

## 高速増殖炉「もんじゅ」の来歴 (3)

安念潤司\*

- I はじめに
- II いくつかの前提  
(以上, 13 卷 3 号)
- III 履 歴
  - 1. 廃炉の「正式決定」
  - 2. 訴 訟
    - ア 経 過
    - イ 訴訟法的な問題  
(以上, 13 卷 4 号)
    - ウ 無効確認訴訟
      - a 訴訟の時系列
      - b 指 針 類
      - c 安全評価の具体例
      - d 原安委の安全審査  
(以上, 本号)
- IV 結語——核燃料サイクルの来し方・行く末

---

本稿で用いる略語は、次の通りである。

**原安委**：原子力安全委員会

**規制委**：原子力規制委員会

**炉規法**：核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）

---

\* 中央大学法科大学院教授，弁護士

**改正後炉規法**：原子力規制委員会設置法（平成 24 年法律第 47 号）附則 15 条～附則 18 条による改正後の炉規法

**改正前炉規法**：原子力規制委員会設置法附則 15 条による改正前の炉規法

**設置許可基準規則**：実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備に関する規則（原子力規制委員会規則平成 25 年第 5 号）

**設置許可基準規則解釈**：実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備に関する規則の解釈（平成 25 年 6 月 19 日規制委決定）

**動燃**：動力炉・核燃料開発事業団

### Ⅲ 履 歴

#### 2. 訴 訟

##### ウ 無効確認訴訟

###### a 訴訟の時系列

「もんじゅ」設置許可を受けて、1985 年 9 月 26 日、原子炉施設から約 11 キロメートルから 58 キロメートルの範囲に居住する住民らが、処分の無効確認を求める行政訴訟と建設差止めを求める民事訴訟とを提起した。確定まで 20 年を要した訴訟の幕開けであった。本稿(2)で見たところであるが（本誌 13 巻 4 号 66～67 頁）、各審級の判決年月日・出典を再掲すれば、表 1 の通りである。以下の叙述では、「(表 1 の) 判決⑤」のように引用することがある。

本稿では、住民らの原告適格が中心的な争点であった①～④については言及せず、もっぱら、差戻し後の⑤～⑦を検討の対象とする。⑧は、民事の差止め請求に対して⑤と同日になされた判決であるが、これまた既述の通り、判断内容が⑤と大幅に重複している上に、名古屋高裁金沢支部に控訴審が係属していた 2003 年 3 月 24 日、原告が訴えを取り下げ、これに被告も同意して訴訟は終結したので、以下では取り上げない。

ここで直ちに、曲折に富む本訴訟の経緯に踏み込みたいところではあるが、無効確認訴訟が提起されたからには、当然ながら、攻撃の対象たる処分がなされたのであり、処分がなされたからには、その前提として行政庁による審査がなされたのであって、この間の「前捌き」のありようを見なければ、訴訟の内容を理解することもできない。そこで今回は、多少は歴史的な資料としての意味も込めて、設置許可処分に至る経緯について述べることにする。

表1 「もんじゅ」関連訴訟の経緯

番号	判決	出典
①	福井地判昭和 62・12・25 (訴え却下)	行裁例集 38 巻 12 号 1829 頁, 判時 1264 号 31 頁, 判タ 663 号 58 頁
②	名古屋高金沢支判平成 1・7・19 (第一審判決〔半径 20km 内に居住する住民らに係る部分〕取消, 福井地裁へ差戻し)	行裁例集 40 巻 7 号 938 頁, 判時 1322 号 33 頁, 判タ 708 号 77 頁
③	最 (三小) 判平成 4・9・22 (控訴審判決〔半径 20km 外に居住する住民らに係る部分〕破棄, 福井地裁へ差戻し)	民集 46 巻 6 号 571 頁, 判時 1437 号 29 頁, 判タ 801 号 83 頁
④	最 (三小) 判平成 4・9・22 (上告棄却)	民集 46 巻 6 号 1090 頁, 判時 1437 号 44 頁, 判タ 801 号 96 頁
⑤	福井地判平成 12・3・22 (請求棄却)	訟務月報 46 巻 4 号 1303 頁, 判時 1727 号 33 頁, 判タ 1043 号 122 頁
⑥	名古屋高金沢支判平成 15・1・27 (第一審判決取消, 請求認容)	訟務月報 50 巻 9 号 2541 頁, 判時 1818 号 3 頁, 判タ 1117 号 89 頁
⑦	最 (一小) 判平成 17・5・30 (控訴審判決破棄, 控訴棄却)	民集 59 巻 4 号 671 頁, 判時 1909 号 8 頁, 判タ 1191 号 175 頁
⑧	福井地判平成 12・3・22 (請求棄却)	訟務月報 46 巻 5 号 2081 頁, 判時 1727 号 77 頁, 判タ 1043 号 259 頁

なお、他の原発同様、「もんじゅ」の場合も、設置許可処分を得た後に複数回にわたって原子炉の変更の許可（以下、「業界」での慣用に倣って「設置変更許可」と呼ぶ）がなされた<sup>1)</sup>。

本稿(2)で述べたように（本誌 13 巻 4 号 78～84 頁）、訴訟係属中に設置変更許可処分がなされると、審理の対象について面倒な問題が生ずる。上記のように、本訴訟が提起されたのは 1985 年 9 月 26 日であり、上告審判決たる判決⑦が 2005 年 5 月 30 日であるから、表 2 の番号 1～4 の各処分は訴訟係属中になされたことになる。とりわけ番号 4 の

表 2 「もんじゅ」設置変更許可時系列表

番号	許可年月日 / 許可番号	変更内容
0	1983 年 5 月 27 日 / 58 安 (原規) 第 75 号	設置許可処分
1	1986 年 3 月 25 日 / 61 安 (原規) 第 52 号	二次主冷却系循環ポンプ, 一次アルゴンガス系設備, コンクリート冷却設備, 固体廃棄物の廃棄設備
2	1987 年 2 月 6 日 / 61 安 (原規) 第 201 号	洗濯廃液処理系統, 設備廃液・建物ドレン処理系統, 非常用電源設備蓄電池の主要負荷
3	1991 年 2 月 19 日 / 2 安 (原規) 第 730 号	試験用集合体の追加
4	2002 年 12 月 26 日 / 平成 13・06・06 原第 1 号	二次ナトリウム補助設備, プロセス計装
5	2008 年 2 月 29 日 / 平成 18・10・13 原第 4 号	初装荷燃料, ウラン 235 含有率

