, robustness, quality assurance, etc. to preclude occurrence of abnormal events due to loss of the function or failures, should be included independently from the three fundamentals as the basis of safety classification.</p>	clarification
3	2.7	<p>Regarding Spent Fuel Storage System (SFSS), relevant annotation is described in para.2.7. But the function of SFSS should be defined on safety classification including protection of criticality and confinement of radiological material other than fuel decay heat cooling.</p> <p>In Annex I, TableII-1,(16),(17), (18), above functions are defined. And it is not necessary to refer to "core". How about revise as follows ?</p>	Clarification

COMMENTS BY REVIEWER			
Reviewer:		Pageof	
Country Organization; Japan/NISA, JNES		Date 2009/03/	
Comment No.	Para./Line No.	Proposed new text	Reason
		”Above three safety functions are also applied for spent fuels in the storage systems ”	
4	2.13 2.14	2.13: The safety functional groups should be categorized according to their safety significance. Safety categorization should be based on the consequences of the failure <u>of the SSCs</u> to perform their assigned safety functions. Above may better be written following: 2.13: The safety functional groups should be categorized according to their safety significance. Safety <u>significance</u> should be based on the consequences of the failure to perform their assigned safety functions.	This guide aims at technology neutral. So, it might be better generally to define firstly categorization of safety function and then to classify SSCs based on the safety functions.
5	2.13	“Safety categorization should be based on the consequences of the failure of the SSCs to perform their assigned safety functions, <u>and the likelihood of the safety functional group being called upon to operate. And safety categorization should be divided into four equivalent groups.</u> ”	Para.2.13 states that safety categorization should be based on the consequences of the failure of the SSCs to perform their assigned safety functions, while in para.3.18, the likelihood of the safety functional group being called upon to operate is also considered as the criteria for safety classification. Following sentence is proposed for clarification.
6	2.13	As described in para.2.4, NS-R-1 states that classification shall be done with account taken of factors such as: (1) the safety function(s) to be performed by the item; (2) the consequences of failure to perform its function; (3) the probability that the item will be called upon to perform a safety function; (4) the time following a postulated initiating event at which, or the period throughout which, it will be called upon to operate.” In para.2.13, only (2) is used as judgement factor, however, other factors should be mentioned how	Clarification

COMMENTS BY REVIEWER			
Reviewer:		Pageof	
Country Organization; Japan/NISA, JNES		Date 2009/03/	
Comment No.	Para./Line No.	Proposed new text	Reason
		are they evaluated in safety classification process.	
7	2.13	2.13 states that categorization should be based on the consequences of the failure of the SSCs to perform their assigned safety functions, however, it's necessary to add the definition on the extent of failure.	Regarding reactor coolant pressure boundary, double ended guillotine break is postulated as the PIE of DBA in LWR. But, If only double ended guillotine break is postulated as the PIE of reactor coolant boundary system, the reactor coolant pressure boundary system is categorized into Safety Category 2, and containment system is categorized into Safety Category 1. In order to avoid such incoherence, it is necessary to add annotation .
8	3.27 Table 1	It's necessary to add the reason how Safety Categorization is evaluated in Table 1. It's might be defined followings; (1) SSCs categorized in same Safety Categorization level should have the equivalent indication values. Such indication should be defined. (2) Indication which shows the boundary between each Categorization should be defined. (3) Above mentioned indications, values should be equivalent among different type of reactors.	Clarification
9	Appendix III Table 2	ROBUSTNESS for Safety Category-4 should be "Survive conditions due to normal operation, PIEs to be mitigated, and selected BDBA and Severe Accident to be mitigated" instead of "Survive conditions due to normal operation and PIEs to be mitigated"	Safety Category 4 is expected to function under BDBA and Severe Accident condition to be mitigated.
10	Appendix III Table 4	Delete the column for Safety Class-4 in the Preventive Safety Function	There is no Safety Class 4 for DiD Level 1
11	Appendix III Table 4	Environmental qualification for Safety class 4 in the Mitigation Safety Functions had better change to "Specific SSC to be qualified for all normal operation states and applicable PIEs, and to be operable for applicable BDBA and Severe Accident.	Safety Class 4 should be operable for applicable BDBA and Severe Accident environmental condition, but qualification level would be different from Class 1, 2 and 3.

(3) Japan Comments on DS371 “Storage of Spent Fuel”

COMMENTS BY REVIEWER			
Reviewer: Country/Organization: Japan/ NISA, JNES Date: 13/8/2008			
Comment No.	Para/Line No.	Proposed new text	Reason
1	General	Following Ref.No. might be re-numbered. 5.1 Ref.21→20 6.44,47 Ref.30→29 6.134 Ref.31→30	—
2	para1.3/ line 7	“ <i>Nevertheless</i> ” should be replaced by “ <i>Thus</i> ” or “ <i>Also</i> ”.	—
3	para 3.18	A part of No.3.18 should be deleted and the first sentence of this item should be rectified as follows. At an early stage in the lifetime of a spent fuel storage facility, the operating organization should prepare for its eventual decommissioning <u><i>according to the situation of each Member State.</i></u> For existing facilities without a decommissioning plan, such a plan should be prepared as soon as possible <u><i>and made subject to the approval of the regulatory body.</i></u>	The plan of decommissioning should be reported to the regulatory body after the concrete plan is decided. It is not necessary to make the plan subject to the approval of the regulatory body at an early stage.
4	para5.11/ line 3	The safety assessment should be <u><i>periodically revised.</i></u> → <u><i>periodically reviewed and (if necessary) revised in accordance with regulatory requirements.</i></u>	Item 3.12(a) requests periodical review of safety assessment. Therefore, the minimum requirement of this guide is periodical review, instead of revise, and safety assessment may be revised if it is judged to be revised as the results of periodical review, and necessity of these review or revise should be judged by the regulatory body of each Member State.
5	Para5.12(d), 5.16,6.32	Following modifications are requested (1)5.12 (d) <u><i>Related safety assessment should be primary based on the deterministic analysis (which may be complemented with probabilistic studies), however, probabilistic analysis can be adopted as alternative.</i></u> <u><i>The results of that assessment should be compared with regulatory limits.</i></u>	In these sentences, it seems to be granted that probabilistic analysis should be adopted for the safety design and assessment. However, actually, deterministic analysis (may be complemented with probabilistic studies) is adopted in nuclear fuel cycle facilities and probabilistic safety analysis is not mature (for example, please see 2.7 of ‘DS316‘Safety of Fuel Cycle Facilities’ :See below). Reliable probabilistic analysis should not be emphasized.

