

# 日本の新規制基準と I A E A の深層防護第 4 層の過酷事故対策は何が違うか

2017年1月10日

中西正之

## 1. I A E A の深層防護第 4 層は「設計基準を超える事故」対策

日本各地の原発再稼働差し止め裁判で、日本の新規制基準が I A E A の 5 層の深層防護の第 4 層、第 5 層を無視している事が、再稼働は安全ではない論旨に採用されるようになってきました。

また、玄海原発 3・4 号炉の設置変更許可申請書の適合性審査案のパブリックコメントでも、日本の新規制基準が I A E A の 5 層の深層防護の第 4 層、第 5 層を無視しているというパブリックコメント例がたくさん公開されました。

そこで、原子力規制委員会は、元独立行政法人原子力安全基盤機構が I A E A の安全基準の日本語訳を公開していて、原子力安全基盤機構が原子力規制庁に吸収合併された時、公開を続けていたデータベースの閉鎖を最近行ったようです。

過去の資料がないかを調べていると、ある方からメールで連絡をいただき、国会図書館のデータベースに過去の記録が残っている事が分かりました。過去の報告書の引用文献のメールアドレスは使用できなくなりましたが、新しいアドレスが分かりました。

I A E A 安全基準邦訳データベース

<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10207746/www.nsr.go.jp/archive/jnes/database/iaea/iaea-ss.html>

この中の「No.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」が I A E A の深層防護第 4 層と密接に関係しています。

<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10207746/www.nsr.go.jp/archive/jnes/content/000119636.pdf>

この 1 ページに

『**1.1.**原子力発電所の設計基準を超える事故について考慮することは、原子力安全を確保するために用いられる深層防護の取組みにおいて不可欠な要素である。設計基準を超える事故の発生確率は非常に低い、そのような事故では、核燃料の劣化による重大な影響をもたらす可能性がある。

**1.2.**設計基準事故とは、その事故状態に対して所定の設計判断基準に従って施設が設計され、かつその事故状態に関して燃料の損傷と放射性物質の放出を許可された制限内に抑制される事故状態として定義される。

**1.3.**設計基準を超える事故は、設計基準事故より厳しい事故状態であり、炉心劣化を生

じる場合または生じない場合がある。設計基準事故よりも厳しい事故状態で重大な炉心劣化を伴うものを、シビアアクシデントと呼ぶ。

**1.4.アクシデントマネジメントとは、設計基準を超える事故の進展中に、一連の措置を講じることである。』**

と基本的な概念が説明されています。

しかし、IAEAの安全基準書には、「設計基準を超える事故」とは何かの説明はほとんどありません。これが、IAEAの深層防護第4層とは何かが分かりにくい原因と思われる。

私のように、間違えると人の命に係わるような燃焼炉の設計を46年もやっていると良く分かります。「設計基準を超える事故」とは、かつてその当時の技術レベルでは知見が無くて、事故が起きる予測ができなかったが、事故が起きて初めて分かった事故の事です。分かりやすく言えば、設計を始めた時には事故の予測ができなかったが、事故が起きて初めて設計ミスが分かった事故の事です。

「設計基準を超える事故」とは、設計ミスによって起きる事故の事です。

私たちが、昭和40年代に燃焼炉の設計を始めた時代は、優れた製造設備の多くはヨーロッパで開発され、日本にも導入されたものでした。ある程度の実績があり、良い設計も行われていました。

しかし、昭和50年代に入ると、だんだん海外からの技術導入が難しくなってきた、日本独自に一から開発しなければならない炉も増えてきました。そのような新しい設計では、日本に知見が無くて、設計ミスも起きます。設計者は設計ミスが一番おそれます。

原子炉の設計の歴史で、最も重大な設計ミスはメルトダウンが起きることを予測して設計しなかった事と思われます。その設計ミスがスリーマイル島原発の過酷事故で現実のものとなり、チェルノブイリ原発の過酷事故の発生で決定的になりました。