処分は、後に詳述する二次系ナトリウム漏えい事故対策に係るものであり、事故の原因や影響は、本訴訟の全審級を通じ一貫して最重要論点の一つであったから、当初の設置許可（に対する無効確認請求）が設置変更許可によっていかなる影響を受けるのか、が論じられても不思議はなかったはずであるが、これまた本稿(2)で指摘したように（本誌13巻4号79～80頁）、番号4以降になされた判決⑥・⑦は、この点について何も述べていないし、被告内閣総理大臣も、原子炉の変更がなされるので原告らの懸念は払拭される、という趣旨の主張をした形跡はない。おそらく、理屈としては、原安委の当初の安全審査に瑕疵がなかったという立場を貫かなければならなかった以上、番号4の変更はあくまでも「念のため」のものである、と説明せざるを得なかったし、安心材料に使いたくとも、ナトリウム漏えい対策工事が本格着工したのは判決確定後の2005年9月であり、判決⑦時点では、変更後の原子炉といっても、いわば図面上の存在でしかなく、それを根拠に安全性云々を論じても現実味は乏しかったためであろう。

## b 指 針 類

動燃は、後に表9に示すように、1980年12月10日、「もんじゅ」に係る原子炉設置許可申請を行った。本稿(1)で詳述したように（本誌13巻3号51～55頁）、当時、「もんじゅ」など研開炉の設置許可権限を有していたのは内閣総理大臣であり、実質的には科学技術庁であった。

申請がなされた以上は、当然ながら審査をしなければならない。では、審査の基準、換言すれば許可の要件とはどのようなものであったのであろうか。まずは、炉規法の規定が、当時と現在とでどのように異なるのかを表3に示す。

改正前後の顕著な変更点として、

- 改正前炉規法24条1項2号に相当する規定が、改正後には見当たらない、
- 改正前の同項3号が、改正後炉規法43条の3の6第1項の2号と3号とに書き分けられた、
- 改正後炉規法では、原子炉設置者に「原子炉を設置するために必要な技術的能力」に加えて、「重大事故……の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」が要求されるようになった、
- 改正後炉規法では、「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備」に関する技術的細目の定めが法規命令たる規制委規則に委任されるようになった、

などが目につくであろう。よく知られているところではあるが、改正前炉規法においては、「災害の防止上支障がない」といえるために「原子炉施設の位置、構造及び設備」

表3 原子炉設置許可基準に関する炉規法の規定

改正前炉規法 <sup>2)</sup>	改正後炉規法
<p>(許可の基準)</p> <p>第24条① 主務大臣は、第23条第1項の許可の申請があつた場合においては、その申請が次の各号に適合していると認めるときでなければ、同項の許可をしてはならない。</p> <p>1 原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと。</p> <p>2 その許可をすることによつて原子力の開発及び利用の計画的な遂行に支障を及ぼすおそれがないこと。</p> <p>3 その者(原子炉を船舶に設置する場合にあつては、その船舶を建造する造船事業者を含む。)に原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があり、かつ、原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力があること。</p> <p>4 原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質(使用済燃料を含む。以下同じ。)、核燃料物質によつて汚染された物(原子核分裂生成物を含む。以下同じ。)又は原子炉による災害の防止上支障がないものであること。</p> <p>② 主務大臣は、第23条第1項の許可をする場合においては、あらかじめ、前項第1号、第2号及び第3号(経理的基礎に係る部分に限る。)に規定する基準の適用については原子力委員会、同項第3号(技術的能力に係る部分に限る。)及び第4号に規定する基準の適用については原子力安全委員会の意見を聴き、これを十分に尊重してしなければならない。</p>	<p>(許可の基準)</p> <p>第43条の3の6① 原子力規制委員会は、前条第1項の許可の申請があつた場合においては、その申請が次の各号のいずれにも適合していると認めるときでなければ、同項の許可をしてはならない。</p> <p>1 発電用原子炉が平和の目的以外に利用されるおそれがないこと。</p> <p>2 その者に発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基礎があること。</p> <p>3 その者に重大事故(発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の原子力規制委員会規則で定める重大な事故をいう。第43条の3の22第1項及び第43条の3の29第2項第2号において同じ。)の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力があること。</p> <p>4 発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること。</p> <p>② 前項の場合において、第43条の3の30第1項の規定により型式証明を受けた同項に規定する特定機器の型式の設計は、前項第4号の基準(技術上の基準に係る部分に限る。)に適合しているものとみなす。</p> <p>③ 原子力規制委員会は、前条第1項の許可をする場合においては、あらかじめ、第1項第1号に規定する基準の適用について、原子力委員会の意見を聴かなければならない。</p>

がいかなるものでなければならぬかについて、法律自体にこれ以上何の規定もなく、それでいて、下位規範への委任もなされていなかった。この事実、改めて驚きを禁じ得ないであろう。

なお、改正前の2号は、「原子力の開発及び利用」が計画的に遂行されることを前提とした規定である。しかし、1956年以来、数年毎に原子力委員会が策定してきた原子力の開発・利用に関する長期計画は、「3・11」以後途絶したまま今日に至っている。

また、原発のみならず発電所の建設に際しては、電源開発促進法（昭和27年法律第283号）に基づいて、電源開発調整審議会の議を経て電源立地点が電源開発基本計画に組み込まれることになっていたが、2005年に同法が廃止された<sup>3)</sup>ため、同計画の法律上の根拠もなくなった<sup>4)</sup>。同号は、改正当時すでに、根無し草のような存在になっていたのである。

さて、改正前炉規法24条2項に基づいて主務大臣から原子炉の安全性について諮問を受ける原安委は、原子力委員会の所掌事務の中から安全確保のための規制に係る部分を切り出す形で1978年10月に発足した<sup>5)</sup>。

原安委の基本的立場を示した文書である「原子力安全委員会の当面の施策について」<sup>6)</sup>（1978年12月27日決定）によれば、原安委は、「開発推進の任にもある行政庁とは別の立場から安全性に関して審議を行い、原子力の安全確保に万全を期すとともに、それぞれの行政庁安全規制を統一的に評価する責務を有している」。行政庁の行う設置許可等に関する安全審査について原安委は、「最新の科学技術的知見に基づいて客観的立場から再審査（ダブルチェック）」を行い、その際「行政庁から提出される安全審査書案等について総合的に審査するが、特に、①既に設置の許可等の行われた施設と異なる基本設計の採用、②新しい基準又は実験研究データの適用、③施設の設置される場所に係る固有の立地条件と施設との関連等に関する安全上の重要事項を中心に審議する」。主要施設の設置に関する審査に当たっては「現地調査、公開ヒアリング等により地元の状況、地元住民の意見を把握しこれを参酌することとする」。

