

## 第3章

# 各技術的論点についての原子力安全委員会としての考え

原子力安全委員会では、平成15年3月26日に「高速増殖原型炉『もんじゅ』に関する名古屋高等裁判所金沢支部の判決に係る原子力安全の技術的論点について」を決定しました。同決定では、もんじゅ高裁判決が国の安全審査に重大な過誤、欠落があるとした3つの技術的論点のそれぞれについて、当時の安全審査の結論は、現在の科学技術的知見に照らしてみても妥当であると結論づけています。また、同決定では、技術的論点について説明を行うだけでなく、原子炉施設の安全審査における原子力安全委員会の位置付けや原子力施設に係る安全審査の基本的考え方などについてもできるだけ詳しく説明しています。

下記に同決定の概要とその補足的説明を説明します。

### 第1節 原子炉施設の安全審査における原子力安全委員会の位置付けについて

#### (1) 原子炉等規制法との関係

原子炉施設に関する安全確保は、当該施設の設置許可段階のみならず、建設・運転過程を含むすべての活動を通じて達成されるものです。原子炉等規制法では、その安全確保に必要な規制を、原子炉施設の設計、建設、運転について、段階的に適用することとしています。その中で、原子炉施設に関する規制体系の最初の段階である設置許可を主務大臣が行うに当たっては、原子力安全委員会の意見を聴かなければならないと定められ、主務大臣から原子力安全委員会への諮問が義務付けられています。特に、原子炉施設の設計、建設、運転に係る段階的規制において、後続の建設、運転の基礎となる設計については、原子炉施設の設置許可段階において明らかにすべき設計の基本的事項すなわち、申請に係る原子炉施設の基本設計ないし基本的設計方針については、主務大臣の安全審査だけでなく、原子力安全委員会においても審査をすることとしています。この点で、原子力安全委員会は、主務大臣の諮問が義務化されていない一般の諮問機関とは、その位置付けが異なっています。

このように、原子炉施設の設置許可に際し、主務大臣による安全審査に加え、原子力安全委員会も審査するという慎重な手続きを採っているのは、原子炉等規制法が最新かつ専門的な科学技術的知見の反映を重視しているためと考えられます。四国電力(株)伊方発電所の設置許可取消訴訟に関する最高裁判所の判決（平成4年）においても、「原子炉施設の

安全性に関する審査は、(中略)多方面にわたる極めて高度な最新の科学的、専門技術的知見にもとづく総合的判断が必要とされるものである(中略)各専門分野の学識経験者等を擁する原子力委員会(当時)の科学的、専門技術的知見にもとづく意見を尊重して行う内閣総理大臣の合理的な判断にゆだねる趣旨と解するのが相当である」とされています。

## (2) 安全審査に対する認識

原子力安全委員会は、「原子力委員会及び原子力安全委員会設置法」の規定に従い、原子炉施設の安全性に関する事項を調査審議する原子炉安全専門審査会を設けています。

原子力安全委員会としては、同審査会による審議をはじめとして、与えられた調査審議機能を最大限に活用すると共に、審査の客観性を保つ上から、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(以下、「安全設計審査指針」という。)\「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(以下、「安全評価審査指針」という。)などの安全審査のための指針を策定し、厳格に安全審査を行ってきました。その際、原子炉施設が、原子力工学のみならず、機械工学、電気工学、材料工学、化学工学等多岐にわたる工学分野の知見を基に設置される施設であることに留意してきました。特に、「もんじゅ」は、研究開発段階の原型炉という特徴を有しており、まさに最新かつ専門的な科学技術的知見に基づく審査を必要としているところから、原子力安全委員会の役割は極めて重要と認識しています。

## 第2節 原子炉施設に係る安全審査の基本的考え方

### (1) 安全確保と多重防護

そもそも、人間の行うすべての活動において、特に科学技術の利用においては、絶対的な安全を達成することは不可能です。その意味で「絶対的な安全性」はありません。したがって、その科学技術の利用が社会的に容認されるためには、それによる危険性が社会通念上容認しうる水準を超えないことが必要とされています。その見地から、科学技術の利用に係る安全の確保に当たっては、潜在的危険性の大きさに応じて適切に管理する必要があります。

原子炉施設の場合には、その潜在的危険性が相対的に大きく、より厳しい安全確保策が要求されます。我が国において原子力安全委員会が設置されている理由もこのことと大いに関連しており、当委員会としては、この認識に立って原子炉施設の安全確保に万全を期してきたところです。

