



平成25年(ワ)第9521号, 第12947号,
平成26年(ワ)第2109号 損害賠償請求事件
原告 森松 明希子 外220名
被告 国 外1名



平成28年5月19日

準 備 書 面 27
—シビアアクシデント対策について(3)—

大阪地方裁判所第22民事部合議3係 御中

上記原告ら訴訟代理人

弁護士 金子 武 嗣



弁護士 白倉 典 武



〈目次〉

第1	本書面の目的.....	4
第2	確率論的安全評価（PSA）.....	5
1	はじめに.....	5
2	PSAとは.....	5
3	PSAの実施手順.....	5
4	PSA結果の利用方法.....	6
第3	前兆事象評価手法.....	8
1	はじめに.....	8
2	前兆事象評価手法の定義等.....	8
	（1）前兆事象評価手法とは.....	8
	（2）ASP評価の目的.....	9
	（3）本件訴訟で問題となる前兆事象.....	10
3	原子力安全基盤機構（JNES）が行った前兆事象評価.....	11
	（1）日本における前兆事象評価.....	11
	（2）2007〔平成19〕年4月「安全情報の分析・評価-前兆事象評価の適用-」（甲C34）の公表及びその内容.....	12
	（3）原子力安全基盤機構（JNES）が行った前兆事象評価についての小括.....	16
4	日本原子力研究開発機構渡邊憲夫氏による福島第一原発事故の前兆事象分析（甲C28）.....	16
	（1）渡邊憲夫氏の前兆事象分析.....	17
	（2）6事例の前兆事象.....	17
	（3）渡邊氏による前兆事象評価についての小括.....	22
5	被告らの予見可能性が認められること.....	22
6	具体的な結果回避措置を導くことが可能だったこと.....	23

第4	本件事故当時の IAEA 安全基準	24
1	IAEA 安全基準とは	24
2	IAEA 安全基準は国際的慣行である	24
3	IAEA 安全基準の構造	25
	(1) 安全原則	25
	(2) 安全要件	25
	(3) 安全指針	25
	(4) 安全基準シリーズの義務付けの程度	25
4	事故当時に存在した安全基準 (安全要件、安全指針)	27
	(1) NS-R-1: 「原子力発電所の安全: 設計」	28
	(2) NS-R-3: 「原子炉等施設の立地評価」	30
	(3) NS-G2.15: 「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」	32
	(4) NS-R-2: 「原子力発電所の安全: 運転」	33
	(5) 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」	35
	(6) 小括	36
5	結論—規制権限不行使の違法性	37
第5	IRRS,IAEA 事務局長報告	38
1	はじめに	38
2	SA 対策に関する IAEA 報告書の内容	38
	(1) 設計基準を超える事故とアクシデントマネジメントの評価	38
	(2) 被告国の規制の不備 (甲 A7: 57 ないし 61 頁)	39
	(3) 結論—規制権限不行使の違法性	45

第1 本書面の目的

本書面では、主に、被告らにおいてSAを予見すれば原告らの主張する電源対策及び最終ヒートシンク喪失対策といった具体的な結果回避措置を導くことが可能だったこと及びそれにもかかわらず適宜の対策を取らなかったことが被告国の国賠法上の違法性を基礎付けることを述べる。

すなわち、被告らにおいては、確率論的安全評価（PSA。第2において詳述する。）などを用いて、前兆事象評価手法と呼ばれる分析手法を用いることにより、被告らにおいてSAを予見し、具体的な結果回避措置を導くことが可能であった（第3）。また、本件事故当時、国際原子力機関（IAEA）は各種の安全基準を定めており、これに従って適宜の取組みを行っていたら、上述の結果回避措置を導くことは可能であった。当該安全基準は、本件事故当時「国際的慣行」となっており、にもかかわらず被告らがこれに従った対策を怠っていたことは、被告国の規制権限不行使の違法性を基礎付けるものである（第4）。

また、本書面では、被告国が、2007〔平成19〕年12月にIRRSが公表した報告書（以下「IRRSレビュー」という。）を根拠に当時行っていたSA対策が十分であったかのように主張する点についても反論を加える。IRRSレビューは、むしろ日本の原子力の安全規制について多くの問題点を指摘しており、今般IAEAが公表した「福島第一原子力発電所事故事務局長報告書」（以下「IAEA報告書」という。）をも踏まえれば、被告国が行っていたSA対策が不十分であったといわざるをえない（第5）

第2 確率論的安全評価（PSA）

1 はじめに

確率論的安全評価（PSA）については、原告ら準備書面15 10頁でも述べたところであるが、後述の前兆事象評価、IAEA安全基準等に触れる前提としてPSAについて再度整理を行う。

2 PSAとは

PSA（確率論的安全評価。米国ではPRAと略される）とは、「原子炉施設の異常故障等の起因事象の発生頻度、事象の及ぼす影響を緩和する安全機能の喪失確率及び事象の進展影響を定量的に分析・評価することにより、事故の発生確率や事故の影響あるいは両者の積（リスク）の形で表された結果をもとに原子炉施設の安全性を総合的に評価しようとするもので、安全確保対策を体系的かつ定量的に評価する」方法である。シビアアクシデントの研究では、事故の発生確率を踏まえた上で、その現象、及び、影響を知るための手段として、PSAが利用される（甲C6）。

PSAは、システム信頼性評価及び炉心損傷確率評価を行う「レベル1PSA」、損傷炉心及び核分裂生成物（FP）の環境への放出挙動評価までを行う「レベル2PSA」、環境影響評価までを行う「レベル3PSA」の3段階に分けられる（同6頁）が、炉心が重大な損傷を受ける確率を推定するレベル1PSAが最も重要である。

3 PSAの実施手順

PSAの実施手順は以下の通りである（甲C5：11頁）。

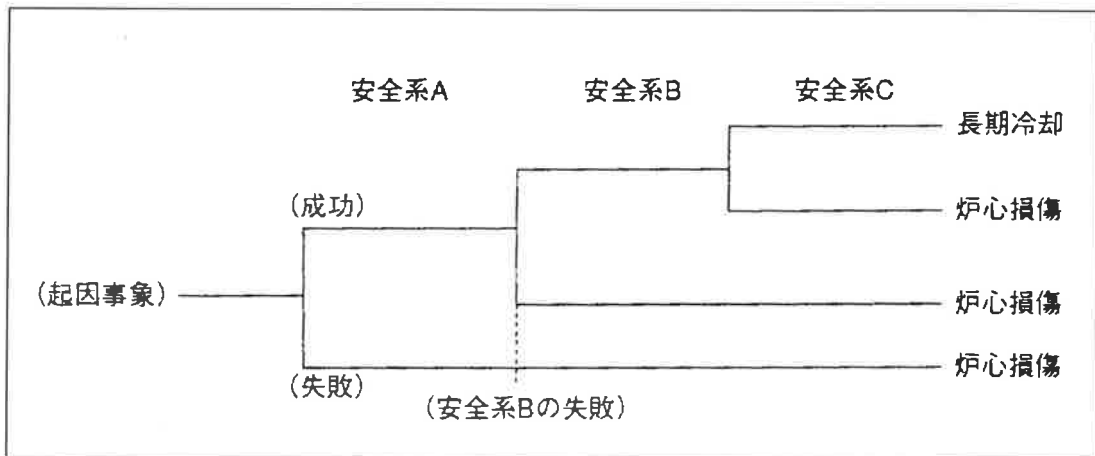
- ① 炉心損傷に至る事故シーケンスを系統的手法で分類・定義する。
- ② 定義された各炉心損傷事故シーケンスの発生頻度と、それに対する各機器の故障の寄与度を定量化する。即ち、炉心損傷頻度にとって寄与の大きい事故

シーケンスや機器故障を同定する。

- ③ 各炉心損傷事故シーケンスについて、事故進展や FP（核分裂生成物）の放出・移行挙動を解析し、格納容器の破損頻度や事故時ソースタームを定量化する。即ち、格納容器破損頻度や環境影響にとって寄与の大きい事故シーケンスを同定する。
- ④ それぞれの解析結果における不確かさを定量評価するとともに、それに寄与する不確かさ因子を同定する。

ここで、「事故シーケンス」とは、起因事象から、これが拡大して事故に至るまで（又は収束するまで）の一連の事象の繋がり（事象連鎖）をいう。次図の「起因事象」から「長期冷却」「炉心損傷」に至る、枝分かれした個々の事象連鎖が「事故シーケンス」である。

[事故シーケンス]



[甲C 5 : 4 5 頁:「原子力発電所のシビアアクシデント-そのリスク評価と事故時対処策-」]

4 PSA 結果の利用方法

PSA の結果は、過酷事故対策の立案に利用される。具体的には、以下の利用方法が指摘されている（甲C 5 : 1 1 頁）。

- ① 炉心損傷に至る事故シーケンスを全て定義できることから、総合的なアクシ

デントマネジメントを考える上での基盤となる。

- ② アクシデントマネジメントを考えないとの前提で PSA を実施することにより、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度にとって寄与の大きい事故シーケンスや機器故障を同定できる。これから、どのような事故シーケンスや機器故障を対象にアクシデントマネジメントを考えればよいかわかる。即ち、アクシデントマネジメントの対象を同定することができる。
- ③ こうして同定された重要な事故シーケンスや機器故障に対してアクシデントマネジメントを用意した後で、再び PSA を実施することにより、アクシデントマネジメントの導入による炉心損傷頻度や格納容器破損頻度の低減効果を求めることができる。
- ④ 重要な事故シーケンスにおいて、アクシデントマネジメントを考えない場合と考えた場合の事故進展の解析やソースタームの評価を実施することにより、アクシデントマネジメントによる事故影響の緩和効果を求めることができる。
- ⑤ アクシデントマネジメントによっては、炉心損傷事故の発生頻度や格納容器の破損頻度、あるいは事故時ソースターム（炉心損傷事故時、燃料は溶解し核分裂生成物が炉心から放出され、一定の漏れ率で環境へ放される。環境への影響を評価するには、核分裂生成物の種類、化学形、放出量を明らかにする必要があり、これらを総称してソースタームと呼ぶ。）の不確かさが小さくなるものもある。不確かさが小さくなることもシビアアクシデント対策を考える上で有用な知見となる。
- ⑥ 上述の③～⑤のような評価を行うことにより、各アクシデントマネジメント案の有効性を示すことができる。