そして、その時分かった最大の設計ミスは、メルトダウンが起これば2600℃にもなる熔融炉心が落下する格納容器の床にポルトランドセメントコンクリートを使用した事と思われます。他にも、大量の設計ミスが発見されました。

IAEAの深層防護第4層の過酷事故対策とは、既設の原子炉にも、新設の原子炉にも設計ミス対策を行う事です。決して、放水砲や大型ポンプ車等の対策ではありません。

IAEAの深層防護第4層の過酷事故対策では、既存の原子炉がどのような設計ミスを行ったかの確認がまず必要だと思われます。

## 2. 「シビアアクシデントマネージメント計画」は深層防護第4層対策の一部

「No.NS-G-2.15 原子力発電所のシビアアクシデントマネージメント計画」は「原子力発電所：運転」の過酷事故対策の一部である。

スリーマイル島原発の過酷事故が発生したのは1979年3月28日で、チェルノブイリ原発の過酷事故が発生したのは1986年4月26日であり、これらの事故の教訓から

ヨーロッパやロシア・アメリカでは既設原発の重大な設計ミスが深刻に考えられるようになりました。

1986年といえば、既に玄海原発1・2号炉、川内原発1・2号炉は稼働を始めており、日本の原発も世界の原発も既に多数の原発が稼働していました。

日本ではチェルノブイリ原発の過酷事故を深刻なものとは考えなかったようですが、チェルノブイリ原発の過酷事故による大気中に放散された放射性物質が降り注いだロシアやヨーロッパの国々では、重大な設計ミスを深刻なものと考えました。

そして、その対策として、それまでの3層の深層防護に第4層、第5層を付け加えて、重大な設計ミスによる被害を最小にする安全対策が取られるようになりました。

すでに稼働している世界中の原発を直ぐに建て替えることはできません。そこで、既に稼働している原発はできるだけ改造し、新設炉には新しい設計を行い、既設炉で改造により救済できない設計ミスは「シビアアクシデントマネージメント計画」による対策と、第5層の対策により救済する事にしたのだと思われます。

したがって、「シビアアクシデントマネージメント計画」は、ある程度分かりやすく実行もしやすいのですが、あくまでも過酷事故対策の一部でしかありません。

設計ミスの対策は、本質的には設計変更であります。

I A E Aは、深層防護第4層の過酷事故対策を既存炉の対策と新設炉の対策に分けて考えました。

一方、日本の新規制基準にはそうした考えがないので、新設炉でも設計ミスを許容する対策となっています。そして、設備そのものの設計ミスの対策をほとんど行っていないか、5年間の猶予を与えています。

I A E Aは、深層防護第4層の過酷事故対策の中の設計に係わる恒久設備対策を「原子力発電所：設計」の安全基準で次のように説明しています。

#### No.SSR-2-1 原子力発電所の安全：設計

<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10207746/www.nsr.go.jp/archive/jnes/content/000123919.pdf>

#### No.NS-G-1.10 原子力発電所の原子炉格納系の設計

<http://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10207746/www.nsr.go.jp/archive/jnes/content/000126742.pdf>

I A E Aの深層防護第4層の過酷事故対策は、深層防護の第3層が破られて、核燃料が1300℃以上に高温化し、核燃料の被覆管が破れて、大量の放射性物質が漏洩を始め、大量の水素が発生する前段と、核燃料が2600℃以上に高温化しメルトダウンが発生する後段の対策ですから、特に格納容器内の機器や格納機そのものの機能の損失対策が重要です。

そして、この2通の安全基準の中に、I A E Aの深層防護第4層の過酷事故対策の確信があると思われます。

### 3. IAEAの第4層対策は、メルトダウンを見逃した設計ミスが何かを明らかにした

沖縄でオスプレイが墜落した時に、日本政府は「墜落」という言葉の使用は避けて「不時着」との言葉を使用しました。この事を不審に思われた人は多かったと思われませんが、原子力の世界ではこうしたことは当たり前のように行われています。例えば、原子力規制委員会は「水素爆発」を「水素燃焼」と表現します。