原子炉等規制法によれば、原子炉施設の安全確保とは、「核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物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」とされており、ここで、原子炉施設の持つ潜在的危険性とは、放射性物質による放射線障害の危険性です。原子炉施設の安全確保の目的はこの潜在的危険性を顕在化させないことにあります。

原子炉施設の利用に当たっては、いわゆる多重防護の考え方により、安全を確保しています。すなわち、原子炉の持つ潜在的な危険性を科学技術的合理性の観点からあえて最大に想定し、その最大の危険性の顕在化を最小限にするため、多重の安全確保システム及び放射性物質の放散を防止する多重の障壁を設けるといった安全設計の考え方がとられています。

#### 【多重防護】

原子力の利用に際しては、それに伴う安全確保を確実にするために、従来から各種の技術的、管理的措置が講じられてきており、その土台には、原子力利用の開発当初から世界共通にとられてきている多重防護の考え方がある。この原則は、深層防護とも呼ばれ、原子力安全が1つの故障のみによって脅かされないことがないように、多段の安全防護手段を設けることにあります。

多重防護に基づく具体的対策として、発電用原子炉施設では次の3つのレベルで防護対策が立てられています。

第1のレベル：異常の発生を防止する。 異常発生防止対策

第2のレベル：異常が発生した場合には早期に検知し、事故に至らないよう異常の拡大を防止する。 異常拡大防止対策

第3のレベル：異常が拡大した事態が発生した場合に、その拡大を防止し影響を軽減する。 異常緩和対策

第1のレベルについては、個々の機器や系統の設計・保守に十分な余裕を持たせ、フェイルセーフ設計（装置の一部に故障が生じて安全な方へ働くような特性を持たした設計）やインターロック（装置自体がある条件を満たさなければ作動しないようにして誤操作や誤動作を防止する仕組み）、バックアップ装置の採用、及び、高度な品質保証活動の実施などで、個々の構築物、系統及び機器の重要度に応じた信頼度の確保を図るものです。

第2のレベルについては、各種の監視装置の設置や原子炉停止装置等の設置がこれに当たります。

第3のレベルについては、原子炉の冷却材喪失事故等に備えた緊急炉心冷却装置（ECCS）や事故時に放射性物質の放出を抑制する原子炉格納容器の設置などがこれに当たります。

これらの設計上の考慮に加えて、リスク管理の手段として、原子炉事故が大きく拡大するのを防止しその影響を緩和するため、事故管理（アクシデントマネージメント）の対策が立てられています。また、万が一の事故時に、事故時の放射能の放出により影響が敷地周辺に及ぶ場合を仮想して、周辺住民への放射線影響を抑制するため、原子炉と周辺住民地区との離隔（実効的な距離）を確保しており、さらに、緊急時の防

災対策として、防災対策を重点的に充実すべき地域を定め、迅速な情報連絡手段、緊急対応のための資機材等の整備、屋内退避・避難等の緊急時の計画を立てるとともに、被ばく者が万一生じた場合の緊急時医療の対策が取られます。これらの多重の対策により原子力発電の安全の確実な確保が図られています。

つまり、いくつかの前段の対策に失敗しても、それ以後の対策により、原子炉施設の潜在的危険性の顕在化を阻止するとの考えに立って安全が確保されています。設置許可段階における安全審査においては、この安全設計の考え方が設計の基本的事項、すなわち基本設計ないし基本的設計方針に十分に考慮されており、基本設計ないし基本的設計方針において、安全性が確保され、災害防止上支障がないものであるという許可基準を満足しているかどうかを審査することに主眼がおかれています。

## (2) 安全設計及び安全評価

原子炉施設の具体的な安全審査においては、

平常運転時における従業員及び公衆の放射線被ばくを防止する対策と共に、事故防止対策に関する施設の設計の基本的事項、すなわち原子炉の位置や基本的構造に関する基本設計ないし基本的設計方針が災害防止上支障ないことという許可基準を満足することに加え、

当該安全設計の総合的妥当性を確認する一つの方法として、この安全確保システムが設計どおり確実に機能するかどうかについての異常事象の評価、いわゆる安全評価

を行っています。そして、安全審査における安全評価の目的は、上述した観点から評価すべき事象を科学的かつ技術的に選定し、このような事象をあえて想定したとしても、基本設計ないし基本的設計方針に示されている安全のための防護手段が災害防止の観点から十分なものであることを確認することです。