そして、後述するように、JNESは、このPSAを用いて、福島第一原発に関する前兆事象評価を行っていた。また、IAEA安全基準においては、PSAを用いた対策を義務付けるなどしていた。

第3 前兆事象評価手法

1 はじめに

前兆事象評価手法とは、原子力施設で過去に発生した類似事象やシーケンスを分析し、将来発生する事故を防ぐための手法である。

以下では、前兆事象評価手法の定義等について詳述した後、日本における前兆事象評価の実施状況、特に、原子力安全基盤機構（JNES）が前兆事象評価を行っていたことについて指摘する。

原子力安全基盤機構（JNES）が実施していた前兆事象評価によって、被告らがSAを予見していたこと、少なくともSAの予見可能性があったことは明らかである（下記5）。また、前兆事象評価手法を用いることにより、本件事故前に被告らが実施すべきだったSA対策として、本件事故を防げるような電源対策及び最終ヒートシンク喪失対策を導くことができた（下記6）。

2 前兆事象評価手法の定義等

（1）前兆事象評価手法とは

原子力分野において、施設の設計段階で看過された事項、及び、運転・管理に対して考慮すべき事項を明らかにして適切に対処するために、運転経験や事故から教訓を得ることが重要かつ有効な手段である。特に、原子力施設の安全を確保するためには、実際に発生した事例の原因分析を通して教訓や知見を得て、それらを施設の設計、建設、運転及び管理に反映させることが重要である。こうした活動は、「運転経験フィードバック」として世界各国で行われてきており、事象の報告が原子力施設の運転や規制の重要な側面となっている。

また、事故や故障が全く新しい現象や要因によって起こるケースは稀であり、その多くにおいては過去に類似の不具合／異常やシーケンスが発生している。例えば、1979 [昭和54] 年3月に Three Mile Island-2号機（TMI-2）で発生した事故は、1977年に同型の原子力発電

所D a v i s B e s s e で起こった事象と類似が指摘されている（甲C28「福島第一原子力発電所事故に対する前兆事象の検討」：1頁）。

ここで、過去に発生した類似の事象やシーケンスのことを「前兆事象」という。

そして、前兆事象（ASP）評価は、確率論的安全評価（PSA）手法を利用して、原子力発電プラントで発生した事故・故障事例の重要度を、炉心損傷事故に至る可能性の観点から定量的に評価し、その結果に基づいて各事例の重要度に応じてランキング付けを行うというものであり、重要事例の識別に有用な情報を提供する役割を果たしている。前兆事象（ASP）評価は、以下に述べる通り、過去に発生した類似の事象やシーケンス（前兆事象）をもとに、他の原子力発電所での類似事象の再発防止を目的とするものである。

これは米国原子力規制委員会（NRC）にて開発された手法であり、米国では、1979〔昭和54〕年にNRCの原子力規制研究局が、前兆事象評価研究を開始した（甲C29「原子力発電所の事故・故障事例に対する前兆事象評価研究の現状」）。ここで、前兆事象は「過去に発生した事象またはシーケンス」をさすのであり、「地震」「津波」など自然現象そのものではない。例えば、津波以外の事象により溢水が生じたケースも、本件事故（溢水により最終的にシビアアクシデントに至った）の前兆事象となりうるのである。

（2）ASP 評価の目的

ASP評価は、原子力発電所において発生した個々の事故故障事例に対し、仮に別の故障が重なったら炉心の適切な冷却ができなくなり著しい炉心損傷に至る可能性を、確率論的安全評価（PSA）手法を用いて定量的に評価し、その大きさ（すなわち、個々の事例の重要度）に応じてランク付けを行うというものであり、重要事例の識別に有用な情報を提供する役割を果たしている。したがって、この評価の主たる目的は、炉心損傷に至る可能性の観点から重要な事象（すなわち、前兆事象）を同定することである。

第二の目的は、識別された前兆事象をその安全上の特徴に基づいて分類したり、原子力発電所の炉心損傷リスク（core damage risk：すなわち、炉心損傷事故の発生可能性）に関するトレンドを調べるための尺度を提示したり、PSAによって同定された炉心損傷事故シーケンスをチェックすることである。なお、個々の事象の重要度は、イベントツリーやフォールトツリーを用いて、事象緩和に必要となる設備の故障を考慮し炉心損傷事故シーケンスの発生確率を計算することによって評価される。

（3）本件訴訟で問題となる前兆事象

前兆事象は以下の2種類に分類される（甲C30「確率論的安全評価手法を用いた事故故障事例評価に基づく定量的なリスクトレンド 米国原子力規制委員会による『前兆事象評価』結果に基づく分析」）。

①起因事象を伴う前兆事象

このカテゴリーは、タービントリップ（タービンへの上記の流入を遮断し、タービンを急速に停止すること）、外部電源喪失、または、蒸気発生器伝熱管破損事故（SGTR）など主に原子炉の停止を伴う事象で、炉心損傷の起因となり得る事象（すなわち、起因事象）が発生した場合である。こうした事象に対しては、起因事象の発生確率を1.0、当該事象発生時において動作不能であることが確認された安全関連系機器があればそれについても機能喪失確率を1.0と設定して、これらの復旧可能性や他の安全関連系の利用可能性を考慮して条件付き炉心損傷確率（CCDP）を計算する。

②起因事象を伴わない前兆事象

起因事象は発生しておらず、主に安全関連系機器の故障や不具合が発生した場合のカテゴリーである。こうした事象に対しては、故障や不具合が認められた機器（系統）の機能喪失確率を1.0と設定し、その復旧可能性や、当該機器（系統）が動作不能であった期間における起

因事象の発生可能性および他の安全関連系機器の利用可能性を考慮してCCDPを計算する。

本件訴訟で問題となるのは、このうち、①の起因事象を伴う前兆事象である。

3 原子力安全基盤機構（JNES）が行った前兆事象評価

（1）日本における前兆事象評価

日本では、1996〔平成8〕年に、日本原子力研究所（旧科学技術庁所轄。現在の独立行政法人 日本原子力研究開発機構（文部科学省所轄）。）渡邊憲夫氏が前兆事象評価研究に関する論文を公表した（甲C29：「原子力発電所の事故・故障事例に対する前兆事象評価研究の現状」）。

また、被告国は、PSA、ASP評価を利用した「リスク情報」の規制化を検討した。2003〔平成15〕年11月10日、原子力安全委員会は「リスク情報を活用した原子力安全規制の導入の基本方針について」（原子力安全委員会決定）を発出し、リスク情報を活用した原子力安全規制の導入に関する「基本的な考え方」を示した。同決定は「この基本方針に基づき、リスク情報を活用した規制の我が国への導入に向けて、関係者がそれぞれに責任ある取組みを進めていくことが重要ですが、当委員会としては、概ね3年内を目処に、関係機関の取組みの進捗状況を評価して、さらにその後の進展につなげていきたいと考えています」としている（甲C31原子力安全委員会決定「リスク情報を活用した原子力安全規制の導入の基本方針について」）。

その後、原子力安全・保安院は、2005〔平成17〕年2月2日から同年3月30日まで3回にわたり、原子力安全規制への「リスク情報」活用の基本的考え方、及び、「リスク情報」活用の当面の実施計画について審議を進め、平成17年5月31日、原子力安全・保安院及び原子力基盤機構は、「原子力安全規制への『リスク情報』活用の当面の基本的考え方」（甲C32）、及び

「原子力安全規制への『リスク情報』活用の当面の実施計画」（甲C33）を公表し、PSA手法及びPSA手法を用いた前兆事象評価への取り組みを宣言した。

上記「考え方」（甲C32：4頁以下）においては、「(3)現行の安全規制と課題」という項目において、日本の原子力安全規制は、「前段否定の考え方を採用した重層な安全確保対策や放射性物質の放出防止のための多重障壁の設置等の対策を講じ、かつ、これらの対策が立地、設計、建設、運転等の各段階を通じて、十分な保守性を持つよう措置を講じている」としつつも「しかしながら他方で、現行の安全規制の科学的合理性を高める観点から、以下のような課題も生じている。」として、①安全性が定量的に示されていないこと、②規制規則の安全余裕が示されていないこと、③安全余裕の妥当性が不明であること、④設計、運転に関する代替案の重要性を定量的に示すことが困難であること、⑤現行の安全規制がどの程度効果的・効率的であるかを定量的に国民に説明することが困難である等を挙げて、安全規制への「リスク情報」¹の活用を提示した。

これを受けて、原子力安全基盤機構（JNES）は前兆事象評価を行い、2007〔平成19〕年4月「安全情報の分析・評価-前兆事象評価の適用-」（甲C34）と題する報告を行った。