		<p><u>If probabilistic analysis is adopted,</u> assessment of the probabilities and consequences of the release(s) of radioactive material identified in the hazard evaluation by quantitative analysis.</p> <p>(2)5.16</p> <p><u>In addition to deterministic analysis,</u> different methods may be used to</p> <p>(3) 6.32</p> <p>.....The <u>probability possible consequences</u> of such occurrences <u>and their possible consequences</u> should be evaluated using reliable data and verified and validated methodologies.</p>	<p>Therefore, related safety assessments should be primarily based on the deterministic analysis (which may be complemented with probabilistic studies). Therefore, modifications shown left column are requested.</p> <p>DS316'Safety of Fuel Cycle Facilities' "2.7 The design features, controls and arrangements necessary to implement the defense in depth concept shall be identified mainly through a deterministic analysis (which may be complemented with probabilistic studies) of the design and operational regime."</p>
6	Para6.34(f)	<p>6.34(f) 2nd sentence. <u>By virtue of this principle, two unlikely independent and concurrent incidents are beyond the scope of required analysis.</u></p> <p>Above description should be deleted.</p>	<p>There is no need to declare virtue of double contingency principle.</p>
7	Para6.63	<p>The following description should be added. <u>(h) Management of equipments for temporary commissioning aids and their removal before facility operation (and after tests completion)</u></p>	<p>This description should be added in accordance with following description of DS316(2006) 8.14.(see below)</p> <p>The effective testing of facilities and their equipment and systems without introducing the full chemical or radiological challenge to the facility may require the introduction of temporary commissioning aids into the software or hardware systems. The operating organization shall ensure that a formal record is kept to ensure that all such aids are removed on completion of the tests. The record shall be used to check that aids are removed before the facility or system is operated.</p>
8	para6.93/ Table-2 Item Storage racks	<p>"Inspection of mechanical wear of containers, baskets and racks" →"Inspection of mechanical wear of containers, baskets and racks, <u>if appropriate.</u>"</p>	<p>Requirements for inspection of mechanical wear of containers, baskets and racks are identified by design for each facilities. Therefore, it is not adequate to identify them in the general guidance like DS371.If it is only an example, (if appropriate) for 'Confirm adequacy of neutron</p>

			absorbers' should be removed, and it should be more clearly shown that this is just an example and that 'Nature and subject of test' may alter according to the facility design.
9	para 6.99	6.99. If storage of spent fuel is envisaged for long time periods, the increasing nuclear reactivity of the fuel should be assessed and taken into account, <i>as</i> → <i>if</i> necessary. In this case an appropriately wide safety margin or additional safety provisions may be applied.	If 'long time periods' means within 100 years, storage for long time periods does not necessarily cause the increasing of nuclear reactivity. In many cases nuclear reactivity will decrease constantly. Therefore, the intension shown below should be clarified. 'Only if the increasing nuclear reactivity is likely to be caused, the wide safety margin is requested.
10	para7.2,7.3	<u>Contents of 7.2 and 7.3 are duplicated.</u>	—
11	Para7.8/line 3	The provision of equipment to clean the walls of the pool liner should be provided for periodically removing radioactive deposits and sludges from these <i>surfaces</i> → <u><i>surfaces, if necessary.</i></u>	The equipments for cleaning pool walls is desirable, however, not indispensable for safety. There are some cases where radioactive deposits and sludges on wall surfaces are not significant due to effective pool water purification or fuel storage using fuel assembly containers. In addition, cleaning the walls of the pool liner could be practiced by temporary equipment and works. Therefore, 'if necessary' should be added.
12	Para 8.4,8.5	8.4. In wet storage pools, spent MOX fuel assemblies can be loaded among uranium fuel assemblies to meet neutron radiation and cooling requirements. 8.5. <i>In dry storage systems</i> , spent MOX fuel may be loaded amongst uranium fuel assemblies	Without newly added description(In dry storage systems), contents of 8.4 and 8.5 are duplicated.
13	para 8.9/line 1	“(typically 4-10GWd/turanium)” should be deleted	‘(typically 4-10GWd/turanium)’ seems to be too low considering current practice, therefore it should be deleted.

**(4) Japan Comments on DS388
Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants**

COMMENTS BY REVIEWER			
Reviewer: Country/Organization: Japan Date: 2008/12/25			
Comment No.	Para/Line No.	Proposed new text	Reason
1.	4.17	Modify as follows; In PWRs and <u>BWRs</u> the chemical inhibitors in adequate concentration should be added to cooling systems that are important or safety. Chemical cleaning of steam generators should precede such use of corrosion inhibitors. The chemistry parameters to keep the proper treatment and the impurities (mainly chlorides for PWRs and chlorides and sulphate for BWRs) should be controlled to avoid any corrosion of the system and loss of integrity.	Since both chloride and sulphate ions cause some corrosion of the system in general, it does not need to distinguish between 'chloride for PWRs' and 'chloride and sulphate for BWRs'.
2.	4.35	Modify as follows; Dissolved hydrogen and oxygen levels should be within the specifications observed and impurity levels (e.g. corrosion products, chloride, sulphate and fluoride) should be maintained below the specified limits.	Concentrations of hydrogen and oxygen are only observed under the hydrogen water chemistry (HWC) condition in Japan.
3.	4.37	Add underlined sentence following to the present description The radioactivity of reactor water and the radiation buildup on pipes should be minimized. During normal operation, the injection of such as zinc, iron and nickel to the feed water may be used for this purpose. <u>In this case, optimization of iron concentration in the feed water is necessary to control the ratio of iron to nickel.</u>	Nickel received neutron irradiation results in ^{58}Co , which may be an important radiation field constituent. In our experience, there is no report that constant Nickel injection may contribute to reduce the dose rate of pipes, while injection of Nickel has ever been carried out in earlier stage of the first heat-up at a few plants.
4.	5.17	Content of silver (Ag) and antimony (Sb), as easily activated elements, should be minimized in component composition and if necessary and possible specifically eliminated during the shutdown process by selecting a proper shutdown chemistry regime. In BWR and RBMK reactors, ^{95}Zr may also be an important radiation field constituent.	^{95}Zr is not major nuclide in Japanese BWRs during shutdown process. Please show actual example, in which ^{95}Zr is major contributor.