水蒸気爆発や圧力スパイクは、原子力の世界ではその言葉を使用する事を嫌がって、正式には「溶融燃料と冷却材の相互作用」といいます。

原子力規制委員会は、初めはシビアアクシデントを「過酷事故」と表現していましたが、その言葉は刺激的なので、途中から「重大事故」という表現に変更しました。

しかし、専門的に言えば、正確には設計ミス起因事故であり、過酷な自然条件で起きた事故ではありません。

スリーマイル島原発事故やチェルノブイリ原発事故に過酷な自然条件があったわけではありません。

福島第一原発の設計は、アメリカのゼネラルエレクトロニクス社が行っています。そして、東海第一原発の1号コルダールホール原子炉はイギリスで基本設計が行われました。

その他の日本の多くの原子炉は、沸騰水型の原子炉の基本設計はゼネラルエレクトロニクス社が、加圧水型原子炉の基本設計はウエスチングハウス社が行っています。

したがって、日本の技術者はスリーマイル島原発事故やチェルノブイリ原発事故に設計ミス起因事故が発生した時、何処に設計ミスがあったのか良くは理解できなかったのだと思われま

今、福島第一原発の事故原因が分からないから再稼働は危険だと良く言われていますが、重要なのは、スリーマイル島原発事故やチェルノブイリ原発事故でどんな設計ミスが見つかったのか、福島第一原発の過酷事故で、新たにどんな設計ミスが見つかったのかという事だと思われま

この事を確定しない限り、IAEAの深層防護第4層の過酷事故対策は何という事なのかが分かりにくいと思われま

これらの事故に共通する大きな設計ミスは、原子炉にメルトダウンが現実には起きるとは予測して設計しなかった事です。

それでは、メルトダウンが起きるとどのような危険性が生じることが分かったのか。

主なものは

#### ○ 格納容器パウンタリの健全性に対して脅威となる事象を想定

- ・ 格納容器の加圧及び加熱
- ・ 水素燃焼
- ・ 溶融炉心-コンクリート相互作用(MCCI)
- ・ 格納容器直接加熱(DCH)

- ・ 溶融燃料－冷却材相互作用 (FCI)
- ・ 再臨界
- ・ 格納容器直接接触 (シェルアタック)
- ・ 格納容器バイパス

#### ○ 超高強度放射線環境

- ・ 人が近づいて対策できない
- ・ 計測器が誤動作する

これらのメルトダウン時の新たな危険性は、世界各国で初期の頃の設計、製作、取り付けられた原子炉では設計時に考慮されていませんでした。

そして、スリーマイル島原発事故やチェルノブイリ原発事故を経験し、これらに対しての対策が考慮されていなかった重大な設計ミスが確認されたのです。

I A E A の深層防護の第 4 層、第 5 層の対策は、これらの重大な設計ミスを救済するための対策です。

そして、国会図書館のデータベースに保存されている I A E A の深層防護の第 4 層の安全基準はすべて、福島事故の前に策定されたものですから、上記設計ミスは福島事故の前に分かっていたものばかりでした。しかし、日本ではこれらの設計ミスに対して、直接的な対策はわずかしが行われませんでした。

なお、I A E A の深層防護の第 5 層は、1999 年 12 月に原子力災害対策特別措置法（原災法）が制定され、一定の設計ミス防止対策が行われました。

#### 4. 旧原子炉での最大の設計ミスは、格納容器炉床にポルトランドセメントコンクリートを使用した事

I A E A の深層防護の第 4 層のシビアアクシデントの影響緩和策は、「No.NS-G-1.10 原子力発電所の原子炉格納系の設計」に具体的な方法が説明されています。