（2）2007〔平成19〕年4月「安全情報の分析・評価-前兆事象評価の適用-」（甲C34）の公表及びその内容

ア 条件付炉心損傷確率の算出方法

原子力安全基盤機構（JNES）は、国内、米国原子力規制委員会、フラ

¹ ここでの「リスク情報」は、「PSAから得られる原子力施設のリスクの程度についての定量的な情報、系統・機器等へのリスクのキヨに関する情報、それらの不確実さに関する情報等、PSAの途中経過から得られる情報を含めた様々な情報を総称する。」したがって、前兆事象評価は「リスク情報」に含まれる。

ンス原子力安全局，及び，経済開発協力機構加盟国の情報から，国内外の事故・故障事例を中心として，炉心損傷の観点から懸念のある事象16事例を選定した。

なお，当該報告書では，安全上重要な前兆事象の暫定基準を条件付炉心損傷確率 10^{-7} （条件付炉心損傷確率，すなわち，起因事象の発生確率を1と仮定したときに炉心損傷が起きる確率が1000万分の1を超えるもの）と設定した。

イ ルブレイエ事故の解析結果

原子力安全基盤機構（JNES）は，16の事例のうちの一つとして1999年12月の仏ルブレイエ原子力発電所事故を挙げて下記の通り解析した（甲C34：3-7頁以下）。

①事例の概要

1999年12月27日から28日にかけてフランス，ルブレイエ原子力発電所（PWRプラント，90万kW）近くで暴風雨が発生した。近くを流れるジロンド川の河口水位が上昇し，洪水に対して設計で予想した水位をはるかに超えた結果，発電所4基中3基でスクラムが生じ（1基（3号機）は停止中であった）原子炉が停止した。その際，発電所の一部区画が浸水し，特に1，2号機における設備冠水の影響が大きく，4号機については影響が小さかった。

浸水は，1号機と2号機の区画に，扉や開口部を通じて広がり，電気室の地下レベル，海水ポンプ室の接続坑道，周辺建屋と燃料建屋の地下レベルに達した。この浸水により次のシステムの機能が喪失した。

1号機のエッセンシャル・サービス水系（ESW）ポンプ・モータ浸水によるA系列。（ESWは，通常出力運転時の原子炉補助冷却機能，及び事故による原子炉停止時に格納容器スプレイ系熱交換器を用いた崩壊熱除去機能を有している。）

1，2号機それぞれの，低圧注入系（LHS Iの2台のポンプ）と格納容器スプレイ

系（2台のポンプ）の両系列。（何れも燃料建屋の地下に位置。）

1, 2号機の電気系統。（電線貫通部を通して浸水が1号機電気建屋から2号機電気建屋へ拡大し、電気系統の機能喪失範囲を拡大させた。）

本事象では、送電網にも擾乱が生じ、19:30から全号機の225kV補助電源が24時間喪失し、2号機と4号機の400kV送電網は22:20頃までの約3時間喪失した。400kV送電網が復旧するまでディーゼル発電機による非常用電源が正常に供給された。

この浸水の拡大の結果、1, 2号機は、一次系の冷却に蒸気発生器を使用し、余熱除去系で停止状態に移行した。一方、4号機は高温停止状態から再起動した。12月29日に、侵入水のジロンド河口への放出を完了した。

② 解析条件

a. 国内のBWRプラントの原子炉建屋内に浸水した場合を想定して、BWR5プラントの出力運転時へ適用する。

b. 外部電源喪失が発生しており、解析では外部電源喪失事象として考慮する。外部電源は約3時間で復旧していることから、炉心冷却時の電源対応として設定している事象後30分以内の復旧は考慮せず、8時間、24時間での外部電源復旧は考慮する。

c. 浸水の対象は原子炉建屋の最地下階である地下2階とし、当該階に設置されている電気品が浸水により機能が喪失する。（ルブレイエでは、浸水によりすべての機器が機能喪失したわけではないが、本解析においては浸水的事实を優先させ、浸水した区域に設置される機器は機能喪失するものと仮定する。）

— 補機冷却系は、ルブレイエでは片系浸水によって機能喪失しているが、BWR5プラントでは原子炉建屋内には補機冷却系の機器が設置されないため機能喪失させない。

— BWR5プラントは、建屋が第二格納容器で隔離された構造となっているため、

解析では第二格納容器外側の機器（非常用 DG-A, B, HPCS-DG, HPCS バッテリ）が影響を受けることとする。なお、第二格納容器の内側は、ECCS全ポンプ及びRCICポンプがある。

d. 浸水の経路は考慮せず、地下1階と1階の機器は浸水による影響は無いと仮定する。

③ 解析結果

条件付炉心損傷確率は 2.4×10^{-2} である。主要な事故シナリオは、外部電源喪失時に、SRVの再閉に成功し、事象後30分以内の外部電源復旧はできず全交流電源喪失となり、HPCS専用DGも機能喪失のためHPCSは起動できず、RCICの起動は成功するが、事象後8時間以内の外部電源復旧に失敗して炉心損傷に至るシーケンスであり、本シナリオが条件付炉心損傷確率の約88%を占める。

（下線は原告ら訴訟代理人が付した）

ウ 報告書の結論

報告書によれば、ルブレイエ事故を参考に、「外部電源喪失」及び「地下二階の浸水」を仮定した場合、外部電源喪失→全交流電源喪失→炉心損傷という事故シーケンスが示され、BWR5の炉心損傷確率は 2.4×10^{-2} 、BWR3（福島第一原子力発電所1号機）の炉心損傷確率は 1.5×10^{-3} 、BWR4（同2乃至4号機）は、 3.5×10^{-2} という非常に高い確率であることが判明した（甲C34：3-7, 8, 26, 27, 42頁）。

ここで、原子力安全基盤機構（JNES）の暫定基準は条件付き炉心損傷確率が 10^{-7} 以上であるので、ルブレイエ事故を前兆事象とする条件付き炉心損傷確率は桁違いに大きく、BWR3型、及びBWR4型の「外部電源喪失」及び「浸水」に対する脆弱性を明らかにしていた。

また、同報告書は、結果回避措置に関し、

事故の発生防止及び影響緩和の観点から、安全性向上対策を検討し、例えばPWRプラントでは、水密扉の設置等によりタービン動補助給水ポンプの機能喪失を防止した場合には、条件付炉心損傷確率が約4割減少することが分かり、外部からの浸水に対するリスク低減の効果を確認した。甲C34：i，ii）とする。

(3) 原子力安全基盤機構（JNES）が行った前兆事象評価についての小括

原子力安全基盤機構（JNES）作成の報告書は、ルブレイエ原子力発電所事故を参考に、福島第一原発の危険予測を行っていた。ここでの、「起因事象」は「外部電源喪失」及び「地下二階の浸水」である。これらの条件を前提とした場合の外部電源喪失後の事故シーケンスは、本件事故と同じ因果経過を予測している。

このように、旧日本原子力研究所法に基づく、日本の原子力分野における中核的な総合研究機関であった原子力安全基盤機構（JNES）が、2007〔平成19〕年4月の時点で、前兆事象評価により、「外部電源喪失」及び「地下二階の浸水」があれば非常に高い確率でSAが発生する旨結論付けていたのである。しかも、この分析における事故シーケンスは、実際に発生した本件事故と同じ因果関係を辿っていた。さらに、同報告書は事故の発生防止のための具体的対策として、最終ヒートシンク喪失対策を明示していた（甲C34：i，ii）。

4 日本原子力研究開発機構渡邊憲夫氏による福島第一原発事故の前兆事象分析（甲C28）

国立研究開発法人（元独立行政法人）日本原子力研究開発機構・安全研究・防災支援部門安全研究センター規制情報分析室所属の渡邊憲夫氏は、平成24年8月、福島第一原発事故の前兆事象解析を行った。以下、渡邊氏の前兆事象分析に

ついて詳述し、被告らが適宜に前兆事象分析を行っていたら、本件事故を予見し回避できたことについて述べる。

(1) 渡邊憲夫氏の前兆事象分析

渡邊氏は、福島第一原発事故の炉心損傷に寄与した主要な不具合／異常を以下の通り分類し、これらの「不具合／異常は、その原因が福島事故の場合と異なるものの、過去に幾つかのプラントで起こっており安全上重要な事象として認識されてきた。」と述べる（甲C28 2頁）。

- ①外部電源喪失（地震による）
- ②浸水（津波による）
- ③所内電源の喪失、即ちEDGの利用不能（浸水による）
- ④長時間に及ぶSBO（地震による外部電源喪失と浸水による所内電源の喪失）
- ⑤DC電源の喪失（浸水による）
- ⑥MCRの機能喪失（主にDC電源の喪失による）
- ⑦原子炉減圧機能喪失と炉心冷却機能の喪失（DC電源喪失による）
- ⑧最終ヒートシンクの喪失（主に津波による）
- ⑨格納容器機能の喪失（主に長時間に及ぶ熱除去機能の喪失による）

(2) 6事例の前兆事象

そして、安全上重要な事例として同定した約200件の過去の事象の中から、福島事故に対する前兆事象として以下に示す6件の事例を選定した（甲C28：4頁以下）。福島事故の原因あるいは寄与因子となった不具合／異常を1つ以上伴うものが、前兆事象として選定されている。以下、各前兆事象と福島原発事故との類似性について論じる。

ア 事例1：火災とその後の大規模な内部浸水及び安全系の機能喪失

事例1は、タービンプレード（タービンの羽根の部分）の破損に起因して内部溢水、火災が発生した事例であり、潤滑油の飛散に伴って火災が拡大し多数のケーブルトレイが影響を受けたため幾つかの安全設備やそのサポート系が利用できなくなった事故である。