しかし、第一次的に審査に当たる主務大臣にせよ、主務大臣から諮問を受けて第二次審査、すなわち「ダブルチェック」を行う原安委にせよ、上記のように、「原子炉施設の位置、構造及び設備」に関する法規命令が存在しないなかで、許可申請に対する審査を行うことがいかにして可能だったのであろうか。また、作業プロセスをもう一段川上に遡れば、申請者たる事業者は、いかなるルールに準拠して原子炉の基本設計を行えばよかったのであろうか。それを可能にしたのが、原子力委員会あるいは原安委の内規たる各種の指針類の存在であった。許可申請書は、申請に係る原子炉がそれら指針類の要求を満足していることを説明する文書として書かれ、その申請書は、主務大臣および原安委によって、指針類に準拠して審査されたのである。

では、実際にどのような指針類が存在したのか。途中経過を省略して原安委末期の状況を語れば、軽水炉・高速炉に係る指針類は、表4のような体系をなしていた<sup>7)</sup>。

指針類の現在の法的ステータスについて一言しておく、それらは改正後炉規法の下で、規制委規則や内規に取って代られたように考えられがちであるが、実質的に後者は前者の蓄積を継承しているし、形式面で見ても、規制委の内規が指針類を引用している

表 4 指針類の体系 (平成 17 年版)

I 軽水炉

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

II 高速増殖炉

基本的な指針	基本的な指針を補完する指針
・高速増殖炉の安全性の評価の考え方	・プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について

例が少なくない。例えば、設置許可基準規則解釈 6 条 4 項は、設置許可基準規則 6 条 2 項にいう「重要安全施設」とは、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(表 4 の(安全設計)の項参照)中の「V. 2. (2)自然現象に対する設計上の考慮」に示される構築物・系統・機器をいう、と述べている。すなわち、現行の設置許可基準の中に、必要に応じて指針類が引用される形となっているのである<sup>8)</sup>。

もちろん、これらの指針類は一時に策定されたわけではなく、原子力委員会の時代か

表5 原安委が原子力委員会から継承した指針類

基本的な指針	基本的な指針を補完する指針
(立地) • 原子炉立地審査指針およびその適用に関する判断のめやすについて（1964年5月27日）	
(安全設計) • 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（1977年6月14日）	• 発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（1978年9月29日）
(安全評価) • 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（1978年9月29日）	• 軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の安全評価指針（1975年5月13日） • 発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針（1977年6月14日）
(線量目標値) • 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針（1975年5月13日）	• 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針（1976年9月28日） • 発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針（1978年9月29日）

ら、長い年月をかけ、途中に少なからぬ改廃を挿みながら逐次整備されてきた。まず、発足当時の原安委は、原子力委員会が策定した指針類のうち、実用発電用原子炉施設に関しては表5に記載したものを引き継ぐ旨を決定した<sup>9)</sup>。( )内は、策定年月日である。

その後、原安委自身も指針類の整備に取り組んだので、「もんじゅ」の安全審査当時には、表6に示す指針類が存在した。[ ]内は、筆者が付した略称である。

このうち「評価の考え方」は、その「まえがき」で自ら語るように、「現在計画中の高速増殖原型炉『もんじゅ』を念頭において」策定されたもので、液体金属冷却高速増殖炉(LMFBR: Liquid Metal Fast Breeder Reactor)が、軽水炉とは異なる特徴を有することを十分踏まえて、原子炉施設の位置・構造・設備が防災上支障のないものであることを評価する必要がある旨を強調している。ただし、「評価の考え方」は、分量的に大部なものではなく、自己完結的な指針、すなわち、LMFBRの安全審査に必要な事項(したがって、事業者が許可申請書に盛る込むべき情報内容)をすべて網羅することを目指したものではない。そこでは、既存の軽水炉に関する指針を取捨選択し、あるいは内容的に修正してLMFBRに適用することが求められているのである。具体的には、表6の指針類のうち、

- 立地審査指針
- 気象指針
- プルトニウムめやす線量

は、LMFBRにもそのまま適用され、



表6 「もんじゅ」安全審査当時の指針類の体系

I 軽水炉

基本的な指針	基本的な指針を補完する指針
(立地) • 原子炉立地審査指針およびその適用に関する判断のめやすについて〔立地審査指針〕	
(安全設計) • 発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針〔安全設計審査指針〕	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子力発電所の地質、地盤に関する安全審査の手引き〔地質、地盤審査手引き〕(1978年8月23日)*<sup>1</sup></li> <li>「我が国の安全確保対策に反映させるべき事項」について(審査、設計及び運転管理に関する事項《基準関係の反映事項は除く》)(1980年6月23日)</li> <li>発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針(1980年11月6日)</li> <li>発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針〔耐震設計審査指針〕(1981年7月20日)*<sup>2</sup></li> <li>発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針(1981年7月23日)</li> <li>我が国の安全確保対策に反映させるべき事項(1981年7月23日)*<sup>3</sup></li> <li>放射性液体廃棄物処理施設の安全審査に当たり考慮すべき事項ないしは基本的な考え方(1981年9月28日)</li> </ul>
(安全評価) • 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針〔安全評価審査指針〕	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針〔気象指針〕(1982年1月26日)*<sup>4</sup></li> <li>BWR、MARK-II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針(1981年7月20日)</li> <li>軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(1981年7月20日)*<sup>5</sup></li> </ul>
(線量目標値) • 発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針	<ul style="list-style-type: none"> <li>発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針〔線量評価指針〕</li> <li>発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針</li> </ul>

II 高速増殖炉

基本的な指針	基本的な指針を補完する指針
• 高速増殖炉の安全性の評価の考え方〔評価の考え方〕(1980年11月)	• プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量〔プルトニウムめやす線量〕(1981年7月20日)* <sup>6</sup>

注

- \*1 原子力委員会の下部組織であった原子炉安全専門審査会の内規。
- \*2 原子力委員会「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(表5の(安全設計)の項参照)に代わるもの。
- \*3 原安委「我が国の安全確保対策に反映させるべき事項」(1980年5月6日)に代わるもの。
- \*4 原子力委員会「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針について」(表5の(安全評価)の項参照)を改訂したもの。
- \*5 原子力委員会「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の安全評価指針」(同上)に代わるもの。
- \*6 原子力委員会「プルトニウム燃料に関するめやす線量について」(1969年11月13日)に代わるもの。