もんじゅ高裁判決では、技術的論点に関する判決理由の中において、安全のための防護手段がすべて機能不全に至るかもしれないとして、審査で評価されているより深刻な事故発生の危険性を排除できないので、安全審査に違法があるという趣旨の指摘があります。もとより、科学技術に関わる施設の利用において、「絶対的な安全」を求めることはそもそも不可能を強いるものです。つまり、それが合理的なものであるかどうかを顧慮することなく、観念的に仮定を積み重ねることにより、著しい災害をもたらす事故を想定することは可能であり、その可能性を完全に否定することはできません。しかしながら、「もんじゅ」も含め安全審査において評価すべき事象の選定、想定は、あくまで科学技術的合理性に基づいてなされるべきものであり、かつ必要に応じて、これを基にして適切な安全余裕を見込むことによってなされるものです。「もんじゅ」の安全審査においても、次のとおり、その安全評価に当たっては科学技術的に見て合理的な考え方に基づいてなされているものです。具体的には、第3節以降に解説します。

原子炉施設の安全評価においては、まず機器の故障や運転員の誤操作等により発生する

と予想される「運転時の異常な過渡変化」や、発生する頻度はまれであるが、発生した場合には放射性物質の放出の可能性がある「事故」をあえて想定しています。そのような「運転時の異常な過渡変化」や「事故」が生じた場合について解析、評価を行った上で、施設の安全設計（基本設計ないし基本的設計方針）が妥当であることを確認します。

このように、「運転時の異常な過渡変化」や「事故」の想定に基づいて安全設計の妥当性を確認し、さらには、「重大事故」「仮想事故」を想定して立地評価を行うという考え方は、

原子炉のような潜在的危険性の高い工学的施設の安全確保を図るに際して、その設計の段階から講じておくべき手段は、個々の事象に関する発生の可能性に応じて決められるべきであるという考え方

それらの異常な状況や事象をどこまで仮定するかについては、高度な専門的知識を基に判断され、その場合の事象の想定は、かかる専門的知識に基づく合理的なものであるべきであるという考え方（合理的な工学的判断に基づく事象の想定）

に基づくものです。もんじゅ高裁判決はこのような前提を否定しているように見えますが、このような考え方は工学の分野で共通的にとられている手法であり、世界的にも、また科学技術的にみても合理的な考え方であるとされています。

もんじゅ高裁判決において、チェルノブイリ事故の発生の事実等に鑑み、事故想定にはさらなる慎重さが要求されるとして、事故の影響評価に当たって安全対策の多重性をすべて否定すべきとも受け取られかねない記述が見られますが、それは、科学技術的合理性に立脚した上記の工学的考え方とはおよそ相容れないものです。

もんじゅ高裁判決が挙げているチェルノブイリ事故（コラム参照）は、チェルノブイリ発電所においては、事故に関する事象想定と安全のための防護手段の多重性に関する考察及び対策が明らかに不足していたと考えます。同発電所の設置について日本で安全審査が行われたと仮定した場合には、別添に示す点でその安全確保策が妥当であるとの結論が得られることはないと考えます。

## 図表2-3-1 もんじゅにおける安全評価

液体金属冷却高速増殖炉(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。

### 運転時の異常な過渡変化

原子炉の運転中において、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対象とする。

想定した事象の発生に伴う過渡現象は、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なければならない。

具体的には、

外部電源喪失 出力運転中の制御棒の異常な引抜き 1次冷却材流量減少 等 全12事象

### 事故

「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のある事象を対象とする。

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恐れがないこと及び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を確認しなければならない。

具体的には、

蒸気発生器伝熱管破損事故 1次冷却材漏えい事故 主蒸気管破断事故 等 全16事象

### 「事故」より更に発生頻度は低いが結果が重大であると想定される事象

LMFBRの運転実績が僅少であることを鑑み、その起因となる事象とこれに続く事象過程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。

具体的には、

局所的燃料破損事故 1次主冷却系配管大口径破損事象 反応度制御機能喪失事象

### 重大事故

立地条件の適否を評価する観点から想定する必要のある事象を対象とし、放射性物質の放出の拡大の可能性を考慮し、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定して重大事故の評価を行う。