当該事例では、火災と浸水によりプラントの安全性が著しく損なわれた。火災は、①タービン発電機区画において全てのケーブルを焼損し炉心冷却機能の部分的喪失をもたらし、②圧縮空気系を著しく損傷し給水制御を困難にし空気作動隔離弁に影響を及ぼし、③48VDC制御母線が喪失し重要な機能に関する制御室からの制御や弁の位置変更を不可能とした。

また、原子炉建屋の大規模な浸水はプラントの復旧のために重要な設備に影響を与えた。原子炉建屋には排水ポンプが設置されていたが、火災により電源供給がなくなったため作動できなかった。プラントは、こうした大規模な浸水に対処できるよう設計されていなかったため、原子炉建屋の水位計装もなく、安全設備に対する物理的障壁やペDESTALなどの防護措置も講じられていなかった。

渡邊氏は、「原子炉建屋浸水」及び「一部直流電源喪失」に伴う安全系の故障、並びに、「主制御室の機能喪失」が、福島事故と共通すると評価し、本事象の教訓として、「共通モード故障（火災と溢水）を防止するためにプラントの設計や設備のレイアウトにおいて火災や浸水に対する防護措置を考慮すべきである。」こと、「電力ケーブルの引き回しに特別な注意を払うべきであり、安全系に対する電源設備はトレインごとに物理的に離れた区画に配置すべきである」こと、「ケーブルに対する難燃材の使用や機器間の物理的分離など更なる防護策を講じるべきである」こと、「MCRから独立した非常用制御室の重要性」をあげている。

イ 事例２：火災と制御室機能及び崩壊熱除去機能の喪失を伴う長時間のSBO

事例２は、タービンプレードの破損によりタービンが振動して冷却用の水素が漏出しタービン建屋内で水素爆発を伴う火災が発生した事例である。火災により電力ケーブルが焼損し原子炉の電源供給が喪失したが、炉心冷却はサイホン効果（自然循環）により維持された。

当該事故は、２台の非常用ディーゼル発電機が自動的に起動したが、制御電源の喪失によりトリップ（停止）した。２基の原子炉が共用する３台目の非常用ディーゼル発電機が起動し、６時間後には母線の１つに通电された。また、停止時冷却ポンプ１台が１７時間後に起動された。そのため、SBOは約１７時間継続したものと考えられている。

長時間SBOとその後の安全系の機能低下は、ケーブル火災と、適切な防火障壁／耐火措置の欠如に多重の安全関連ケーブルの不適切な物理的分離が加わったことによるものと分析されている。

さらに、本事象では、煙の侵入により主制御室の機能が喪失し緊急時制御室でも表示機能が失われた。従って、重要なパラメータは現場で直接測定しなければならなかったため、プラントのブラインド運転を余儀なくされた。

本事象では、電源共通喪失、一部直流電源喪失による安全系の機能低下、及び主制御室の機能喪失が、福島事故に類似し、本事象の教訓として「共通モード故障を防止するために、電力ケーブル及び制御ケーブルに対する物理的分離と火災防護措置に関する詳細なレビューを行うべき」こと、「外部の悪条件下において制御室の居住性を確保すべき」こと、「SBOの継続時間に従って長時間に及ぶSBOへの対処能力をレビューすべき」こと、「消火とSGへの給水が同時に必要となった場合に対応できるよう消火

系からの給水の適性と信頼性を検討すべきである。」ことを指摘する。

ウ 事例3：安全系の機能喪失を伴う外部浸水と複数基立地サイト問題

事例3は、異常な悪天候（強風と降雨，高潮の組合せ）により高波が河川を上り4基の原子炉サイトが部分的に浸水した事例である。

当該事例では悪天候により複数の原子炉において外部電源が喪失したが、事象中、個々の原子炉における電源は利用可能であった。SG（蒸気発生器）により熱除去を確保することができたため、炉心冷却の喪失はなかったが、浸水によりESWS（必須サービス水系）が部分的に喪失し低圧注入ポンプと格納容器スプレーポンプが動作不能となった。

渡邊氏は、福島第一事故と本件事故が「外部電源の喪失」による「安全系の機能低下」及び「直流電源の喪失」において共通するとし、「水がサイト内や建屋内に入り込む可能性のある経路を全て特定し必要に応じてそれらの経路を取り除くことの重要性」，及び、「浸水のような外部事象によってサイト内の複数の原子炉が影響を受ける可能性」を指摘する。

エ 事例4：外部電源喪失とEDG 2台中1台の動作不能

本事例では、2つの独立した故障（安全分電盤のリレー故障，及び，発電機ブレーカーの故障に起因する外部電源の喪失）により，外部電源の他，1トレインの電源盤が機能喪失した。しかし，1台のEDGから電源供給が行われ，また，可搬式発電機が安全母線に接続され，原子炉はより悪化した状態にも対処できる状態にあった。また，外部電源と両EDGが喪失した場合にも，二次冷却系で生成される蒸気で作動する非常用タービン発電機が直ぐに利用できる状態にあった。

渡邊氏は，本事例と本事象が「外部電源喪失」及び「非常用ディーゼル発電機の機能喪失」が類似するとし，「SBOの際に短時間で熱除去に必

要な設備に電力を供給するために多様性のある方策」を準備する事の重要性を指摘している。

オ 事例5：津波起因の浸水

本事例は、サイトから数千km離れた島の沖で発生した巨大地震に起因して津波がサイト近傍まで到達したため、予想外の高波が生じサイト浸水が起こった事例。流入した海水により復水器冷却水系ポンプが停止した。

本事例において、原子炉建屋、タービン建屋、及び、サービス建屋への浸水はなかったため、外部電源は利用可能であり、炉心冷却及び熱除去機能も動作可能であった。また、必須母線へのDC電源も供給された。従って、プラントの安全性には何の影響もなかったが、幾つかの非安全系や機器が損傷したり利用不能となったりしたためプラントの停止に至った。

本事例後、当該国では規制の見直しが行われ、ポンプ建屋の水位高を表示するためにMCRに新たな警報が取り付けられた

渡邊氏は、浸水によるポンプの使用不能等が共通する事を指摘し、プラントの設計要件や規制要求において遠地地震による津波の影響を考慮することの必要性を指摘している。

カ 事例6：計装電源の共通モード故障

本事例では、8台の非安全関連UPS（無停電電源）のうちの5台が故障し制御棒位置表示機能とMCR（主制御室）アナランシエータ（アラーム）が機能喪失した。そのため、運転員は、スクラム後のプラント状態を監視が困難であった。しかし、安全関連のUPSは影響を受けず外部電源も利用可能であったため、全ての安全機能は動作可能であり緊急時運転手順に従って原子炉は冷温停止状態に移行された。プラント職員は、代替電源を用いることによりUPSからの電気出力を手動で回復させた。当該事例におい

ては、通常時利用可能なプラント状態表示が、機能を喪失したことにより運転員が困難な状況のもと復旧作業を行う事を余儀なくした。

渡邊氏は、本件事例の、直流電源喪失による主制御室の機能喪失及び計装系機能喪失が、福島事故と共通するとし、本件事故が「安全上重要なパラメータがMCRにおいて監視できない場合に代替策を規定する手順書を用意することの必要性」を指摘していたとする。

キ 結果回避可能性

同論文は、前兆事象として取り上げられた6事例の教訓、知見を福島第一原発前に福島第一原子力発電所に反映させていけば、「福島事故の深刻さは現実よりも軽減できた」と結論付けている（甲C28：17頁）。

（3）渡邊氏による前兆事象評価についての小括

渡邊氏による前兆事象評価は、「地震」「津波」などの自然現象そのものではなく、事故発生に至るシーケンスに着目し、類似の前兆事象との共通性から、事故回避のための教訓を抽出している。

同論文が示すとおり、適切な前兆事象評価を行えば、炉心損傷にいたる可能性の高い起因事象・事故シーケンスを特定し、それに対する対策を実施することができた。それがまさに、原子力安全基盤機構（JNES）が行った2007〔平成19〕年4月「安全情報の分析・評価-前兆事象評価の適用-」（甲C34）である。

5 被告らの予見可能性が認められること

従前より述べてきたように、被告らはSA予見対象事実を2002〔平成14〕年10月時点で予見していた。少なくとも、被告らの予見可能性はこの時点で認められる。

さらに、上述のとおり、原子力安全基盤機構（JNES）が発表した2007〔平成19〕年4月「安全情報の分析・評価-前兆事象評価の適用-」では、前兆事象評価の手法を用いて、実際に発生した事故であるルブレイエ原発事故を参考にした分析を行ったところ、福島第一原発において炉心損傷が発生する可能性が非常に高いことが明らかになった。

そのため、遅くとも2007〔平成19〕年4月「安全情報の分析・評価-前兆事象評価の適用-」（甲C34）が発表された時点で、被告らがSA予見対象事実を予見していたこと、少なくとも予見可能性があったことは明らかである。

6 具体的な結果回避措置を導くことが可能だったこと

SA予見対象事実の予見に基づき、適切なSA対策を実施していれば、当該行うべき対策の中に電源対策及び最終ヒートシンク対策が含まれるため、本件事故を回避することが可能だったことについては、従前より述べてきた。

ここで、2007〔平成19〕年4月「安全情報の分析・評価-前兆事象評価の適用-」（甲C34）では、炉心損傷に至る可能性が最も高いシナリオとして、「外部電源喪失」及び「地下二階の浸水」が発生したときを特定しており、また、具体的対策として、最終ヒートシンク喪失対策を明示していた（甲C34：i，ii）。このように、前兆事象評価を手法から導かれる結論としても、SA予見対象事実に対する適切な対策が実施された場合、当該具体的対策に、電源対策及び最終ヒートシンク対策は含まれていたはずであり、これによって本件事故を防ぐことが可能だった。