- 安全設計審査指針
- 安全評価審査指針
- 耐震設計審査指針

は「参考」として利用される。

このうち、安全評価審査指針を「参考」にして行われる安全評価とは、「LMFBR 原子炉施設の設計の基本方針の妥当性を確認するため、『運転時の異常な過渡変化』及び『事故』として各種の代表的事象を選定し評価を行う」ことである。安全評価審査指針（1990年版）によれば、「運転時の異常な過渡変化」は、「原子炉の運転中においては、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象」を、「事故」は、「『運転時の異常な過渡変化』を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象」を、それぞれ意味する<sup>10)</sup>が、「評価の考え方」自体に掲げられている具体的事例を見た方が分かりやすいので、それを表7に示す。なお符号は、筆者が便宜のために付したものである。

「運転時の異常な過渡変化」・「事故」に加え、「評価の考え方」はさらに、次の要求も掲げている。

……「事故」より更に発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象については、LMFBRの運転実績が僅少であることに鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象経過に対する防止対策との関連において十分に評価を行い、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認する。

この稀頻度の事象は、「評価の考え方」の「別紙 II. LMFBRの安全評価について」中の(5)で規定されているところから、俗に「5項事象」と称された。なお、立地審査指針に基づいて、「重大事故」（技術的見地からみて、最悪の場合には起こるかもしれないと考えられる重大な事故）を想定しても周辺の公衆に放射線障害を与えないこと、および、「仮想事故」（重大事故を超えるような、技術的見地からは起こるとは考えられない事故）を想定しても周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと、という要求を満たすか否かの評価も行われたが、煩に過ぎるのでここでは省略する<sup>11)</sup>。

では、以上の各事象の評価を行って、いかなる結果が得られれば安全審査をパスすることができるのであろうか。それが表8の判断基準である。

表7 「運転時の異常な過渡変化」・「事故」の具体例

事 項	選 定 事 象 例
(A) 「運転時の異常な過渡変化」	
(A-1) 炉心内の反応度または出力分布の異常な変化	(A-1-1) 未臨界状態からの制御棒引抜き
	(A-1-2) 出力運転中制御棒引抜き
	(A-1-3) 制御棒落下
(A-2) 炉心内の熱発生または熱除去の異常な変化	(A-2-1) 一次冷却材流量増大
	(A-2-2) 一次冷却材流量減少
	(A-2-3) 外部電源喪失
	(A-2-4) 二次冷却材流量増大
	(A-2-5) 二次冷却材流量減少
	(A-2-6) 主給水流量増大
	(A-2-7) 主給水流量減少
	(A-2-8) 負荷喪失
(A-3) ナトリウムの化学反応	(A-3-1) 蒸気発生器伝熱管からの小漏えい
(A-4) その他必要と認められる「運転時の異常な過渡変化」	
(B) 「事故」	
(B-1) 炉心内の反応度の増大	(B-1-1) 制御棒急速引抜き事故
(B-2) 炉心冷却能力の低下	(B-2-1) 一次主冷却系循環ポンプ軸固着事故
	(B-2-2) 一次冷却材漏えい事故
	(B-2-3) 冷却材流路閉塞事故
	(B-2-4) 二次主冷却系循環ポンプ軸固着事故
	(B-2-5) 二次冷却材漏えい事故
	(B-2-6) 主給水ポンプ軸固着事故
	(B-2-7) 主蒸気管破断事故
(B-3) 燃料取扱いに伴う事故	(B-3-1) 燃料取替取扱い事故
	(B-3-2) 燃料取扱い装置の事故
(B-4) 廃棄物処理設備に関する事故	(B-4-1) 気体廃棄物処理系破損事故
(B-5) ナトリウムの化学反応	(B-5-1) 一次ナトリウム補助設備からのナトリウム漏えい事故
	(B-5-2) 蒸気発生器伝熱管破損事故
(B-6) 原子炉カバーガス系に関する事故	(B-6-1) 一次アルゴンガス漏えい事故
(B-7) その他必要と認められる「事故」	

表7の具体的な選定事象は、実機に就いてはもとより、実機を模擬した装置を用いて実験することも困難なことが多いので、計算コードを用いた解析が行われる<sup>12)</sup>。実際には、申請者が解析を行い、その解析のプロセスや結果について、第一次的に科技厅が、第二次的に原安委がレビューし、訴訟になれば、裁判所がさらにそれをレビューするのである。

表 8 安全評価の判断基準

事 項	判 断 基 準
(A)「運転時の異常な過渡変化」	<p>炉心が損傷に至る前に収束され、炉心は通常運転に復帰できる状態が維持されること。</p> <p>これを判断する基準は、以下の通り。</p> <p>① 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。</p> <p>② 冷却材は沸騰しないこと。</p> <p>③ 燃料最高温度が燃料溶融温度を下回ること。</p>
(B)「事故」	<p>想定した事故事象によって外乱が原子炉施設に加わっても、事象に応じて炉心の溶融のおそれがないこと。</p> <p>放射線による敷地周辺への影響が大きくなるよう核分裂生成物放散に対する障壁の設計が妥当であること。</p> <p>以上を判断する基準は、以下の通り。</p> <p>① 炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。</p> <p>② 原子炉格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。</p> <p>③ 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。</p>
(C)「5項事象」	放射線物質の放散が適切に抑制されること。

### c 安全評価の具体例

以上の説明だけでは具体的なイメージをつかみにくいので、一例として、「運転時の異常な過渡変化」の一つである(A-1-3)制御棒落下について、動燃がどのような解析を行ったかを見てみよう<sup>13)</sup>。「もんじゅ」では、制御棒駆動機構が炉心上部機構に据え付けられ<sup>14)</sup>、制御棒が炉心に対していわば宙吊りになっているので、その落下という事態があり得るのである。

#### i 事象の内容

原子炉出力運転中に、制御棒駆動装置の故障または誤動作によって、制御棒一本が引抜位置から炉心内に落下した場合を想定する。

#### ii 解析条件

- ① 原子炉は定格出力運転状態にあるものとする。
- ② 調整棒一本の落下による原子炉出力の減少幅が小さく、原子炉が自動停止に至らない場合として、マイナス20セントの反応度が挿入されるものとする。
- ③ 制御棒落下による最大線出力の増加率は10パーセントとする。
- ④ 原子炉出力制御系は自動運転されているものとする。