(5) Japan Comments on DS393

DEVELOPMENT AND APPLICATION OF LEVEL 2 PROBABILISTIC SAFETY ASSESSMENT FOR NUCLEAR POWER PLANTS

COMMENTS BY REVIEWER			
Reviewer: Country/Organization: Japan			
Comment No.	Para/Line No.	Proposed new text	Reason
1	Contents & Page 58	PSA REQUIREMENT FOR USES/ APPLICATIONS Replace REQUIREMENT with RECOMMENDATION.	Term “Requirement” must not be used in “Guide” document.
2	Para 8.1	Original text “Level 2 PSAs have found a number of uses and applications as follows:” Proposed text “PSA has been applied in design and operation in some country, in the manner of complementing the characteristics and features defined on the basis of traditional method of design and operation of NPPs. Concerning Level 2 PSAs, a number of uses and applications were found as follows. However the followings are some successful examples of applications and consideration should be given that these examples are not always applied to every countries.	These applications are only examples which were successfully performed in limited number of countries and are not always successfully adopted in other Member states. In this context, new text is proposed to explain actual situation of application. Otherwise, it will be suggested to move this chapter to Annex, because of poor universality.
3	Page 65	OTHER PSA APPLICATIONS	Chapter 8 of DS393 should be kept consistency with DS394, guide for level-1 PSA. However, DS394 were reviewed in 25th NUSSC and concluded that chapter 10 “USE AND APPLICATIONS OF THE PSA” must be rewritten before sending to CSS for final endorsement. Suggest to reflect the modification performed in DS394
4	contributors	Mitsuhiro, K Proposed text <u>Kajimoto, M</u>	Correction. Kajimoto is family name.

**(6) Japan Comments on DS413
Safety of Nuclear Power Plants: Operation**

COMMENTS BY REVIEWER			
Reviewer: Country/Organization: Japan/ NISA, JNES Date: 2008/10/10			
Comment No.	Para/Line No.	Proposed new text	Reason
1	3.8/L2	Delete the second sentence.	Configuration management is not required in GS-R-3 The reason why the configuration management shall be assigned to a design authority is not clear.
2	3.8 / 1.2	Clarify “design authority”.	Concept of “design authority” is not well understood.
3	3.10	Delete this paragraph.	Knowledge management process is not required In GS-R-3. The reason why the knowledge management process shall be regularly reassessed and updated is not clear.
4	3.18	Delete this paragraph.	This requirement is too heavy compared with GS-R-3, which states that individuals are competent to perform their assigned work and that they understand the consequences for safety of their activities.
5	4.9	Add underlined part Following an event, the operating organization shall carry out necessary remedial actions, including inspection, testing and repair of damaged structures, systems and components <u>as well as investigation of cause of the event</u> , and shall identify and revalidate the safety functions that have been challenged by the event.	Investigation of cause is necessary task.
6	4.14/ 1.3	Delete “or provide solutions”	“To provide solutions” contradicts “independence”. Individuals charged in QA are not requested to provide solution.
7	4.20 to 4.21	Requirements on physical protection might be defined in IAEA security series publication. Consistency must be kept.	For confirmation.
8	4.24	Modify as follows; The emergency plan shall include arrangements for emergency involving a combination of non-nuclear and	Probability of a combination of non-nuclear and nuclear hazards is very low and strongly depends on nuclear plant design and

		nuclear hazards, such as a fire in conjunction with significant levels of radiation or contamination, or toxic or asphyxiating gases in conjunction with radiation and contamination, <u>in case of high probability of hazard combination is anticipated</u> with account taken of the specific site condition.	configuration.
9	4.31	Delete “international” as follows; The operating organization shall establish, with the involvement of competent authorities, relations with relevant national and international organizations to prepare off-site emergency procedures consistent with national and international agreements.	To establish relations with international organizations should be a matter of national government
10	4.44	Ref[11][12] →Ref[6]	Ref[11] and [12] mean WS-R-2 AND WS-R-5,. while Ref[6] shows BSS.
11	4.62/add a new sentence	Add a new sentence This shall not be performed in the manner to blame the persons concerned the event.	Root cause may not be found out by the manner of blaming.
12	5.8/L2	Delete “and plant configuration control”	Conform to GS-R-3 Same reason as No.1 comment.
13	6.10/ add a new sentence 6.18	Add a new sentence In addition, for responding to the deviations, responsibilities and lines of communications shall be clearly defined in writing. (Delete para.6.18)	The intent of item 6.18 is incorporated into item 6.10. Item 6.18 is discussed responsibilities and concrete organization to respond in violating LCO at actual operation, therefore this is not proper to be described in “Operating Procedures”
14	6.11/ 1.1	Replace the term “the authorized limit conditions” with “the operational limits and conditions”.	If the “the authorized limit conditions” are as same as “the operational limits and conditions (6.6)”, the terms should be coincidence.
15	6.22/L3	Modify as follows; Operators shall periodically verify <u>confirm</u> that ~	“Verify” sounds too much strong.
16	6.25/ 1.1	Change “thorough” to “sufficient”.	“Thorough investigation” is too definite.
17	6.26/ 1.4-5	Delete “Optimization of the alarm system shall be reviewed periodically”.	The content of “Optimization of the alarm system” is not clear.
18	6.37 6.38	Delete both paragraphs	These paragraphs are too much detail for safety requirement