第4 本件事故当時のIAEA安全基準

1 IAEA安全基準とは

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。以下では、このIAEA安全基準シリーズの位置付け及びその内容について詳述し、被告らにおいてSAを予見すれば具体的な結果回避措置を導くことが可能であり、これを講じなかったことが国賠法上違法となることを述べる。

2 IAEA安全基準は国際的慣行である

IAEA安全基準は、法的拘束力を有するものではないが、その一方で、「加盟各国がその活動に応じてそれぞれの判断により、国の規制に取り入れるもの」であり、「IAEA自身の活動及びIAEAによって支援された活動については、安全基準の適用が義務付けられている」（甲C35「No.NS-R-1」：iii頁）。また、以下の理由により、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みなされる。

①WTO/TBT協定（貿易の技術的障害に関する協定）は、規格を制定する際に、原則として「関連する国際規格に準拠すること、規格及び適合性評価手続きを内外無差別かつ最恵国待遇で他の締約国の産品に適用すること、及び、規格及び適合性評価手続きの透明性を確保すること」等が規定されている。ここでいう国際規格とは、IAEA安全基準であり、日本においても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。（甲C36「平成21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」：6－3頁、同1－1頁：、甲C37「IAEA安全基準の位置付け及び構成」：1頁）

②原子力の安全に関する条約（平成八年十月十八日政令第十一号 発効

日:H08.10.24(H08.10.18 外務省告示 513)。甲C 3 8) は、日本を含む60カ国をこえる条約締結国の安全確保状況の妥当性確認のベースとして安全基準シリーズを準用する(甲C 3 6 : 1-1頁)。

したがって、IAEA 安全基準の適用は「国際的慣行」であり、かつ、加盟国である日本は当該基準の国内法適用を要請されていた。

以下、福島第一原発事故時までに策定されていた IAEA 安全基準を上げ、被告国が省令制定権限を行使し、SA 対策を規制要件化すべきであったことを述べる。

3 IAEA 安全基準の構造

IAEA 安全基準は、安全原則、安全要件、安全指針の3種類に分類される。

(1) 安全原則

安全原則は、基本的な安全の目的と、防護と安全の原則を示し、安全要件のための基礎を示すものである。具体的な要件は、「安全要件」によって定められている。事故時には「安全原則」として安全基準シリーズ No.SF-1 が刊行されていた(2006(平成18)年 甲C 3 9)。

(2) 安全要件

安全要件は、安全を確保するために、原子炉施設が満たされなければならない要求事項を定めている。

(3) 安全指針

安全指針は、安全要件を満足するための活動、条件又は手続き等の推奨事項を記載している。

(4) 安全基準シリーズの義務付けの程度

安全基準シリーズにおける要求事項は、「shall 文(ねばならない)」及び

「should 文(すべきである)」として使い分けがなされている。

「shall 文(ねばならない)」は、要件を満たすことを義務付けている。

「should 文(すべきである)」の文言で表現され、推奨された対策または条件をみたすための代替手段の採用を要請している（甲C35：iii頁）。

4 事故当時に存在した安全基準（安全要件、安全指針）

既存の安全基準シリーズは以下の表のとおりである（甲 A2-300 政府事故調）

表V-1 発行されている主な IAEA 安全基準シリーズ（※1）

新体系での分類(※2)	文書番号	文書名	発行年等	
安全原則	SF-1	SF-1	基本安全原則	2006（平成18）年
一般安全要件 (GSR s)	GSR Part 1	GSR Part 1	政府、法律及び規制の安全に対する枠組み	2010（平成22）年
		<i>GS-R-1</i>	<i>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</i>	<i>2000（平成12）年 (GSR Part 1に更新された)</i>
	GSR Part 2	GS-R-3	施設と活動のためのマネジメントシステム	2006（平成18）年
	GSR Part 7	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	2002（平成14）年
分野別の安全要件 (SSR s)	SSR-1	NS-R-3	原子炉等施設の立地評価	2003（平成15）年
	SSR-2/1	<i>SSR-2/1(※3)</i>	<i>原子力発電所の安全：設計</i>	<i>2012（平成24）年</i>
		NS-R-1(※3)	原子力発電所の安全：設計	2000（平成12）年
	SSR-2/2	<i>SSR-2/2(※4)</i>	<i>原子力発電所の安全：試運転及び運転</i>	<i>2011（平成23）年</i>
NS-R-2(※4)		原子力発電所の安全：運転	2000（平成12）年	
一般安全指針 (GSG s)	S1(※5)	GSG-2(※6)	原子力又は放射線の緊急事態への準備と対応に用いる判断基準	2011（平成23）年
分野別の安全指針 (SSG s)	S2(※5)	SSG-9	原子炉等施設の立地評価における地震ハザード	2010（平成22）年
		<i>NS-G-3.3</i>	<i>原子力発電所の立地評価のための地震ハザード</i>	<i>2003（平成15）年 (SSG-9に更新された)</i>
		<i>SSG-18</i>	<i>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</i>	<i>2011（平成23）年</i>
		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（平成15）年
		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	2003（平成15）年
		NS-G-2.15	原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画	2009（平成21）年

※1 詳細については、IAEAの「List of all valid Safety Standards」

(<http://www-ns.iaea.org/standards/documents/>) 及び JNES の「IAEA 安全基準邦訳データベース」(<http://www.jnes.go.jp/database/iaea/iaea-ss.html>) 等を参照されたい。

※2 2006（平成18）年の基本安全原則（SF-1）の発行等を受け、既存体系の運用を妨げないように配慮しつつ、徐々に新体系に移行することとなっている。

※3 SSR-2/1 は、2011（平成23）年7月に発行されており、同年3月11日の時点における安全要件は、NS-R-1であった。

※4 SSR-2/2 は、2012（平成24）年2月に発行されており、平成23年3月11日の時点における安全要件は、NS-R-2であった。

※5 S1 は、全ての原子力施設や活動に適用される安全指針を、S2 は、原子力発電所に適用される安全指針をそれぞれ指す。

※6 GSG-2 は、2011（平成23）年3月17日に発行されており、同月11日の時点では、発行準備中であった。

※7 SSG-18 は、2011（平成23）年12月に発行されており、同年3月11日の時点における安全指針は、NS-G-3.4及びNS-G-3.5であった（後記5（1）c参照）。

(1) NS-R-1 : 「原子力発電所の安全 : 設計」

2000 (平成12) 年公開の安全要件 NS-R-1 : 「原子力発電所の安全 : 設計」は、5層の深層防護概念を前提に、所外に起因する事象 (外的事象) を含む防護策の具備を加盟国に要請した (甲C35-5)。

2.9. 深層防護の概念は、組織、人の行動または設計との関連を問わず、全ての安全に係わる活動に適用されるものであり、互いに重なり合う複数の手段を準備することにより、万一何らかの故障が起きた場合にも、適切な対策により、それが検知されて、補償または修正されることを保証することである。この概念は1988年以来更に精緻化されてきた[2, 3]。設計と運転を通じて深層防護の考え方を適用することにより、所内の機器故障や人的過誤に起因する事象や所外に起因する事象を含め、広範な過渡変化、予期される運転時の事象及び事故に対し、各々の重要度に応じた防護策を備えることになる。

そして、設計基準事故を越える事象 (深層防護第4層) に対し、「工学的判断と確率論的手法の組み合わせを用いて、合理的で実効可能な発生防止策及び影響緩和策を特定するため事象推移を決定しなければならない」「確率論的手法、決定論的手法及び適切な工学的判断を組み合わせ、シビアアクシデントに至る重要な事象推移を同定しなければならない」とする。これは、第1で述べた、確率論的評価、事故シーケンスの同定を指すものである。

また、「選定された事象の発生頻度を減らすか、または、起きた場合の影響を緩和できる可能性のある設計変更や手順について評価し、合理的に実行可能であれば実施しなければならない」として、事故発生防止のための対策を義務付けている。

シビアアクシデント

5.31. 設計基準事故を超え、安全系の多重故障の結果として重大な炉心の損傷に至るような、発生頻度が極めて低いある種の発電所状態においては、放射性物質の放出に対する多数または全ての障壁の健全性が脅かされる恐れがある。これらの事象推移はシビアアクシデントと呼ばれる。こうしたシビアアクシデントの推移に対しては、工学的判断と確率論的手法の組み合わせを用いて、合理的で実行可能な発生防止策及び影響緩和策を特定するため事象推移を決定しなければならない。こうした対策の検討では、設計基準事故の設定・評価に用いるような保守的な工学的手法を用いる必要はなく、むしろ、現実的または最適評価の仮定、手法及び解析上の基準に基づくべきである。シビアアクシデントに対する設計対応では、運転経験、関連する安全解析及び安全研究の成果に基づき、以下の事項について考慮しなければならない。

(1) 確率論的手法、決定論的手法及び適切な工学的判断を組み合わせ、シビアアクシデントに至る重要な事象推移を同定しなければならない。

- (2) 設計においてどのシビアアクシデントを考慮すべきかを定めるための基準に照らして、これらの事象推移を評価しなければならない。
- (3) 選定された事象の発生頻度を減らすか、または、起きた場合の影響を緩和できる可能性のある設計変更や手順の変更について評価し、合理的に実行可能であれば実施しなければならない。
- (4) 発電所を制御された状態に戻すか、あるいはシビアアクシデントの影響を緩和するために、ある系統（安全系及び非安全系）を当初意図した機能や想定した運転状態を超えて利用することや、仮設設備を追加的に利用することを含め、発電所全体の設計上の能力について検討しなければならない。ただし、これらの系統は、予想される環境下でも機能することが示されなければならない。
- (5) 同一敷地内に複数の原子炉がある場合には、隣接する原子炉から、その安全を犠牲にしない範囲で、利用可能な手段や支援の活用について検討しなければならない。
- (6) 代表的かつ支配的なシビアアクシデントのシナリオを考慮し、アクシデントマネジメント手順を策定しなければならない。