具体的には、

1次冷却材漏えい事故 1次アルゴンガス漏えい事故

### 仮想事故

重大事故と同様の観点から重大事故としてとりあげた事象等を踏まえてより多くの放射性物質の放出量を仮想して評価を行う。

コ

ラ

ム

## チェルノブイリ発電所4号炉の事故

## 1. プラント概要

- ・旧ソ連ウクライナ共和国（首都キエフの北約130km）
- ・熱出力320万kW、電気出力100万kW
- ・旧ソ連が独自に開発した黒鉛減速軽水冷却沸騰水型炉
- ・1984年3月運転開始

## 2. 事故の概要

- (1) 発生年月日 1986年4月26日
- (2) トラブル箇所  
タービン発電機に関する試験時に起きた反応度事故
- (3) 外部への影響  
環境への放射性物質放出量（1986年5月6日時点での換算値）
  - ・放射性希ガス  $2 \times 10^{18}$  Bq
  - ・その他の放射性物質  $1 \times 10^{18} \sim 2 \times 10^{18}$  Bq

## 3. 詳細

- (1) 内容
  - ・4月26日午前1時23分
  - ・原子炉が停止した場合にタービン発電機の慣性エネルギーを利用して非常用の電力を取り出せるかどうかの実験中、原子炉出力が急激に増大し、燃料チャンネル及び原子炉上部の構造物が破壊

され、燃料及び黒鉛の一部が飛散し、原子炉建屋も破壊され大量の放射性物質が環境へ放出された

- ・事故によって31名が死亡、30km圏内の住民13.5万人が避難

## (2) 原因

- ・炉心特性が、低出力運転時には反応度出力係数が正の値である
- ・試験前の準備操作において、低出力での運転が余儀なくされ、かつ制御棒が炉心から大きく引き抜かれた状態になっていた
- ・原子炉スクラム回路をバイパスするなどの運転規則違反が加わり、さらに、原子炉を緊急停止するための制御棒の挿入速度が遅いため、手動スクラムによっても出力の上昇を抑えることができなかった

## (3) 処理

- ・ヘリコプターから炉心へ鉛、粘土等を大量に投下（5月6日までには炉心の温度上昇は止まり、放射性物質の放出もほぼ収まる）
- ・破損した建屋、原子炉等をコンクリートで密閉

(別添)

## 【チェルノブイリ事故】

チェルノブイリ事故は、コラムのように、燃料チャンネル及び原子炉上部の構造物が破壊され、燃料及び黒鉛の一部が飛散し、原子炉建屋も破壊され大量の放射性物質が環境へ放出されたものです。

この事故は、我が国の原子炉施設の安全評価における立地評価上の重大事故・仮想事故の想定を越えるものでした。

仮に、チェルノブイリ発電所の設置について、日本で安全審査が行われた場合には、主として以下のような点に関しての検討が不足していたことが考えられ、その安全確保策が妥当であるとの結論が得られることはないと考えます。

### 1) 安全設計について

- ・原子炉は、ボイド係数として大きな正の値を有しており、これにドップラ係数等を総合した反応度出力係数は、定格運転時には負となるが、低出力の状態では正となること。<sup>\*1</sup>
- ・原子炉の緊急停止時には制御棒が炉心に自動挿入されるが、挿入速度は電源喪失時の自由落下も含め、最大0.4m/sと遅く、全挿入まで約18秒かかること。
- ・原子炉の「閉じ込め系」が、幾つかの区分けされた区画等に設計圧力等を定めて放射能放散に対する障壁を形成するという考え方（「局所化格納システム」と呼ばれている）であること。

ただし、炉心そのものは圧力抑制系に接続され、「局所化格納システム」の中に含まれていない。

### 2) 安全評価について

- ・旧ソ連における原子力発電所の安全評価における想定事故の考え方について資料は乏しいが、参考となる資料としてOPB - 82と呼ばれる「原子力発電所の設計、建設及び運転のための安全保証に関する一般規定」がある。

この規定によれば、設計上の最大想定事故として、1次冷却系最大口径配管の破断による冷却材喪失事故を想定しているものの、「安全評価指針」における仮想事故、重大事故、各種事故、運転時の異常な過渡変件事象のような明確な事象の分類は見られず、判断基準も上記の最大想定事故以外は明確でない。