その添付資料Ⅲの重大事故現象に I A E A の重大事故現象の見解が説明されています。

##### 110 ページに水蒸気爆発

「Ⅲ－9. 想定される原子炉容器内の水蒸気爆発は、格納容器に脅威を及ぼさないと一般的に判断されている。」

と説明されていますが、今まで随分長い間この説明を利用して、格納容器には水蒸気爆発が起こらないとの説明にすり替えられてきました。

「Ⅲ－10」、「Ⅲ－11」に格納容器内の水蒸気爆発の危険性が良く説明されています。

111 ページに溶融炉心－コンクリート相互作用の事が詳しく説明されています。

そして、74 ページに「6. 重大事故に対する設計上の考慮」が詳しく説明されています。

「6. 12 溶融炉心物質及び炉心デブリを冷却する能力を向上し、コンクリートとそれらとの相互作用の影響を緩和するために、発電所の設計に以下の対策を取り入れる考

慮がなされるべきである。

- (a) 冷却プロセスを支援するため原子炉キャビティを水で冠水させる方法又は原子炉容器の下部鏡板を水につけるため及び容器の割れを防止するため事故の早い時期に十分な水を供給する手段
- (b) 必要に応じて、格納容器構造物ライナー及びその他の構造部材に対するコンクリートによる保護
- (c) 炉心デブリを拡散させて水で冠水することによってデブリを冷却する能力を向上するためのベースマット上の十分な床空間
- (d) 格納構造物上部（すなわち、たな部分、バッフル部及び補助区画）に到達する炉心デブリの量を減らすための格納構造物及び原子炉キャビティの設計上の仕組み
- (e) 溶融炉心物質及び炉心デブリを捕獲及び保持するための強化されたサンプ又はキャビティ（コアキャッチャー）
- (f) 溶融炉心物質及び炉心デブリとコンクリートとの間の相互作用に起因する不都合な影響を最小限にする種類のコンクリートを格納構造物の床に使用すること」

これが重要な方法と思われます。

(a) は、一つは東芝社が買収したウエスティングハウス社の A P 1 0 0 0 原子炉やほかにも多数の原子炉で採用されている、容器内コリウムの保持（IVR、In-vessel Corium Retention）です。また、フィンランドとフランスで建設中の EPR 原発のコアキャッチャーも、ロシアの VVER-1000 原子炉のコアキャッチャーも、メルトダウンが発生してから一週間ほど経って溶融炉心の崩壊熱が減少してからは、原子炉キャビティを水で冠水させますから、冠水設備は必要です。

また、格納容器を破壊するほどの水蒸気爆発が起きる事は無いような万全の対策が取られます。

原子炉容器内でメルトダウンが起きた時、溶融炉心が格納容器下部のキャビティのコンクリートと床上に落下して、M C C I、コアー・コンクリートと相互作用が発生すると、大量の水素と一酸化炭素を発生し、大変な事になります。

（注）M C C I については、国内でほとんど良い論文がなかったので、岡本良治・中西正之・三好永作の 3 人で「炉心溶融物とコンクリートとの相互作用による水素爆発，CO 爆発の可能」を発表しました。

[https://dl.dropboxusercontent.com/u/86331141/Shiryo/Kagaku\\_201403\\_Okamoto\\_etal.pdf](https://dl.dropboxusercontent.com/u/86331141/Shiryo/Kagaku_201403_Okamoto_etal.pdf)

最良な M C C I 対策として、(e) でコアキャッチャーが推奨されています。しかし、既設炉ではコアキャッチャーの取り付けには空間が狭すぎる原子炉もあり、(f) の方法も推奨されています。

(f)には「相互作用に起因する不都合な影響を最小限にする種類のコンクリート」とありますが、IAEAの安全基準だけでは無く、ヨーロッパやロシアの安全基準でもほとんど詳しい説明がありません。この「相互作用に起因する不都合な影響を最小限にする種類のコンクリート」とは、セメントレス耐火コンクリートの事です。フィンランドとフランスで建設中のEPR原発のコアキャッチャーには、ジルコニアの最高級セメントレス耐火コンクリートが使用されています。