#### iii 解析結果

調整棒が落下し、負の反応度が挿入されるので、原子炉出力および原子炉容器出口ナトリウム温度を設定値に制御する原子炉出力制御系の動作によって微調整棒が引き抜かれ、初期運転状態の近傍に復帰する。この事象による原子炉の最大出力は定格値の約 104 パーセントである。燃料最高温度は約 2560℃、被覆管肉厚中心最高温度は約 710℃である。また、炉心のナトリウム最高温度は約 690℃となる。

したがって、燃料、被覆管および冷却材の温度はいずれも制限値を十分下回っており、燃料の健全性が損われることはない。また、原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下回るので、原子炉冷却材バウンダリの健全性が問題となることはない。

かくして、出力運転中に制御棒が落下しても、燃料・被覆管・冷却材のいずれをとってもその温度は制限値内に収まり、燃料の健全性が維持される、というのであるから、表 8 に示した「運転時の異常な過渡変化」の判断基準を満たすのである。

なお、「反応度」は、原子炉を制御する上で重要な概念であるので、ここで簡単に触れておく。本稿(1)で説明したように(本誌 13 巻 3 号 31 頁)、ウラン 235 の原子核に中性子が衝突すると 2 個の核分裂片に分裂するとともに 2～3 個の核分裂中性子が放出される。このように、核分裂中性子が再び核分裂を起こして次の核分裂中性子を生み出すまでの過程の一回りを「世代」(generation)という。ここで、増倍率  $k$  を次のように定義する。

$$k = \frac{\text{第 2 世代の中性子数}}{\text{第 1 世代の中性子数}}$$

ここで、 $k=1$  であれば臨界状態、 $k>1$  であれば臨界超過、 $k<1$  であれば臨界未満である。

次に、反応度  $\rho$  を以下のように定義する。

$$\rho = \frac{k-1}{k}$$

原子炉内の中性子には、核分裂中性子のほかに、核分裂片である核種から  $\beta$  崩壊に伴って放出される中性子もあり、前者を即発中性子と、後者を遅発中性子と呼ぶ。遅発中性子数を全中性子数で割った値を  $\beta$  とした場合、 $\rho/\beta = 1$  となる反応度を 1 ドルと、その百分の 1 を 1 セントと称することがある。反応度が 1 ドルを超える場合、即発中性子だけで臨界となり、原子炉の制御が困難になるので、運転上回避しなければならないとされている。上記の解析条件の②で「マイナス 20 セントの反応度が挿入される」、とあるのは、制御棒が核燃料中に落下するので反応度が減少するという意味である。

制御棒落下は、実機では幸いにして起きなかったが、「事故」のうち (B-2-5) 二次冷却材漏えい事故は、次回に詳述するように現実に起きてしまった。この事故について、

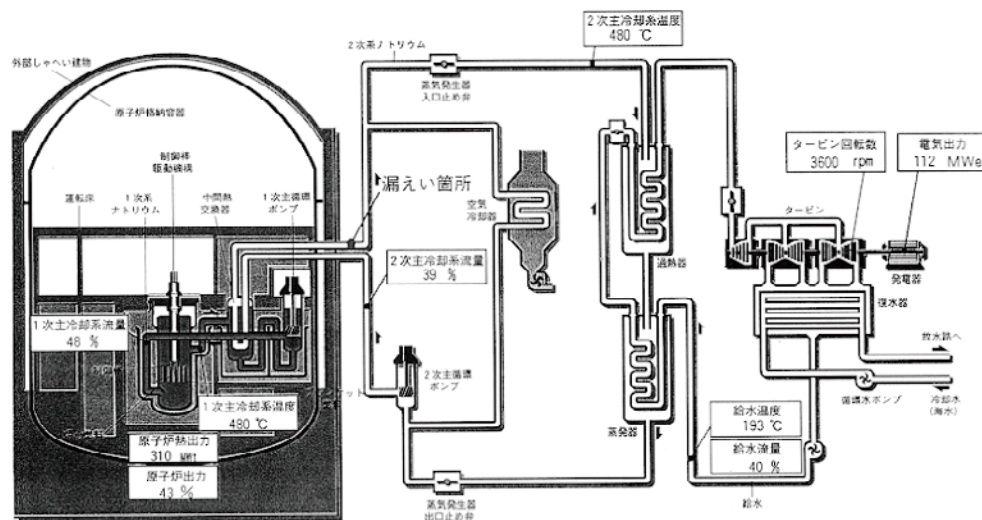
動燃はどう評価していたのであろうか<sup>15)</sup>。これは、原子炉出力運転中に、何らかの原因で二次主冷却系配管が破損し、二次冷却材であるナトリウムが漏えいする事象を想定するものであるが、そもそも二次冷却材が漏えいすることの何が問題なのであろうか。事故後に動燃自身が説明資料として作成した図<sup>16)</sup>を用いて説明しよう。

「もんじゅ」にあっては、一次系のナトリウムが炉心を通して核燃料から熱を奪い、この熱を、原子炉格納容器内にある中間熱交換器で二次系のナトリウムに伝え、さらにその熱を蒸気発生器（図1中の蒸発器と過熱器とからなる）で水に伝えて水蒸気を発生させ、その水蒸気でタービンを回転させるのである。二次系のナトリウムは、中間熱交換器内の配管中を流れ、一次系のナトリウムは、その外の胴部を流れていて、両者は直接接触することがないので、二次系のナトリウムは放射能に汚染されていない。同様に、蒸気発生器内で、水は配管（伝熱管）内を、二次系ナトリウムはその外側の胴部を流れるので、当然のことながら、両者が直接接触することはない。

ナトリウム冷却高速炉の場合、上記の一次系・二次系の配置には、基本的にタンク型とループ型との二種類がある<sup>17)</sup>。ループ型では、一次主循環ポンプと中間熱交換器とが原子炉容器の外に置かれて配管で結ばれている。これに対して、一次主循環ポンプと中間熱交換器とが「主容器」と呼ばれる大きなタンクの中に収納されるのがタンク型である。日本では、タンク型の運用実績はなく、「もんじゅ」でも、その先駆ともいべき高速実験炉「常陽」でも、ともに、ループ型が採用された。「もんじゅ」の場合には、この