## 第3節 2次冷却材漏えい事故

### (1) 2次冷却材漏えい事故に対する安全設計及び安全評価

「もんじゅ」の2次冷却系は、水と激しく反応する性質を持つナトリウムを使用するため、放射性物質を内包する1次冷却系（ナトリウム）と電気をつくる水・蒸気系を隔離するための中間冷却系として設置されています。また、「もんじゅ」においては、炉心の冷却に関する一連のシステム（1次冷却系、2次冷却系及び水・蒸気系により構成される冷却系統）が、それぞれ独立に3系統設置されています。それにより、冷却材であるナトリウムが漏えいするような事故時においても、事故を起こした系統以外の冷却系統で炉心が冷却できるように設計されています。その上で、各種の想定される異常事象に対して、異常の発生を防止し、事故への拡大を防止し、万一事故に発展したとしても放射性物質の異常な放出を防止する、多重防護の考え方に則った安全設計がなされています。

「もんじゅ」の安全評価においては、事故の一つとして2次冷却材漏えい事故が想定されており、原子炉運転中に何らかの原因で2次主冷却系配管が破損した場合の、中間熱交

\*1：我が国の安全設計審査指針においては、予想されるすべての運転範囲において、総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を持つ設計であることとされている。

換器での除熱能力が低下することによる炉心の冷却に対する影響について評価されています。併せて、直接に炉心冷却への影響を評価するものではありませんが、多重化された炉心冷却に係る系統分離機能を確認するため、漏えいしたナトリウムの顕熱及び燃焼熱による建物等の健全性に対する影響についても評価されています。前者の影響評価として 炉心冷却能力の解析、後者の影響評価として 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析がなされており、炉心冷却能力の解析によって、当該事故に対する安全設計が妥当であるか、すなわち事故が拡大・進展し、周囲の環境に著しい被害をもたらすことがないかを確認しています。

#### 炉心冷却能力の解析

炉心冷却能力の解析では、炉心の冷却に対して厳しくなるように条件設定がなされ、漏えいを起こした系統の中間熱交換器では全く除熱できないことを想定して解析されています。事故進展としては、中間熱交換器1次側出口ナトリウム温度が上昇し、約20秒後にそれを検知して原子炉は自動停止し、同時に1次及び2次主冷却系の流量が低下するものとしています。このとき、後述する単一故障の仮定として、漏えいを起こした系統以外の2系統のうち1系統においても冷却能力を失うことを想定しています。この条件で解析した結果、炉心のナトリウムの最高温度は約770 で沸点にまで至らず、燃料被覆管の最高温度も約770 と制限値（830 以下）に対して十分な余裕があり、燃料最高温度も事故発生前とほとんど変わらない等、炉心の損傷を招くことなく安全のうちに事故は終息できることが確認されています。

#### 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

漏えいナトリウムによる熱的影響の解析では、流出・移送過程として、漏えいが生じた部屋及び隣接した部屋における影響と、貯留後として、漏えいナトリウムを流入させて貯留する場所における影響の2段階に分けて解析されています。その際、本解析の主旨が、前述したように系統分離の成立性を確認すること、すなわち漏えいナトリウムの顕熱及び燃焼熱による建物等の健全性に対する影響であることを踏まえ、前者では室内の内圧上昇に関して、後者では建物コンクリート温度に関して厳しくなるように条件設定がなされています。その上で解析した結果、流出・移送過程においては、内圧上昇は部屋の耐圧よりも低く抑えることができ、貯留後においては、建物コンクリートの健全性が損なわれないようにできることを確認しています。

### (2) 床ライナの安全評価における考え方

もんじゅ高裁判決は、この2次冷却材漏えい事故に関する安全審査について、床ライナの健全性（腐食の可能性）と床ライナの温度上昇（熱的影響）に関する安全評価に、看過し難い過誤、欠落があり、現状設備では、床ライナの腐食や温度上昇に対する対策を欠いているため、漏えいナトリウムとコンクリートの直接接触が確実に防止できる保証はないとしています。さらに、その結果として、2次主冷却系のすべての冷却能力が喪失する可能性が否定できないとしています。ここでは、これらの指摘に対して、床ライナの安全審査での位置付け、床ライナの健全性（腐食及び温度上昇との関連）及び 仮に漏え