セメントレス耐火コンクリートの原理を特許の資料で示します。

<http://www.j-tokkyo.com/1993/C04B/JPH05-221737.shtml>

一般のコンクリートは、ポルトランドセメントに添加された水による水和化学反応により硬化し、強度を保ちます。ポルトランドセメントは、石灰石に硅石や粘土を添加し、高温で焼成して製造されたもので、 $CaO \cdot Al_2O_3 \cdot SiO_2$ の三成分からなり、 $1200^\circ C$ ほどで溶けてしまうので、どんなに高級な骨材を使用しても、ポルトランドセメントコンクリートは $1200^\circ C$ 以上の温度になると溶けてしまいます。

一方、セメントレス耐火コンクリートは、約35年前にフランスで発明された超微粉のセラミックス結合を利用して、ニューテクノロジーで開発されたセラミックスコンクリートなので、高温にたえるものを製造する事が出来ます。今では、建築業界でも、500年コンクリートとして、同じ原理のセメントレスコンクリートが使用され始めています。

IAEAのシビアアクシデントの影響緩和策は、普通コンクリートで熔融炉心を受ける事はあまりにも危険で、少なくとも普通コンクリートの表面はセメントレス耐火コンクリートで保護して、MCCI対策を行う事を推奨しているのです。ヨーロッパでは、既設原子炉はコリウムシールドという工法で、普通コンクリートの表面保護が行われているようです。

$2600^\circ C$ にもなった熔融炉心100トンを大量の水で受け留めることは、あまりにも危険な方法です。

## 5. 日本の新規制基準の過酷事故対策はアメリカのFLEXプログラムの真似と思われる

アメリカのFLEXプログラムの事が、デイビッド・ロックバウム、エドウィン・ライマン、スーザン・Q. ストラナハンらの憂慮する科学者同盟著『実録FUKUSHIMA』で詳しく報告されています。

アメリカのNRC（アメリカ原子力規制委員会）は、福島第一原発の過酷事故の発生に衝撃を受け、福島第一原発の過酷事故の知見から、アメリカの原発の過酷事故対策を強化する為にタスクフォースを設立し、2011年3月30日から検討を始めました。

このタスクフォースの事は、「【アメリカ】福島原発事故を受けたNRCタスクフォースによる提言」で説明されています。

<http://www.ndl.go.jp/jp/diet/publication/legis/pdf/02480203.pdf>

このタスクフォースの提言によって、NRCが規制基準を厳しいものに変更する事を防

止するために、アメリカの原子力産業界はいち早く F L E X（多様で柔軟な緩和能力）プログラムの計画を発表しました。

『実録 F U K U S H I M A』の 2 2 8 ページからの説明によると、アメリカの原子力産業界が提起した F L E X プログラムは可搬式装置による緩和対策でした。

その後、アメリカの N R C は、タスクフォースの検討結果による新規制基準の策定をあきらめて、アメリカの原子力産業界の F L E X プログラムの計画を認めました。

日本の新規制基準の過酷事故対策は、アメリカの原子力産業界が提起した F L E X（多様で柔軟な緩和能力）プログラムの可搬式装置による緩和対策とよく似ています。

日本の新規制基準の過酷事故対策は、移動式大容量ポンプ車、大型放水砲、シルトフェンスなどの可搬式装置による緩和対策を重点とする対策です。

なお、福島第一原発では水素爆発が起きたので、水素爆発対策だけは新規制基準が採用されました。

それから、加圧水型原発のフィルター付きベントや免震重要棟等などの「特定**重大事故等対処施設**」の規制基準もありますが、これらは、適合性審査終了後 5 年間の猶予が認められており、再稼働開始後も事実上は規制基準がない状態です。

そして、フィルター付きベントは、5 年間の猶予を認められているとは言え、新規制基準対策の必要設備であるはずなのに、例えば玄海原発 3・4 号炉では、申請書が全くなく、適合性審査も行われていないのに、審査書案が公布されています。

このように、日本の新規制基準の過酷事故対策と I A E A の深層防護第 4 層の過酷事故対策は、実質的に内容が異なることは、知っておいてください。