一次主循環ポンプ—中間熱交換器—二次主循環ポンプ—蒸気発生器

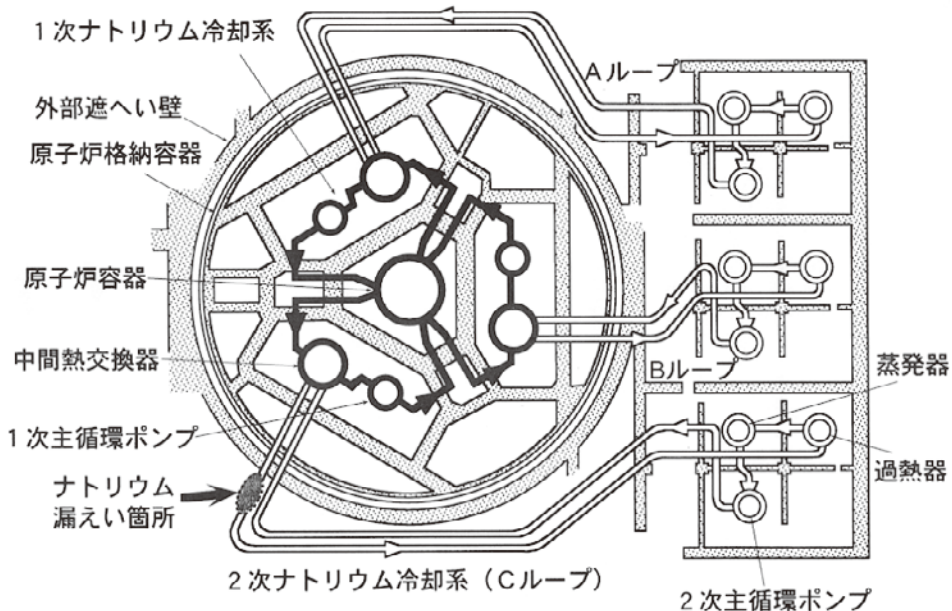
図1 高速増殖炉の概念図



という一連の機器およびそれらをつなぐ配管が独立に三セット設けられ、それぞれA  
 ループ、Bループ、Cループと呼ばれて、図2のように配置された。

以上を前提として、二次冷却材漏えい事故の意味に立ち返ろう。それは、二次冷却系  
 を流れるナトリウムの流量を減少させるため、中間熱交換器での除熱の能力、すなわち、  
 二次系のナトリウムが一次系のナトリウムから熱を奪う能力を減少させる。そうすると、  
 一次系のナトリウムも十分に冷却されないこととなるので、それが炉心をくぐるときに  
 炉心（すなわち核燃料）から十分に熱を奪えないこととなる。この結果、炉心の冷却が  
 不十分となって、窮極的には、炉心の損傷を招きかねないのである。また、ナトリウム  
 が漏えいすると、漏えい箇所の周囲の酸素（二次系の配管等を通る各室は、一次系のそれの  
 ような窒素雰囲気ではなく空気雰囲気である）と激しく反応して燃焼する。図1は概念図で  
 あるから、二次冷却系が原子炉格納容器を出た後は、あたかも露天に曝されているかの  
 ような描き方になっているが、もちろんそうではなく、建屋のなかの、意外なほどに細  
 かく仕切られた各室を通る設計になっている。それ故、各室の容積はそれほど大きいも  
 のではないので、一旦ナトリウム燃焼事故が起きると当該室の空気が熱せられて膨張し、  
 室内の圧力が上昇して建物の健全性を損うおそれがある。これが、さまざまな事象を引  
 き起こして、ついには炉心の冷却に悪影響を与えるかも知れない。

図2 ループの配置



そこで、事故の解析は、

- (a) 炉心冷却能力
- (b) 漏えいナトリウムの熱的影響

の、二つの側面から行われた。まず、(a)の概要を以下に示す。

i 解析条件

原子炉出力は、定格出力の102%とし、二次主冷却系循環ポンプと中間熱交換器入口の間で配管破損が生じるものと考え、中間熱交換器二次側での除熱能力が瞬時に完全喪失するものとする。

ii 解析結果

「中間熱交換器一次側出口ナトリウム温度高」の信号により原子炉は自動停止し、原子炉出力は急速に低下する。一次・二次主冷却系循環ポンプは、ポニーモータによる低速運転に自動的に引き継がれ、炉心流量は定格値の約4%が確保される。

温度の変化は、以下のようである。

- 原子炉容器出口のナトリウム……初期温度からほとんど上昇しない
- 中間熱交換器一次側のナトリウム……約530℃までの上昇に止まる
- 燃料被覆管中心……約770℃で、被覆管破損の制限値以下である
- 炉心のナトリウム……最高で770℃で、沸点に達しない
- 燃料……最高温度は、初期値からほとんど上昇しない

したがって、燃料被覆管およびナトリウムの各温度は過度に上昇することはなく、炉心の冷却能力が失われることはない。また、原子炉冷却材バウンダリの温度は制限値を十分に下回るので、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損われることはない。

次に、(b)の概要を以下に示す。

i 解析条件

原子炉出力運転中に、室内空間容積が最大の二次主冷却系配管室または最小の過熱器室でナトリウムが漏えいするものとする。漏えいナトリウムは室内雰囲気と反応して燃焼するものとし、流出過程を考慮する。

ii 解析結果

二次主冷却系配管および過熱器室の床ライナの最高温度は、約410℃及び約450℃であり、いずれも設計温度500℃を下回る。建物コンクリートの温度は最高約120℃であり、コンクリートの健全性が損われることはない。また、ナトリウムの燃焼に伴う雰囲気圧力の上昇は、それぞれ約0.2kg/cm<sup>2</sup>および約0.11 kg/cm<sup>2</sup>であり、いずれも建物耐圧値の0.6 kg/cm<sup>2</sup>Gを下回る。

したがって、漏えいナトリウムの熱的影響により建物の健全性が問題となることはない。



かくして、燃料被覆管・ナトリウムの温度は過度に上昇することはなく、炉心の冷却能力は失われず、原子炉冷却材バウンダリの健全性は損われぬし、建物の健全性にも問題はない、というのであるから、出力運転中に二次冷却材が漏れいしても、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく収束するはずで、これまた、表 8 の判断基準を満足することとなるのである。

なお、例として上に紹介した二事象のみならず、表 7 の例示する全事象について、動燃が逐一評価を行ったことはいうまでもない。

#### d 原安委の安全審査

設置許可申請以降、「もんじゅ」の安全審査は、表 9 に示すように進化した。

表 9 「もんじゅ」安全審査時系列表

年 月 日	事 項
1980 年 12 月 10 日	動燃、内閣総理大臣へ設置許可を申請
1981 年 12 月 28 日	設置許可申請書、一部補正
1982 年 5 月 14 日	内閣総理大臣から原安委へ諮問
同 日	原安委、原子炉安全専門審査会へ調査審議を指示
1982 年 5 月 18 日	原子炉安全専門審査会に第 16 部会を設置
1982 年 7 月 2 日	公開ヒアリング <sup>18)</sup>
1983 年 3 月 14 日	設置許可申請書、一部補正
1983 年 4 月 20 日	原子炉安全専門審査会、原安委へ報告
1983 年 4 月 25 日	原安委、内閣総理大臣へ答申
1983 年 4 月 28 日	通商産業大臣、同意 <sup>19)</sup>
1983 年 5 月 27 日	設置許可処分