[甲C35：18，19頁]

確率論的手法の説明においては、「外的危険事象、特に発電所の敷地に特有なもの発生確率及び影響を評価する」こと、「シビアアクシデントの発生確率を低減できるか、または、その影響を緩和できる設計改善又は運転手順の変

更が可能な系統を明らかにする」こと等を目的として「発電所の確率論的安全解析が実施されなければならない」としている。

確率論的手法

5.73. 以下の事項を目的として発電所の確率論的安全解析が実施されなければならない。

- (1) 系統的な解析を実施し、設計が総括的原子力安全目的に適合することを確認する。
- (2) 均衡の取れた設計が達成されていること、すなわち、ある特定の設備または想定起回事象が全体のリスクに対して特別大きな寄与があったり、大きな不確かさがあつたりしないことを示すとともに、深層防護における最初の二つの防護レベルが原子力安全の主要な役割を担っていることを示す。
- (3) プラントパラメータの僅かな変動が極めて異常な状態に進展すること（クリフエッジ効果）が防止されていることを確認する。

- (4) 重大な炉心損傷状態の発生確率を評価し、事故発生後短時間に発電所外での対策を必要とするような重大な放射性物質の放出のリスク、特に、早期格納容器破損による放射性物質放出のリスクを評価する。
- (5) 外的危険事象、特に発電所の敷地に特有なものの発生確率及び影響を評価する。
- (6) シビアアクシデントの発生確率を低減できるか、または、その影響を緩和できる設計改善又は運転手順の変更が可能な系統を明らかにする。
- (7) 原子力発電所の緊急時手順の妥当性を評価する。
- (8) 確率論的目標が設定されている場合には、それに適合していることを検証する。

[甲C 3 5-27,28]

更に、発電所に対する外部事象の例等については、安全シリーズ No.50-C-S に委ねられている（甲C 3 5 : 5 1 頁，附属書 I.12）。安全シリーズ No.50-C-S は、安全要件 NS-R-3「原子炉等施設の立地評価」（甲C 4 0-1 : 2 0 0 3〔平成15〕年刊行）においてブラッシュアップされた。

(2) NS-R-3 : 「原子炉等施設の立地評価」

NS-R-3 : 「原子炉等施設の立地評価 安全要件」（甲C 4 0。2 0 0 3〔平成15〕年刊行）は、外部事象として、「地震に起因する水波」すなわち津波

を挙げ、「有史以前及び歴史上のデータの収集」して確率論的安全評価を行うことを要請している。

- 2.18 主要な外部現象に関連する危険性を決定するために適切な手法を採用しなければならない。これらの手法は、最新のもので、当該地域の特徴に合致したものであるという点から正当化されなければならない。適用可能な確率論的手法については特別な考慮が払われるべきである。外部事象に対する確率論的安全評価を行う際には、一般に、確率論的ハザード曲線が必要となることに注意すべきである。
- 2.19 主要な外部事象に関連する危険性を決定するための手法が適用される地域の大きさは、対象とする自然及び人為的な現象の決定において、また、それらの事象の特性に対して、重要となる全ての特性と領域を包含できるように十分に大きなものでなければならない。

地震もしくはその他の地質学上の現象に起因する水波

- 3.24 立地地点の原子炉等施設の安全に影響を及ぼすような津波や水面振動の可能性を決定するために、当該地域の評価を行わなければならない。
- 3.25 可能性があるとわかった場合は、立地地点周辺の海岸領域に影響を与える津波あるいは水面振動に関連した有史以前及び歴史上のデータを収集し、立地地点の評価への関連性とその信頼性に関して注意深く評価しなければならない。
- 3.2 当該地域に対する入手可能な有史以前及び歴史上のデータに基づくとともに、これらの現象に関してよく調査されてきた類似の地域と比較することにより、地域的な津波や水面振動の発生頻度、大きさ及び高さを算定し、また立地地点での海岸構造によるいかなる増幅をも考慮した津波や静振に関する危険性を決定するのに利用しなければならない。
- 3.27 既知の地震記録や地震構造上の特徴に従って、沖合での地震によって発生する

津波や水面振動の可能性を評価しなければならない。

- 3.28 津波や水面振動による危険性は、既知の地震記録や地震構造学的特徴並びに物理的及び／又は解析的なモデル化から導出しなければならない。これらには、立地地点へ物理的影響を及ぼすことのある引潮及び上潮を含む。

(3) NS-G2.15 : 「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」

さらに、IAEAは2009〔平成21〕年に、NS-G2.15 : 「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」(安全指針 甲C41)を作成し、洪水を含む外部事象設計基準を越える事故のPSA評価を推奨した。さらに、「外部事象により提起される具体的な脅威」として、「電源喪失、制御室や電源開閉装置室の喪失」を挙げている。同基準は、2005〔平成17〕年5月の第19回 NUSSC (IAEAの原子力安全基準委員会)会合、同年6月の第17回 CSS (IAEAの安全基準委員会)会合において、草案(安全基準策定計画)が承認され、その後、2008〔平成20〕年9月の第24回 CSS 会合において承認された。

日本(担当機関は、原子力安全・保安院)は、2007〔平成19〕(2007)年3月、NUSSC 会合に向けた国内検討会である、第4回 IAEA 国際安全基準検討会(独立行政法人原子力安全基盤機構が主催し、原子力安全委員会、文部科学省、原子力安全保安院、国土交通省が参加し、立案段階から関与する(甲A2 : 301, 302 頁))を開催し、NUSSC 会合に向けた対処方針案及びコメント案の検討を行っている(甲A1 : 301,319,320 頁)。つまり、被告国は、同基準の作成段階に関与しており、2005〔平成17〕年に同基準の草案を知り得た。

- 1.7. この安全指針は、第一に、原子力発電所の運転組織、電力会社、およびそれらの支援組織が使用することを意図したものである。この指針は又、規制当局が関連する国内の規制要件の作成を促進するために使用されることもある。

2. 17. シビアアクシデントマネジメントでは、発電所のすべての運転モード、並びに、発電所の広範囲を損傷する可能性がある火災、洪水、地震、および極めて異常な気象状態(例えば、強風、極端な高温や低温、および渇水)のような適切に選択した外部事象も対象にするべきである。シビアアクシデントマネジメントの手引きでは、電源喪失、制御室や電源開閉装置室の喪失および系統や機器への接近が難しくなる場合のような、外部事象により提起される具体的な脅威が検討されるべきである。
3. 1. 防止のアクシデントマネジメントの手引きは、起こり得る設計基準を超える事故事象の全体像、すなわち、可能性のある起因事象に基づいて起こり得ると考えられるすべての事象、並びに、事象の進展中に、追加的なハードウェアの故障、人的過誤及び/又は敷地外の事象によって引き起こされ得る複雑さを、扱うべきである。
3. 2. 事象の全体像を決定する上で、レベル 1 確率論的安全評価(PSA) (利用可能であれば) あるいは他の発電所における類似の研究から、さらに当該発電所と他の発電所で得られた運転経験から、有用な手引きが得られる。事故の進展が、PSA ではなくともありそうもないパスで構成されるようであってもまたは PSA で全く特定されないとしても、事象の選択は、すべての特定された状況におかれた発電所職員のための手引きの根拠を与えるように十分に包括的であるべきである。

(4) NS-R-2 : 「原子力発電所の安全 : 運転」

NS-R-2 : 「原子力発電所の安全 : 運転」 (安全要件 2000 [平成12] 年刊行。甲C42) は、原子力発電所の運転から廃止措置に至るまでの安全運転の要件を定めたものである (甲C42 : 1 頁)。

同安全基準は、第 5 章第 10 項以下「運転指示書と運転手順書」の項目において運転指示書及び運転手順書の作成、検討、妥当性評価等の管理手順の策定を義務付けているところ、設計基準事象を超える事故に対しても、緊急運転手順書又はシビアアクシデントマネジメント手引書の策定を義務付けている (甲

42 : 14,15 頁)。

運転指示書と運転手順書

5.10 運転指示書や運転手順書（以後、手順書とする）の作成、検討、妥当性評価、承認、変更、及び、廃止に関する規定を示した包括的な管理手順を定めなければならない。

5.12 発電所が運転制限条件内で運転されることを確実にするため、通常運転に対する手順書を作成しなければならない。また、異常状態や設計基準事故に対して、事象ベース手順書あるいは兆候ベース手順書を作成しなければならない。更に、設計基準を超える事故に対して、緊急時運転手順書あるいはシビアアクシデントマネジメント手引書を作成しなければならない。

また、同安全基準は、第 10 章「定期安全レビュー」の項目において、運転中の原子力発電所に関して定期安全レビュー（PSR）による安全再評価を求めている。そして、現行の安全解析書の妥当性を PSR によって判断すべきこと、また、PSR については確率論的安全評価（PSA）を利用することを求めている（甲 C 42 : 23,24 頁）。

10. 定期安全レビュー

10.1 運転組織は、発電所の供用期間中を通じ、規制当局の要求にしたがって、発電所に関する体系的な安全再評価を行わなければならない。この評価では、発電所の運転経験並びに関連する分野における新たな安全情報を考慮するものとする。