			compared to other ones. These paragraphs should be moved to safety guide.
19	6.53	Move to chapter 4	Para. 6.53 describe establishment of procedures, so it should be moved to chapter 4 or to “Operating Procedure” of chapter 6.
20	7.1/1.3 7.12/1.3	Keep terminology. “In-service inspection” and “inspection” are seemed to be same action in these paragraphs. (“I” of “MTS&I”).	Conform the description
21	7.3/1.2	Change “on the basis of ” to “in considering”	The frequency could not be determined on the basis of all 5 items.
22	7.6	Add “if necessary“ at the last of each sentences.	PSA is not necessarily only tool in these cases.
23	7.7/L2	Change “In addition” to “In case of using PSA approach, “	PSA is not necessarily only tool in these cases.
24	7.21/L2	Replace “for the risk prevention” with “for the risk reduction.”	Risk reduction is appropriate
25	8.5/1.1	Modify as follows; The modification control shall, <u>if needed</u> , include reassessment and updating (if needed) of plant referenced simulator and any computer models used.	“If needed” concerns whole of this sentence.
26	10.2	Delete “regularly” as follows; “The decommissioning plan shall be updated regularly to reflect regulatory requirement...”.	A decommissioning plan should be updated when regulatory requirements or plant conditions are changed.

(7)Japan Comments on DS415 “Governmental and Regulatory Framework for Safety“

COMMENTS BY REVIEWER			
Reviewer: Country/Organization: Japan		Page.... of... Date:2008/10/30	
Comment No.	Para/Line No.	Proposed new text	Reason
1	General	Paragraph numbers aren't described after para.2.2, therefore add them.	The paragraph number is useful to refer the explanatory sentence, when safety guides are developed assuring linkage between requirements and guides.
2	Para 2.1 Reqs.2, 18, 27-29, 31, 34, 35, 39, 41	It would be better to identify which meaning is used for each “graded approach” in a footnote, referring to IAEA’s safety glossary.	There are several meanings for “graded approach” in IAEA’s safety glossary.
3	1.1	The safety of facilities and activities is of great importance to individuals, and society, and the environment in the State of use and in other States.	There are many “and” words in this text. This sentence correction is for easy understanding.
4	Req. 2 Explanatory note, (3)	The establishment of a regulatory body as addressed in requirement 2-3 3-5.	Editorial Corrections
5	Req. 3-5 Explanatory note, 5 th line	Furthermore, the effective independent regulatory body enables the regulatory body to <u>can</u> give independent advice to the government on matters relating to the safety of facilities and activities.	This description is difficult for non-English-speaking peoples to understand. Suggested correction is for easy understanding.
6	Req. 3-5 Last part of explanatory notes	<u>On the principle, the licensee takes full responsibility for safety on nuclear facilities and activities.</u> <u>In accordance with the legal system of each country,</u> the regulatory body is empowered to require, in the interests of safety and <u>quality management</u> , that any person or organization responsible for a facility or activity make arrangements to provide: -All necessary safety related information, including information from its suppliers, even if this information is proprietary; -Access to make inspections on the premises of any supplier, manufacturer or contractor associated with the licensee.	The licensee has prime responsibility for safety on nuclear facilities and activities, and the regulatory body conducts pre-service inspection to the licensee in accordance with the legal system of each country. Basically it is done on the premises of the licensee. If you premise that regulatory body conducts pre-service inspection to any supplier, manufacturer or contractor, there is possibility to reduce licensee’s responsibility.
7	Req. 6 Explanatory note	Add the following sentence. The legal framework ensures----- cannot delegate this responsibility. <u>The regulatory body fulfills its legal obligation by carrying out the regulatory actions, so that this prime responsibility is surely assumed by the person or organization to be regulated.</u> In addition, the -----	Here, the action of the regulatory body should be described briefly, and the details are described later after Requirement 18.

**(8) Japan Comments on DS416 draft 1.5
“Licensing Process for Nuclear Installations”**

COMMENTS BY REVIEWER			
Reviewer:			
Country/Organization: Japan			
Date:1/12/2008			
Comment No.	Para/Line No.	Proposed new text	Reason
1	Title of the safety guide	<u>Licensing Authorization</u> Process for Nuclear Installations	The requirements 27-29 of new GS-R-1 use the term ‘authorization’, which has a broad meaning, including not only license but also other regulatory authorizing actions.
2	Par.1.1 last sentence	(The revised portion is underlined) Granting of licences <u>authorizations</u> for nuclear installations is among principal functions of such a regulatory body.	The same as comment No. 1.
3	Par.1.4 Last sentence Par.1.5 First sentence Title of 2 nd chapter And others	The tem licensing <u>authorization process</u> should be used instead of licensing process which is currently used in many places in this safety guide.	The same as comment No. 1.
4	New paragraph before current 2.1	2.1. A licence is a legal document issued by the regulatory body granting authorization to perform specified activities related to a facility or an activity [2].2 <u>Authorizations are the legal actions by a regulatory body granting permission to an applicant for performing specified activities during the life cycle of a related facility or an activity [2].2</u> <u>Authorization include, for example, licensing, certification or registration.</u> <u>A licence is a prime and basic legal action among different types of authorizations and the term ‘a licence’ sometimes means a legal document</u>	The same as comment No. 1. The definition of ‘authorization’ should be quoted from current IAEA glossary, meanwhile ‘licence’ is defined as one type of authorizations.