繰り返しになるが、「もんじゅ」の安全審査とは、設置許可申請において動燃の行った安全評価が、「評価の考え方」およびそれが LMFBR に準用しあるいは参考にすべきものとしている上記指針類に適合しているか否か、を判定するプロセスであった。

ところで、この「判定する」主体すなわち設置許可の処分権者は、これもまた繰り返しになるが、法的にはあくまでも内閣総理大臣であり、実質的には科技庁であって、原安委は、内閣総理大臣からの「諮問」を受けるにすぎず、自ら国家意思を外部に向かって表明する権限を与えられているわけではない。また、表 9 に見るように、「もんじゅ」の場合、申請後、1 年半ほどの間、科技庁において第一次審査が行われた。ところが、設置許可処分に対する行政訴訟においては押し並べて、処分権者自身の審査内容が論ぜ

られることはなく、この種の訴訟の初例である伊方原発訴訟第一審判決<sup>20)</sup>以来、原安委—実務的には、「原子力委員会及び原子力安全委員会設置法」16条に基づいて原安委の下に置かれた原子炉安全専門審査会—の審査過程の瑕疵だけが争われてきたのであって、このことは周知のように、同訴訟の上告審判決においても是認された<sup>21)</sup>。このように、第一次審査がいわば「ブラックボックス」化される理由は定かでないが、資料上の制約もあって<sup>22)</sup>、本稿の検討対象も、原安委における安全審査に限定せざるを得ない。

さて、原安委においては、主として次の事項について調査審議がなされた。

- ① 立地条件
- ② 原子炉施設の安全設計
- ③ 平常運転時の被曝線量評価
- ④ 「運転時の異常な過渡変化」の解析
- ⑤ 「事故」の解析
- ⑥ 「5項事象」の解析
- ⑦ 立地評価

①でいう「立地条件」とは、主として、原発敷地の地質・地盤の適格性にかかわるもので、「地質、地盤審査手引き」に適合しているか否か、基準地震動が耐震設計審査指針に適合して策定されているか否か、などが審査された。②では、耐震設計が妥当か否か、炉心はじめ各種の系統・設備について、故障・異常の発生を極力小さくするとともに、事故に際してもその拡大を防止するよう十分配慮された設計となっているか否か、が審査された。主として用いられた指針類は、安全設計審査指針と耐震設計審査指針である。③では、主として線量評価指針を用いて、平常運転時の一般公衆の被曝線量が法令の許容する線量を下回っているか否かが審査された。

④～⑦では、「評価の考え方」に基づいて各種の異常事象を想定し、そうした事象が発生してもなお表8の基準を満たし得るか否か、が審査された。⑦は、上記の「重大事故」・「仮想事故」にかかわる審査である。このうち例えば、④についての審査結果を箇条書きにすれば、次のようであった。因みに、表7の(A-1-3)「燃料棒落下」の事象が、燃料温度に関連して言及されている。

- ・「評価の考え方」に基づいて事象が選定され、解析・評価が行われたことを確認した。
- ・解析に使用されるモデル・パラメータの妥当性を確認した。
- ・炉心解析に用いられた計算コードの妥当性を確認した。
- ・燃料・原子炉冷却材バウンダリに過度の損傷が生じないことを判断基準としたことの妥当性

を確認した。

- 解析結果によると、燃料温度は「制御棒落下」の場合が最も厳しくなるが、その場合でも燃料最高温度は溶融点未満である。
- 各事象の結果、原子炉容器入口あるいは出口の冷却材温度が上昇しても、600℃以下、かつ、最高使用温度の1.4倍以下である。
- これらの結果、「運転時の異常な過渡変化」のいかなる事象を想定しても、炉心・原子炉冷却材バウンダリが損傷に至る前に収束され、原子炉は通常運転に復帰できる状態になるものと判断した。

なお、審査の全体を通じて、放射性物質の放散（したがって、被曝線量）の評価に当たっては、気象条件をどう設定するかが重要となるところ、この点については、気象指針が利用された。

以上の①～⑦の審査の結果、「本原子炉の設置後の安全性は確保し得る」と判断されたのである。

(つづく)

#### 注

- 1) この間、動燃は、「核燃料サイクル開発機構」と改称され、業務の範囲も若干見直されたが（「原子力基本法及び動力炉・核燃料開発事業団法の一部を改正する法律」〔平成10年法律第62号〕2条）、ここでは立ち入らない。
- 2) ここで掲げた条文は、実は、規制委設置法附則による改正の直前のもではなく、「もんじゅ」安全審査当時のそれである。中央省庁等改革関係法施行法（平成11年法律第160号）904条によって、24条2項末尾の「聴き、これを十分に尊重してしなければならない」の部分が、「聴かななければならない」に改められたからである。
- 3) 「電気事業法及びガス事業法の一部を改正する等の法律」（平成15年法律第92号）3条。
- 4) 電促法上「電源開発」とは、「水力又は火力による発電のため必要なダム、水路、貯水池、建物、機械、器具その他の工作物の設置若しくは改良又はこれらのため必要な工作物の設置若しくは改良をいう」（2条）と定義されているだけであるから、電気出力28万kWの堂々たる「電源」たる「もんじゅ」が電源開発基本計画に組み入れられて何の不思議もなかったはずであるが、実際にはそうした手続は踏まれず、1982年5月14日に閣議了解がなされたに止まる。「もんじゅ」が実用炉ではなく、研開発であったからであろう。電気出力の大小の問題でないことは、16.6万kWの東海発電所が、第28回電調審（1959年12月10日開催）で基本計画に組み入れられていることから明らかである。なお、電促法上の電源の種別に水力・火力と並んで原子力が明記されたのは、これより若干遅く、「電源開発促進法の一部を改正する法律」（昭和35年法律第132号）による。東海発電所当時は、原子力も「火力」に分類されたのである。経済企画庁総合計画局電源開発官室『電源開発調整審議会の歩み』（2000年12月20日付）9頁。
- 5) 「原子力基本法等の一部を改正する法律」（昭和53年法律第86号）2条により、「原子力委員会設置法」という題名が「原子力委員会及び原子力安全委員会設置法」に改められ、原安委に関する同法第3章が新設された。そして、従来原子力委員会の所掌事務の一つであった「核燃料物質