- 10.2 発電所に関する包括的な定期安全レビュー(PSR)が上記の要件を満たすこととなる。レビューの方針及び評価すべき安全因子は、規制当局による承認あるいは同意を得なければならない。
- 10.3 現行の安全解析書がどの程度妥当であるかを PSR により判断しなければならない。PSR では、発電所の現状、運転経験、予測される寿命末期の状態、現在の解析手法、適用可能な安全基準及び現状の知識を考慮しなければならない。
- 10.4 PSR の範囲には、発電所内及び発電所外の緊急時計画や、アクシデントマネジメント、放射線防護対策など、稼働中の発電所に関する全ての安全面を含めなければならない。
- 10.5 決定論的評価を補完するために、発電所の様々な側面に関する安全への相対的な寄与についての知見が得られるよう、確率論的安全評価(PSA)を PSR への入力として利用することを検討しなければならない。
- 10.6 体系的な安全の再評価結果に基づき、運転組織は、適用可能な基準に適合するよう、必要な対策と合理的に実用的な変更を行わなければならない。

(5) 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」

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」(安全要件 2000 [平成12] 年刊行。甲C43)は、原子力施設の安全その他に関する、「法的な責任と行政の責任に関する」要件を定めるものであり、規制機関設置のための法的な枠組みの策定もその対象である。同基準は、規制プロセスの各段階にて審査評価をすべきこと、規制の程度は危険の大きさ、性質に見合うものであること(危険の大きい施設に対しては厳格な許認可手続きを要すること)、及び、加盟国が規則及び指針を策定する際には、IAEA 安全基準のような国際的な基準を考慮すべきことを要求している。

1.4. 本書は、原子力施設の安全、電離放射線源の安全利用、放射線防護、放射性廃棄物の安全管理及び放射性物質の輸送安全に関する、法的な責任と行政の責任に関する要件を定めるものである。それゆえこれは、規制機関の設置のための法的な枠組みの策定、並びに施設と活動の効果的な規制を実現するためのその他の行為を包括する。さらに、安全に関する必要な支援の策定、第三者賠償責任への関与、緊急時準備等に対する責任のようなそれ以外のものも包括する。

許認可

5.3. 許認可発給前に、申請者は安全に関する詳細な立証文書の提出を要求される。その文書は、明確に定義された手順に従って規制機関により審査され評価されなければならない。適用される規制の程度は、提示された危険の潜在的な大きさ及び性質に見合うものでなければならない。従って、例えば、歯科医用エックス線装置に対しては規制機関への届出だけですませることができるが、一方、放射性廃棄物処分場に対しては多段階の許認可プロセスが要求され得る。

審査及び評価

5.7. 審査及び評価は、規制プロセスの各段階において、個々の施設又は活動における危険の潜在的な大きさ及び性質に従って実施されなければならない。

5.28. 規則及び指針を策定する際には、規制機関は（利害）関係者からの意見及び経験の反映を考慮しなければならない。また、IAEA安全基準のような国際的に認められている基準及び推奨事項も又、適切に考慮されなければならない。

(6) 小括

以上をまとめると、IAEA安全基準においては、2000〔平成12〕年に、外的事象を原因としたSAへの対策を各国に要請し、設計基準事象に対する確率論的安全評価及び事故シーケンスの同定を義務付けるとともに、これに対する合理的に実行可能な対策を義務付けていた。また、そのような確率論的安全評価をするにあたっては、外的危険事象として具体的に津波を挙げ、これによるシビアアクシデントの発生確率低減またはその影響の緩和のための設計改善が可能な系統を明らかにするために実施することが義務付けられてい

た。また、2009〔平成21〕年には、被告国も関与した上で、洪水を含む外部事象設計基準を越える事故のPSA評価を推奨し、しかもその中では、「外部事象により提起される具体的な脅威」として、「電源喪失、制御室や電源開閉装置室の喪失」を挙げている。

5 結論－規制権限不行使の違法性

被告らにおいてSAが予見可能であったことは従前より述べてきたところであるが、上述のIAEA安全基準やその一部について被告国が関与していたことも、被告らの予見可能性を示している。

また、被告らにおいてSA予見事実を予見していれば、IAEA安全基準で義務付けられ又は推奨されていたように、津波を含めた外的事象によるSAについての確率論的安全評価をすることが可能であり、このような確率論的安全評価によって具体的な対策を導くことが可能であった。特に電源喪失対策については、これを外部事象により提起される具体的な脅威として挙げるIAEA安全基準の策定に被告国も関与しており、被告らにおいて電源喪失対策の必要性を認識できたことは明らかである。

しかし、被告東電はこれらのIAEA安全基準に従い適宜の対策を取ることはなく、被告国においても省令制定権限を行使し又は行政指導によりこれらの対策を実施させることはなかった。

IAEA安全基準の適用は「国際的慣行」となっていたのであり、当該基準はIAEA加盟国として国際的に要求される科学技術水準であったといえる。にもかかわらず、被告国はIAEA安全基準に従った適宜の対策を怠り、本件事故を防ぐことができなかった。

このことは、被告国の規制権限不行使の違法性を強く基礎付けるものである。

第5 IRRS,IAEA 事務局長報告

1 はじめに

被告国は、IAEAの総合原子力安全規制評価サービス（IRRS）が2007〔平成19〕年12月に公表したIRRSレビューを引用し、被告国が当時行っていたSA対策が十分であったかのように主張する。

しかし、被告国の主張は、IRRSレビューのうち被告らに好意的に評価の部分のみを取り上げたに過ぎず、同レビューは、むしろ日本の原子力安全規制について多くの問題点も指摘し、是正を勧告している。今般IAEAが公表した「福島第一原子力発電所事故事務局長報告書」（以下「IAEA報告書」という。）においても、IRRSミッションの提案がその後の日本の原子力安全規制に活かされなかったことや当時の日本の主要分野の規制と指針の一部が、事故当時の国際的慣行に一致していなかったことなどを指摘している。

以下では、IAEA報告書及びIRRSレビューの内容に触れ、むしろこれらが被告国の規制権限不行使の違法性を基礎づけるものであることを述べる。

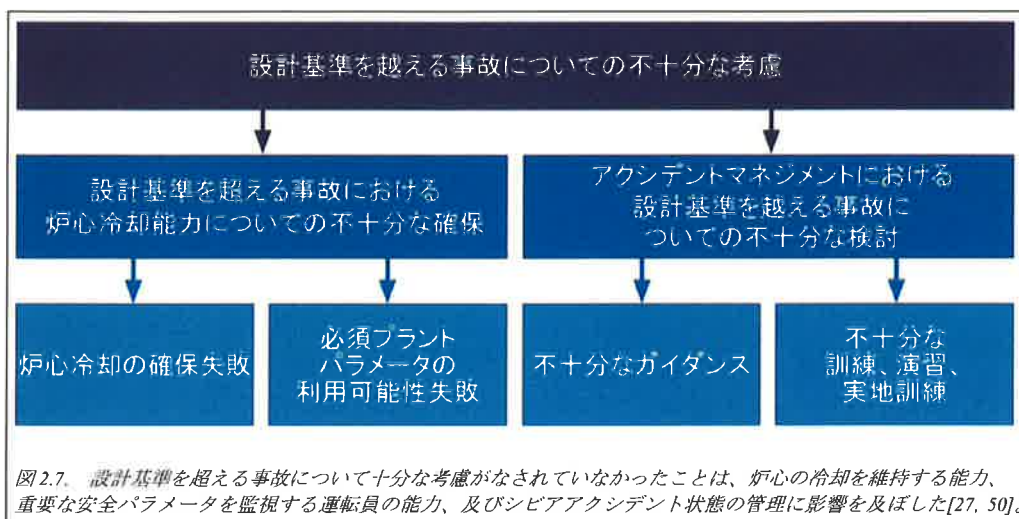
2 SA対策に関するIAEA報告書の内容

（1）設計基準を超える事故とアクシデントマネジメントの評価

前述した福島第一事故当時のIAEA安全基準は、全ての通常運転モード、事故状態、及びシビアアクシデントを含む設計基準を超える事故の場合に安全機能を遂行できるかどうかを判断するため、評価を実施することを求めていた。これらの評価手法として確率論的手法、決定論的手法、及び適切な工学的判断を併用して、シビアアクシデントにつながる可能性がある重要事象シーケンスを特定する必要がある。また、事故対策を改善するために使用できる想定事故シナリオを研究するため、設計基準を超える事故の具体的・決定論的分析を実施する必要がある。

しかし、福島第一原子力発電所には、IAEA安全基準が規定する確率論的安

全評価を行わず、設計基準を超える事故が十分に考慮されていなかったため、炉心の冷却を維持する能力、重要な安全パラメータを監視する運転員の能力、及びシビアアクシデント状態の管理に影響を及ぼした(甲 A7-54～58)。



【甲 A7 : 57 頁】

(2) 被告国の規制の不備 (甲 A7 : 57 ないし 61 頁)

規制当局による、設計基準を超える事故に関する規制要件の範囲は限定されていた。

ア IAEA 報告書の見解

IAEA 報告書は、原子力安全委員会が1992〔平成4〕年にアクシデントマネジメントに関する指針²を発出し、同年には通商産業省 (MITI) がアクシデントマネジメントのロードマップを発表し、電気事業者に対し当初の設計で考慮していたものより重大な事故に対処するための措置を取るよう求めたが、事業者による限られた自主的活動にとどまったことを問題点として指摘した。

また、IAEA 報告書は、日本の規制当局の問題点として、2007〔平成19〕年6月のIAEA 総合規制評価サービス(IRRS) ミッションが、「日本の

² 甲 C1 : 「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」 (安全委員会決定)