		<u>issued by the regulatory body or the product of the legal action.</u>	
5.	Par.2.4	<p>2.4. -----</p> <p>The objective of authorizations or licensing process is to allow regulatory control by the regulatory body over all activities and facilities where safety is concerned. <u>Laws and practices relating to licensing vary between States.</u> Licences <u>and</u> authorizations and permits are the principal regulatory <u>actions and in some countries mean the documents themselves produced by the regulatory body, that relate the legal and regulatory framework to the responsibilities of the person or organization responsible for the installation and its activities at each stage of the licensing process.</u> When they means the documents, they <u>may take the form of a set of the whole documents that contain all the information relating to the authorization or the licence, or it may take a sheet of a paper simply stating the permission of the regulatory body.</u></p>	<p>It should be taken into account that laws and practices relating to licensing vary between States.</p> <p>There is various form of licence documents.</p>
6	Par.2.5	<p>2.5. <u>A licence action is taken or the licence documents are issued on the common basis between the licence applicant and the regulatory body. That common basis is called ‘Licensing base’.</u> The licensing base contains a set of <u>regulatory requirements applicable to a nuclear installation and the formal submissions made by a licence applicant. A licensing base may also include agreements and commitments made between the regulatory body and the licence applicant(e.g. in the form of letters exchanged or statements made in technical meetings).</u> ‘Licence conditions’, <u>which the regulatory body may attach additionally to the licence, should be incorporated into the licence licensing base, as necessary,</u> in order to impose additional specific obligations with the force of law. Procedures for preparing a licence</p>	<p>Instead of ‘licence condition’, the term ‘licensing base(or basis)’ should be used, because the term ‘licensing base’ is already defined in the IAEA glossary. The term ‘licensing condition’ should be used in case in which additional requirements are imposed by the regulatory body at the time of issuing the license.</p>

		for each phase and type of facility should be prepared, in order to ensure that all necessary steps have been taken prior to the issue of a licence.	
7	Par.2.6	2.6. Licences should state explicitly, or should impose by reference or attachment, all <u>additional conditions</u> as determined by the regulatory body, which are obligations with which the operator is required to comply. Laws and practices relating to licensing vary between States. In some States conditions are specified in the law and in regulations of the regulatory body and are merely referenced in the licence, while in other States some or all conditions are stated explicitly in the licence.	The same as comment No. 6.
8	Par.2.7	2.7. Licence conditions <u>Licensing base</u> should cover as appropriate all safety related requirements affecting the siting - -----	The same as comment No. 6.
9	Par.2.8	2.8. While the conditions may vary in format, there are certain basic qualities that should characterize the set of conditions so as to make them understandable and effective. Each licence condition, imposed additionally by the regulatory body, should be consistent with all other conditions in that the fulfillment of one should not conflict with the fulfillment of another or with any other legal requirement. -----	The same as comment No. 6.
10	Par.2.9	2.9. On a particular site, there could be different nuclear installations at different stages with different authorizations/licences with different conditions <u>basis</u> .	The same as comment No. 6.
11	Par.2.10	2.10. ----- The safety analysis report may be the main document to start with in the licensing process; however this Safety Guide aims to focus on <u>the information</u>	The same as comment No. 6.

		contained in the content of licences licensing basis and the topics to be dealt with in the licensing process rather than the format of documents.	
12	Para 2.7	Delete last sentence These requirements should cover such important aspects as design, radiation protection, emergency procedures, modifications, the management system, operational limits and conditions, procedures and authorization of personnel for instance.	Items which requirements cover should be described in Requirement document. Any requirements are not defined in Guide.
13	Par.2.11	BASIC AUTHORIZATION/LICENSING PRINCIPLES 2.11 Generic <u>authorization/licensing</u> principles should be established in the regulatory framework such as: ----- ----- - The regulatory framework to apply for a licence should be clear. - <u>Additional</u> conditions should be attached <u>by the regulatory body</u> to the licence as appropriate. - The scope of the licence and attached conditions should be clearly defined. - The licensing of the installation should be based on <u>licensing basis</u> , <u>including</u> predefined documents that are submitted by the authorization or licence applicant and reviewed and controlled by the regulatory body and updated regularly by the licensee as indicated in licence conditions <u>regulatory rules</u> . ----- -----	The same as comment No. 6.
14	Par.2.11 1 st bullet	- A facility and/or activity should be authorized only when the regulatory body has confirmed that the facility or activity can be used or conducted in a manner that does not pose an unacceptable <u>risk</u> to workers, individuals, public health, <u>safety</u> , and the environment.	SF-1 in paragraph 3.1 states “----- ‘safety’ means the protection of people and the environment against radiation risks, ----- “ Therefore, text should be modified,

		<p>Proposed text;</p> <p>- ----- that does not pose an unacceptable <u>radiation risks</u> to workers, individuals, public health, safety, and the environment.</p>	<p>reflecting the message from SF-1.</p>
15	Par.2.11 5 th bullet	<p>The licensing of the installation should be based on predefined documents that are submitted by the authorization or licence applicant and reviewed and controlled by the regulatory body and <u>updated regularly by the licensee as indicated in licence conditions.</u></p> <p>Proposed text;</p> <p>- ----- and, <u>if needed</u>, updated by the licensee <u>in accordance with national regulatory framework.</u></p>	<p>The licensing documents are not necessary to be updated regularly. Furthermore, update of license does not always come from license condition, but comes from legal requirements.</p>
16	Para 2.12	<p>2.12. During the licensing process of a nuclear installation, documents are submitted to the regulatory body to be reviewed and assessed, additionally and when appropriate the regulatory body should sample and check on the ground, performing inspections, <u>whether the documents reflect the reality and to determine whether they demonstrate that the site and/or installation complies throughout its lifetime with the safety objectives, requirements and regulations stipulated, endorsed or approved by the regulatory body.</u></p> <p>Recommended text <u>whether the items are installed in accordance with approved documents</u></p>	<p>The main purpose of regulatory inspection is to confirm that the approved documents are respected in construction or in operation.</p>
17	Para 2.15	<p>2.15. During the licensing process, the regulatory body should conduct regulatory reviews, assessments and inspections to be confident that the applicant and/or licensee is in compliance with licensing and design bases including: safety analyses, safety cases <u>licensing documents</u>, conditions of the licence, regulations, safety objectives, principles and criteria.</p>	<p>“safety cases” should be replaced by “licensing documents” as same as in many draft standards(DS316 etc.).</p>