- 及び原子炉に関する規制に関すること」(改正前2条4号)のうち「安全の確保のための規制に関すること」が原安委に移管された(改正後13条2号)。
- 6) この文書は平成11年版まで、『原子力安全白書』資料編の冒頭(あるいはその近く)に掲載されていた。なお、同白書の最終版は平成21年版である。
  - 7) 原安委『平成17年版原子力安全白書』197～198頁に掲載されている指針類の一覧表による。同年版に拠ったのは、平成18年版以降、最後となる平成21年版まで、この種の一覧表が掲載されていないからである。原安委は、時を追って増加し複雑化してきた指針類を、内容別・階層別に再編成し、民間規格との関係も明確化しようとしたが、結局、十分に実行できないままに、2012年9月に組織としての終焉を迎えた。参照、原安委「安全審査指針の体系化について」(2003年2月付)《<https://www.rwmc.or.jp/law/file/2-16.pdf>》。
  - 8) 規制委「実用発電用原子炉に係る新規制基準の考え方について」(2016年6月29日策定)《[https://www.nsr.go.jp/nra/gaiyou/other/kiseikiso\\_setsume.html](https://www.nsr.go.jp/nra/gaiyou/other/kiseikiso_setsume.html)》23～24頁。
  - 9) この決定は、原安委「原子炉立地審査指針等の取扱いについて」(1978年11月8日付)なる文書においてなされたが、今回、この文書のテキストをWeb上で探索することができなかった。原安委関係の資料は、規制委ホームページのトップページにある「旧組織等の情報」から「旧原子力安全委員会関係情報」→「過去の会議資料」の順に手繰っていけば得ることができるが、原安委が発足した1978年の会議資料は掲載されていない。
  - 10) 現行の設置許可基準規則における「運転時の異常な過渡変化」・「設計基準事故」の定義は、これを幾分修正したものである(2条2項3号、4号)。
  - 11) 立地審査指針は、その題名から推測されるところとは異なって、原発敷地の地質や地盤に関する要求事項を定めることを主眼とはしていない。その役割は、表6の指針類のうち、「地質、地盤審査手引き」や耐震設計審査指針が担っていた。立地審査指針は、「重大事故」・「仮想事故」の際にも、公衆に(著しい)放射線障害を与えることがないように、原発を住民の居住地帯から一定の距離をとって立地するように求めたものである。なお、現行のいわゆる新規制基準には、立地審査指針の内容を直接に継承したものが見当たらないが、この点については相当の議論があった。原安委・前出注9) §6。
  - 12) 実機を模擬した装置を用いて実験がなされることはある。例えば、「もんじゅ」の原子炉格納容器については、高橋忠男ほか「“もんじゅ”原子炉格納容器の大型座屈実験」三菱重工技報23巻6号(1986年)683～688頁。解析用の計算コードには、市販されているものやフリーウェアもあるが、原子力発電所のような巨大プラントの場合、汎用品だけでは足りないので、プラントメーカーが自社開発することがある。例えば、「もんじゅ」の「運転時の異常な過渡変化」・「事故」の解析には、プラントメーカー4社の一つ、三菱重工(他の3社は、東芝、富士電機、日立製作所)が開発したCOPD(Code On Plant Dynamics)が用いられた。このコードの開発経緯については、丹治幹雄ほか「“もんじゅ”プラント動特性解析コード(COPD)の開発・検証」同誌同号657～665頁。
  - 13) 表1の判決⑤、理由、第六章、第六、一、4、(一)、(3)(訟務月報46巻4号1542頁下段～1543頁下段、判タ1043号203頁1～2段目)に拠る。
  - 14) 詳しくは、山崖佳昭ほか「高速増殖炉もんじゅ発電所の原子炉上部機器」東芝レビュー45巻7号(1990年)539～544頁。
  - 15) 表1の判決⑤、理由、第六章、第六、二、4、(二)、(6)(訟務月報46巻4号1568頁上段～1570頁下段、判タ1043号211頁2段目～212頁2段目)に拠る。
  - 16) 図1・図2は、動燃『「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故の概要』《<http://www.aec.go.jp/jicst/NC/senmon/old/koso/siryo/koso01/siryo07.htm>》から採った。これは、原子力委員会が1997年1月31日の決定によって設けた「高速増殖炉懇談会」なる会議体の第1回会合(同年2年21日)に、動燃が〈資料第1-7号〉として提出した文書である。
  - 17) 神田誠ほか『原子力プラント工学』(オーム社、2009年)202～204頁。

- 18) 主務大臣が主宰する「第一次公開ヒアリング」に対して、原安委のそれは「第二次公開ヒアリング」と通称された。第一次では、原子炉設置者（電力会社）が説明役となるのに対して、第二次では、主務大臣の職員が安全評価の結果を説明する。第二次公開ヒアリングは「3・11」までに合計 28 回の開催実績があり、「もんじゅ」のそれが、傍聴人数（934 名）において最多を記録した。実際には、第一次公開ヒアリングは、通産省所管の実用炉について、同省の省議決定文書である「原子力発電所の立地に係る公開ヒアリングの実施について」（1979 年 1 月 22 日付）に基づいて実施され、研開炉であって当時は同省の所管外であった「もんじゅ」については実施されなかった。
- 19) 当時の炉規法 71 条 1 項は、内閣総理大臣が発電用原子炉について設置許可処分をしようとする場合には、あらかじめ通産大臣の同意を得なければならない旨を定めていた。
- 20) 松山地判昭和 53・4・25（行裁例集 29 卷 4 号 588 頁，判時 891 号 38 頁，判タ 362 号 124 頁）。
- 21) 最高裁は、「…設置許可処分の取消訴訟における裁判所の審理，判断は，原子力委員会若しくは原子炉安全専門審査会の専門技術的な調査審議及び判断を基にしてされた被告行政庁の判断に不合理な点があるか否かという観点から行われるべきであ」と述べていて，被告行政庁（伊方原発 1 号機の段階では原子炉の種別を問わず，内閣総理大臣）自身の審査プロセスには言及していない。最判平成 4・10・29 民集 46 卷 7 号 1174 頁 [1182 頁]。
- 22) 例えば，内閣総理大臣から原安委に宛てた諮問書には，科技厅が作成したと思われる「審査書案」が添付されているが，その内容は，原子炉施設の位置・構造・設備についてのファクトを列挙した程度に止まり，審査のプロセスや判断過程には何ら言及していない。