発電所は、予防措置によって確保されているとおり十分に安全であるとみなされているため、設計基準を超える[事故]の考慮に関する法的規制はない」と結論づけたことを指摘する。例えば、日本の定期安全レビュープロセスが、電気事業者に対し最新の手法を利用して解析させることを要求していなかったこと、規制枠組みにシビアアクシデントマネジメント要件が含まれていなかったことである。IAEA 報告書は、これらの規制の不備が、被告東京電力の本件福島第一原発のシビアアクシデントに対する準備不足につながったと指摘した。

ここで、IRRS ミッションとは、IAEA 加盟国における原子力利用に当たっての安全を確保するため、IAEA が加盟国の要請に基づき行う原子力安全に関するレビューサービスの一つである。IRRS は、加盟国の原子力規制に関し、その許認可・検査等に係る法制度や関係する組織等も含む幅広い課題について総合的なレビューを行う(甲 C 4 4 -1 「INTEGRATED REGULATORY REVIEW SERVICE (IRRS) TO JAPAN」(原文),甲 C 4 4 -2 : 「(仮訳) 日本に対する総合原子力安全規制評価サービス(IRRS)」)。

また、「定期安全レビュー」とは「許認可取得者と規制当局が新しい情報と現行の基準及び技術に照らして、設計と外部ハザードを再検討する公式メカニズム」である。日本では、2003〔平成15〕年に発行された規制により、10年間隔の定期安全レビューが要求されたが対象範囲が限られており、また、外部ハザードの再検討を要求していなかった。IAEA 報告書は、日本における定期安全レビューが、対象範囲が限られており、外部ハザードの再検討を要求していなかったことを、「国際的慣行と完全に一致するものではなかった」と評価している。

イ 2007〔平成19〕年の IRRS ミッション

IAEA 報告書は、「2007年の日本への IAEA の IRRS ミッションは、設計基

準を超える事故に関する規制要件の必要性を提案し、原子力安全・保安院がこれらの事象の考慮に対する系統的アプローチを開発し続けること、及び確率論的安全評価とシビアアクシデントマネジメントの補完的使用について提案した[51]。」、しかし「同ミッションの提案は、この分野における更なる努力を喚起することにはつながらなかった。」と報告している。

ここで、2007〔平成19〕年のIRRSレビューチームは、日本の規制の有効性を肯定的に評価する場合は「Good practices；良好事例」とし、他方、改善が必要な点を「Suggestions；助言」「Recommendation；勧告」としてレポートした。以下、IRRSレビューの原文より、当時に指摘されていた日本の規制の問題点を示す（甲C44-1「IAEA-NSNI-IRRS-2007/01」：3，48頁以下；、甲C44-2「(仮訳)日本に対する総合原子力安全規制評価サービス(IRRS)」：3，48頁以下；)。

分野1：法制度と政府の責任

「勧告：規制機関である原子力安全・保安院と原子力安全委員会の役割、特に安全指針の策定に関して、明確化を図るべきである。」

分野2：規制機関の権限と機能

「助言：原子力安全・保安院は、相互理解と尊重に基づいた、率直かつ開かれた、但し、立場の違いをわきまえた産業界との関係を醸成し続けることが望まれる」

分野3：規制機関の組織

「勧告：原子力安全・保安院は、品質マネジメントシステムの特質、事業者の運転要件や運転慣行の知識と自覚など、検査要件の全ての側面が適切に含まれるように、訓練要件や訓練プログラムを強化すべきである。」

「勧告：原子力安全・保安院は、5ヵ年戦略計画の各項目に対応して、日本の効果的な原子力安全規制を確保するために必要な職責や職務を果たす職員の最小限の必要数を明確に特定する人員計画を作成すべきである。将来の職員や予算要求は、これら最小限の必要数と追加的な作業や職務に必要な補足分に基づくべきである。(規制機関である原子力安全基盤機構/原子力安全・保安院、原子力安全委員会の職員数は、それぞれの機関の使命、完全性、公平性、中立性等を考慮して確保されるべきである。)」

分野4：許認可

「助言：原子力安全・保安院は、リスク低減のための評価プロセスにおいて設計基準事象を超える事故の考慮、補完的な確率論的安全評価の利用及びシビアアクシデントマネジメントに関する体系的なアプローチを継続すべきである。」

分野5：安全評価

「勧告：原子力安全・保安院は、検査と命令により、事業者が他の国内施設や海外施設から教訓を学ぶための効率的なプロセスを確保すべきである。」

「勧告：原子力安全・保安院は、事業者の保安規定が包括的であり、かつ人的及び組織的要因も含めて運転安全に関する全ての要素に対応していることを確保するよう、規制要件の検討と改定を継続して実施すべきである。」

「助言：原子力安全・保安院は、人的及び組織的要因が運転安全性に及ぼす影響を考慮しつつ整合性のとれた評価と検査を実施するための規制上の指針及び基準の作成と実行を継続すべきである。」

分野6 検査と規制の執行

「勧告：原子力安全・保安院は、その検査官がサイトでいつでも検査する権限を有していることを確保すべきである。これにより、検査官はサイトへの自由なアク

セスが可能となり、法律で規定された検査期間中というよりも任意の時間に職員とのインタビュー、文書審査の要求などが出来るようになる。これは建設検査・運転検査の両方に適用される。」

「勧告：原子力安全・保安院は、設備上の問題がある場合には停止するという法的な規定に加えて、例えば不十分な運転性能の場合でも原子力発電所を停止できる権限の根拠を明確化すべきである。」

分野7 規制とガイドライン等の整備

「勧告：原子力安全・保安院は、原理的・概念的論拠よりもむしろ実際の履行に焦点をあて、統合的な品質マネジメントシステム(QMS)の構築を継続すべきである。第一ステップとして、QMSは、部門の年間計画立案に際して5ヵ年戦略計画を考慮すべきである」

「助言：原子力安全・保安院は、品質マネジメントシステムの現実的な要素を効率的かつ早急に実施するために、原子力安全委員会や原子力安全基盤機構とのインタラクションと関係を含めた全体プロセスのマップを策定すべきである。これが効果的に実施されるよう、原子力安全委員会や原子力安全基盤機構と協議して行われるべきである。」

しかしながら、同ミッションの提案は、規制当局により実行されず日本の原子力規制の改善につながらなかった。

なお、2011〔平成23年〕7月29日付東京新聞は「原子力安全・保安院が、同年に国際原子力機関（IAEA）から組織の総合的な評価を受けた際、保安院と原子力安全委員会の役割が明確でない点など問題点を指摘されたのに、好意的に評価された部分のみを和訳して公表していたこと」、すなわち意図的にIRRSの否定的評価の和訳を公表しなかったことを報道している（甲C45）。

政府によるIAEA報告書の公表状況	
和訳されて公表された部分	
○	日本は原子力安全のため、国の法的、行政的枠組みを備えている
○	原子力安全・保安院は規制機関として、規制の枠組みの発展に主たる役割を担っている
○	相互理解と協力のため、保安院や産業界、関係者の関係改善の取り組みが行われている
和訳されなかった部分	
×	保安院と安全委の役割を明確にすべきだ
×	将来に向け、人的資源の管理計画を戦略的に策定すべきだ
×	産業界と率直ながらも一定の距離を保った関係を築くべきだ
※和訳はいずれも本紙による	

【甲C45：東京新聞 2011〔平成23〕年7月29日朝刊】

ウ 国際的慣行に合致しない規制（甲A7：61頁）

IAEA 報告書は、日本の主要分野の規制と指針の一部が、事故当時の国際的慣行に一致していなかったことを指摘する。その中で、最も顕著な相違は、定期安全レビュー、ハザードの再評価、シビアアクシデントマネジメント及び安全文化に関連する規制である。

定期安全レビューは、許認可取得者と規制当局が新しい情報と現行の基準及び技術に照らして、設計と外部ハザード（原子力発電所の外部で発生する原子力発電所の安全性に脅威を与える可能性のある事象）を再検討する公式メカニズムである。IAEA 報告書は、日本では、2003〔平成15〕年より、10年間隔の定期安全レビューが要求されたが、対象範囲が限られており、また外部ハザードの再検討を要求していなかったことから「国際的慣行と完全に一致するものではない」と指摘している。

エ IAEA 安全基準との関係

IRRS ミッションが、前述の助言、勧告を行うにあたり参照した IAEA 安

全基準シリーズは GS-R-1 である。また、2003〔平成15〕年にはすでに、NS-R-1、NS-R-1 及び NS-R-3 が公刊されており、2007〔平成19〕年には NS-G2.15 の作成に着手されていた。

すなわち外部事象に対する確率論的評価を規制要件化すべき根拠となる IAEA 安全基準は IRRS ミッションの時点ですでに所与のものであった。これら当時の状況を前提として、IAEA 事務局長報告は、前項記載のとおり「日本では、2003 年に発行された規制により、10 年間隔の定期安全レビューが要求されたが、対象範囲が限られており、また、外部ハザードの再検討を要求していなかったことから、国際的慣行と完全に一致するものではなかった」と評価したのである（甲 A7：61 頁）。

（3）結論—規制権限不行使の違法性

IAEA 報告書は、当時の IAEA 安全基準を前提に、定期安全レビュー、ハザードの再評価、シビアアクシデントマネジメント及び安全文化に関連する規制が国際的慣行から逸脱するものであったことを指摘している。これには、外部ハザードの再検討が含まれる。

また、規制当局は2007〔平成19〕年に IAEA の IRRS ミッションから、上記の事項を勧告されていたにもかかわらず、これを怠った。

以上の事実は、被告国の規制権限不行使の違法性を基礎付ける事実である。

以上