18	Par.2.17	<p>2.17. Before granting an authorization or a licence for the construction of a nuclear installation, the regulatory body should review, assess and inspect:</p> <ul style="list-style-type: none"> - The management system of the applicant/licensee and vendors; - The design features important for safety and security; - The documentation (including results from research programmes) related to demonstration of compliance of the selected design with safety objectives and criteria; and - Organizational and financial arrangements for decommissioning and management of radioactive waste and spent fuel, including disposal policy framework <u>with consideration of possible future technology development</u>, throughout the whole lifetime of the installation. 	<p>The licence for the construction of a nuclear installation is granted by the regulatory body.</p> <p>The disposal policy framework may be changed by future technology development.</p>
19	Par.2.21	<p>2.21. The regulatory body should develop regulations and guides for the licensing process of nuclear installations to provide better clarity in the licensing process <u>for applicant or licensees</u>. <u>This is also useful</u> for parties with an interest in nuclear safety.</p>	<p>Clarity is needed for the licensing process at first. This clarity is also useful for others.</p>
20	Par.2.22	<p>2.22. Before a licence is granted <u>on any modification</u>, the regulatory body should monitor that the applicant or licensee has, as appropriate, a management system and clear procedures to analyze and endorse any modifications (including temporary) to,</p> <p>-----</p> <p>-----</p>	<p>It should be clarified that this paragraph is describing on modification.</p>
21	Par.2.29	<p>CONTENT OF A LICENCE- INFORMATION CONTAINED IN LICENCING BASE</p> <p>2.29. The regulations or the law should provide for issuing, amending, suspending or revoking authorizations, permits or licences subject to any necessary conditions <u>licensing bases</u></p>	<p>The term ‘content of licence’ seems to be not appropriate. ‘License base’ is defined at the beginning of this guide. What are described here seem</p>

		<p>that are clear and unambiguous. <u>The information contained in the licensing base</u> A licence should include (unless elsewhere specified):</p> <ul style="list-style-type: none"> • The facilities, activities or inventories of sources covered by the authorization, permit or licence. • <u>The technical limits and conditions of facilities and activities.</u> • The requirements for notifying the regulatory body of any modifications that are significant to safety. <p>----- ----- -----</p> <p>Information content of review, assessment, analyses or reports should be incorporated in documents to be provided to the regulatory body, <u>as appropriate, in accordance with national legal framework.</u> Some examples of documents are given in the Appendix to this Safety Guide.</p>	<p>to be the information which should be contained in the licensing base.</p> <p>Technical limits and conditions that are described in Par.3.30 should be included as the information contained in the licensing base.</p> <p>In each country, a different legal system is established.</p>
22	Par.2.30	<p>2.30. The licence conditions (see 2.5 to 2.9) may include or refer to technical limits and conditions; a system for reporting events, modifications and incidents to the regulatory body; and other requirements that depend on the magnitude of the risk, the nature of the installation, the activities performed and also the stage in the installation's lifetime. More detailed recommendations relating to such other requirements are provided in Section 3 of this Safety Guide. Conditions are an important tool to complete as appropriate the regulations described above for the licence to be granted to a specific nuclear installation.</p>	<p>(Duplication of paragraphs 2.5 to 2.9, 2.17 and 2.29)</p>
23	Para 3.4	<p>The site evaluation to be approved by the regulatory body should also consider the potential impact of the facility or activity on its environment and, from a preliminary assessment and should, conclude that no incompatibility is</p>	<p>Clarification</p>

		foreseen	
24	Para 3.12	<p>The regulatory body of the State for which the new nuclear installation is proposed <u>should</u>, as a matter of courtesy, involve the regulatory body of another State, as relevant, in any activities in the State. Joint visits and meetings of vendors may be organized in this context.</p> <p>Proposed text The regulatory body of the State for which the new nuclear installation is proposed <u>could</u>, as a matter of courtesy, involve the regulatory body of another State,</p>	Regulatory body can participate in licensing process of other countries, but it does not bear responsibility.
25	Para 3.13	<p>Modify as follows: <u>On the principle, the licensee takes full responsibility for safety on nuclear facilities and activities. In accordance with the legal system on each country, the regulatory body should may put in place a system so it can assure itself that the requirements are being adequately implemented by all organizations involved in the design and construction.</u></p>	The licensee has prime responsibility for safety on nuclear facilities and activities. Regulatory body is not necessary to be involved in supervising all organization, such as designers, vendors or constructors directly. Regulatory body fulfills its legal obligation by carrying out the regulatory actions, so that this prime responsibility is surely assumed by the person or organization to be regulated. If you premise that regulatory body conducts pre-service inspection to any supplier or manufacturer directly, there is possibility to reduce licensee's responsibility.

26	Para 3.16	<p>Replacement</p> <p>3.16. Defence in depth should be considered in the <u>NPP design. Defence in depth should be implemented primarily through the combination of a number of consecutive and independent levels of protection that have to fail before harmful effects could be caused to people or to the environment. If one level of protection or barrier were to fail, the subsequent level or barrier would be available. When properly implemented, defence in depth ensures that no single technical, human or organizational failure could lead to harmful effects, and that the combinations of failures that could give rise to significant harmful effects are of very low probability. The independent effectiveness of the different levels of defence is a necessary element of defence in depth [4]. The objectives of defence in depth are:</u></p> <p>-----</p> <p>----</p>	<p>It is better to use the same description on ‘defence in depth’ in SF-1 Principle 8.</p> <p>The sentence of the current draft seems to lead to misunderstanding that defence in depth is the requirement of redundancy.</p>
27	3.19/L15	A list of barriers with their relative contributions and limits;	Clarification
28	3.19/L22	Define “cross-link effects” in foot-note.	The definition of cross-link effects is unclear.
29	Par.3.23	<p><u>(New paragraph 3.23 should be inserted and the current paragraphs after 3.23 should be re-numbered starting 3.24)</u></p> <p><u>3.23. The detail design of items important to safety performed by the designers or vendors should be reviewed under appropriate management system by the licence applicant, the licensee, or the independent authorized party. This should be carried out in accordance with the regulatory standards or the codes and standards which have been accepted by the regulatory body. The design conditions for the detail design of these items should be determined based on the design basis accidents. The results of the detail design should be reviewed and assessed by the regulatory body following the regulatory system of each</u></p>	<p>The detail design of components including stress analysis, which is to be carried out in accordance with the globally accepted code and standards should be authorized by the review and assessment of the regulatory body. This is an important step of regulatory authorization.</p>

		<u>country.</u>	
30	Par.3.24	<p>3.24. In addition, the licensing process should ensure that the design considers the following:</p> <ul style="list-style-type: none"> - The ability to safely transport radioactive and nuclear materials to, from and around the installation. - <u>The possibility of maintenance for safety (If needed, the replacement of heavy and large components during operational life of the installation should be considered for such components as e.g. steam generator, reactor pressure vessel heads, etc. for a nuclear power plant).</u> For example, the design should take into account: <ul style="list-style-type: none"> o Buried pipes and conduits; o Openings in structures for equipment access; <p style="text-align: center;">-----</p> 	The possibility of replacement of heavy components is not the direct regulatory safety requirement. The regulatory requirement is to maintain safety.
31	Par.3.24 2 nd bullet (L9)	Delete or define clearly. o Obstructions.	What are Obstructions? Other two examples are easily understood.
32	Par.3.25	3.25 Ageing issues should already <u>also</u> be addressed in the design and construction phases to anticipate appropriate ageing management actions in the future.	Correction
33	Par.3.27	3.27. Manufacturing of important safety related structures, systems and components should be under control of the licensee and this process should be reviewed, assessed and inspected, if appropriate, <u>by the authorized parties and/or</u> by the regulatory body. The licensee should also control its cascades of contractors, its suppliers and its vendor under its management system.	In some countries, inspection by authorized inspectors is required.
34	Para 3.28 3 rd bullet	Move third bullet to anywhere under subtitle “design” - The nuclear installation should be designed and constructed in accordance with the relevant site parameters identified by the applicant	Site parameters should be considered not in construction stage, but in design stage. Third bullet of para 3.28 should be

		and agreed with the regulatory body and in an adequate manner.	moved to subtitle “design”.
35	Par.3.33	<p>3.33. Commissioning can be considered in two main stages, non-nuclear and/or non-radioactive testing (before introduction of nuclear or radioactive material) and nuclear and/or radioactive testing (after introduction of nuclear or radioactive material).</p> <ul style="list-style-type: none"> • Non-nuclear and/or non-radioactive <u>inspection and testing</u> – to ensure the installation has been constructed, manufactured and installed correctly. It also includes those tests <u>and inspections</u> that are required to prove the design performance. • Nuclear and/or radioactive testing – to prove the safe installation performance before proceeding to routine operation. 	Commissioning activities include inspection and testing.
36	Par.3.34	<p>3.35. Nuclear and/or radioactive testing is a major step in the licensing process. The review and assessment <u>or inspection</u> should take into consideration: the final or as-built design of the installation as a whole; the commissioning programme and its progress; the organizational structure;</p> <p>----- -----</p>	The same as comment No. 35.
37	Par.3.36	<p>3.36. As the nuclear and/or radioactive stage of commissioning moves closer to completion, review and assessment <u>or inspection</u> should be concentrated on how the installation is operated and maintained, and on the procedures for controlling and monitoring operation and responding to deviations or other occurrences. Before authorizing routine operation, the regulatory body should review and assess <u>or inspect</u> the consistency of the results of commissioning tests. If the regulatory body finds inconsistencies in these results, it should assess any corrections of non-conformances and modifications to the design and operational procedures</p>	The same as comment No. 35.

		that were made as a result of the commissioning. The regulatory body should review and assess any proposed changes to the limits and conditions.	
38	Para 3.41	Before commencing nuclear and/or radioactive commissioning tests, staff with safety related functions should be allowed to operate only if they are suitably <u>trained, qualified and</u> licensed as appropriate. Proposed text; ----- only if they are suitably trained <u>and qualified,</u> and licensed as appropriate.	Clarification. “as appropriate” should affect only “qualified”.
39	Para 3.43	Delete - A graded approach for regulatory oversight during all the decommissioning stages.	Concept of graded approach should be considered in design stage.
40	Para 3.49	Delete 11 th and 12 th bullet	Number of staffs needed to operate an installation is not uniformly calculated. This is a problem of choice by licensee and not applicable to license condition. Furthermore, concerning 11 th bullet, this issue originally comes from protection of labors, which is governed by labor law.
41	Par 3.53 , and 3.68	Refer WS-R-5 and check if DS416 complies with this document.	WS-R-5 should be referred as it is an important requirement document for decommissioning.
42	Para 3.61	Delete “biological” Such an ageing management programme should address: ageing of structures, systems and components due to physical, chemical and/or <u>biological</u> processes or	Ageing management is recognized to address mechanical or chemical degradation and

		becoming out-of-date or obsolete due to knowledge and technology evolution or the associated changes in codes and standards or ageing of human skills, knowledge, competence, etc	organizational factor as appropriate. The meaning of “biological” is not clear.
43	Para 3.67	Decommissioning comprises: the preparation and approval of a detailed decommissioning plan; the actual decommissioning activities; the management of waste arising from these activities, and the update of all existing safety related documents <u>as appropriate</u> including documents on physical protection and emergency response, the restoration plan, etc..	All of the documents are not necessary updated.
44	3.85	[24]->[25] Refer WS-G-5.1 and check if DS416 complies with this document.	Correction. This is in the reference list but not referred.
45	Appendix	2. References and benchmarks to other facilities <u>installations</u> worldwide if any, - -----	As same as para 2.20, installation is better than facility
46	Appendix	10. Preliminary safety analysis report before construction authorization which may include: site evaluation information, design basis, nuclear and radiation safety, probabilistic safety assessment and complementary deterministic analyses <u>deterministic analyses and complementary probabilistic safety assessment.</u>	Deterministic analysis and probabilistic safety assessment are used for safety analysis report.

(9) Japan Comments on DS422 Draft 03

Title: Safety Guide Evaluation of Seismic Hazards for Nuclear Installations,

COMMENTS BY REVIEWER

Reviewer:

Date: 18/3/2009

Comment No.	Para/Line No.	Proposed new text	Reason
I 1		General Structure of this guide By adding short description bolded at article 1.11 “structure” and at the top of sections where introduction is not described or not clear, the function and position(linkage to other section) of them may become more clear. For instance;	
-a	1.11	Recommendations of a general nature are given in Section 2. Section 3 discusses the acquisition of a database containing the information needed to evaluate and address all hazards associated with earthquakes. Section 4 covers the use of the database for construction of a seismotectonic model. Section 5 states evaluation of the ground motion hazard, based on data bases acquired by section.3 and considering seismotectonic models acquired by section 4 Sections 6 and 7 discuss probabilistic and deterministic methods of evaluating vibratory ground motion hazards. Section 8 reviews methods for the evaluation of the potential for fault displacement, in case a fault is found at new sites or existing sites. Section 9 discusses the development of design basis ground motion, fault displacement evaluation for existing nuclear installations, and evaluation of secondary hazards. Section 10 discusses the evaluation of seismic hazards for nuclear installations other than nuclear power plants. Section 11 addresses project management including quality assurance and peer review requirements.	To clarify
-b	\$ 3 top	Overview: This section states necessary information and investigations required for section 5 ”Evaluation of the ground motion hazard”	To clarify
-c	\$ 4 top	Introduction: This section states construction of a regional seismotectonic model to be considered for section5 ”Evaluation of the ground motion hazard”.	To clarify
-d	\$ 5 top para5.1	Introduction: This section state evaluation of the ground motion hazard, based on data bases acquired by section3 and considering seismotectonic models acquired by section 4. Ground motion hazard may be evaluated using either a probabilistic seismic hazard analysis (PSHA) described in section 6 or a deterministic seismic hazard analysis (DSHA) described in section 7 or preferably using both methods..... Covered by –d comment	To clarify
-e	\$ 6, 7 \$ 8	Introduction: This section gives guidelines and procedures for assessing the	To clarify

	para 8.1	potential for fault displacement (capability) required in case fault found near the new sites or existing installations. ...	
-f	\$ 9 top	Introduction: This section state the development of design basis ground motion, fault displacement evaluation for existing nuclear installations, and evaluation of secondary hazards.	To clarify
	\$10,11	Section purpose is already written in introduction Para.10.1, 11.1	
2	\$8	Handling of section 8 After #2 CS at Feb. end, we discuss the handling of sec.8 and we agree this sec. is at present position.	
3	\$ 9	Structure of section 9 By adding following sub titles(■)in contents and in section 9, the structure of section 9 becomes clearer. ■Design basis ground motion Levels of ground motion hazard Design response spectra, Time histories Vertical ground motion Ground motion for base isolated and buried structures ■Fault displacement ■Evaluation of secondary hazards	To clarify
4	\$ 4,5,6,7	Wording More precise wording of “return period”, “annual exceedance probability” and “recurrence probability” is necessary in relating sections.	Precise description
II		Item by item	
1	para1.8 line 8	Add note to “nuclear power plant”: The recommended direction of grading is to start with nuclear power plant related attributes (note)and to grade down to installations associated with lesser radiological consequences. Note: Graded approach should be also applicable to especially small size NPP	Small sizeNPP might cause small scale radiological consequences
2	para5.6 line3	Equation (3): Isn't ε_c deletable ?	ε_c , component-to-component variability may be negligibly small.
3	para 5.12 line12	Add; In case sufficient quantity and quality of above parameters are not aquired, both aleatory and epistemic uncertainties should be appropriately taken into account at each step of the evaluation	Precise description
4	para 6.7 line13	For explanation of EQ(1) Hazard Integral, Add note for ν_i ; ν_i (Note)is the expected frequency, per time period per seismic area, of earthquakes of magnitudes equal to or greater	Add renewal process as alternative

5	para 7.1(d) 1	<p>than m_{\min} on source i;</p> <p>Note: v_i is obtained by following methods</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. Poisson process using average recurrence frequency of the earthquake 2. Renewal process using recurrence frequency vs time curve* <p>*Recurrence frequency is small soon after an earthquake occurred and then gradually increase as time passing.</p> <p>Method 2 is effective on the earthquake which have enough past recurrence interval data and rather regular recurrence in time and space and be able to reasonably assume probability of occurrence in the future.</p> <p>Add;</p> <p>Appropriate attenuation relationships indicated in Para5.6 or source model prediction indicated in Para5.12 should be used to determine the ground motion that each of these earthquakes would cause at the site, with account taken of local conditions at the site.</p>	Add source model prediction as alternative
6	Para 8.10	<p>Add;</p> <p>In such circumstances, efforts should first be made to acquire further data relating to the fault of concern. If, using the definition and the methodology described in paras. 8.3 to 8.8 does not provide a sufficient basis to decide conclusively by deterministic method that the fault is not capable,...</p>	Precise description
7	Para 8.13	<p>Add;</p> <p>The primary fault displacement can be estimated from magnitude using a relationship between D and m. The secondary displacement can be estimated from magnitude and distance using a relationship between D, m and r. These relationships should be selected and applied using the same guidelines presented in paras. 5.6 to 5.10 for attenuation relationships.</p> <p>As well as, simulated displacement should be selected and applied using the same guidelines presented in paragraph 5.12 if appropriate attenuation relationship will not selected or applied.</p>	Precise empirical attenuation relation of dislocation is very difficult to determine, since low frequency noises contaminated strong motion records (S/N is very low.), moreover, double integrations of acceleration amplify these noises.
8	Definitions	<p>For “free field ground motion”, add note</p> <p>The motion that would occur at a given point of the ground owing to an earthquake if vibratory characteristics were not affected by structures and facilities (See note).</p> <p>Note: Affection of structures, facilities, and soil itself in case the point is underground, can be removed by analysis.</p>	Precise description
9	Wordings in §8, para	<p>“ Fault displacement” is not defined. The phrase is liable to cause misunderstanding since the terminology is widely used for the slip (displacement) at fault interface. In case</p>	Precise description

	9.18	the phrase indicate other meaning than above in this guide, it should be replaced by another appropriate phrase. Our suggestion is "static ground deformation due to near-by faulting", or shortly "static ground deformation".	
--	------	--	--