いナトリウムとコンクリートが接触した場合の事象進展に分けて、安全審査におけるそれぞれの考え方を示します。

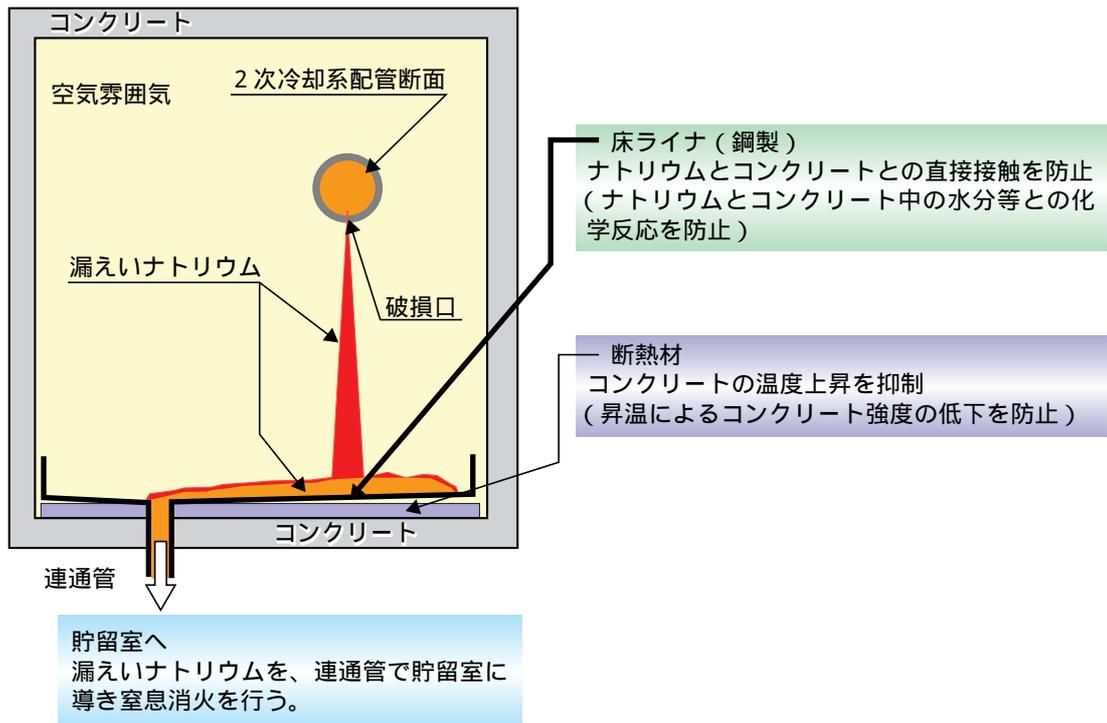
#### 床ライナの安全審査での位置付け

漏えいしたナトリウムがコンクリートと接触すると、ナトリウム・コンクリート反応と呼ばれる化学反応によってコンクリートの健全性が劣化します。そのため、建物のコンクリートの健全性を確保する観点から、漏えいナトリウムとコンクリートの直接接触を防止するため、「もんじゅ」においては、ナトリウムを包含する系統のある部屋の床に床ライナと呼ぶ鋼板を敷設する設計となっています。

この床ライナについて、もんじゅ高裁判決では、2次冷却材漏えい事故時における腐食と最高温度の評価は安全審査において評価すべきとの指摘がなされています。しかしながら、「もんじゅ」に限らず、原子力施設の安全規制は、設計、建設、運転及び解体の各段階に応じて行われています。設置許可時においては、平常運転時における従業員及び公衆の放射線被ばくを防止する対策並びに事故防止対策に関し、建設工事着手前に認可される原子炉施設の詳細な設計（詳細設計）の前提となる基本的事項（基本設計ないし基本的設計方針）について、災害防止上支障がないことを確認しています。床ライナでいえば、安全審査においては、漏えいナトリウムとコンクリートの直接接触防止を担保し得る床ライナは現実的に設計可能であることを確認したものであり、これによって災害防止上支障がないことを判断できるため、床ライナの厚さや構造などの具体的な仕様に関しては後続の詳細設計段階における検討に委ねています。すなわち、腐食や温度上昇に関する詳細は、床ライナの厚さや構造などが決まってはじめて評価し得るものですが、これについての具体的な評価や審査は、設工認段階で行うこととし、基本設計段階の設置（変更）許可においては、漏えいしたナトリウムとコンクリートの直接接触を防止するという性能の確認を行っています。

また、もんじゅ高裁判決は、「もんじゅ事故」以降に行われた解析結果にある床ライナの最高温度が、設置許可の申請に当たって想定した温度を上回っており、当初の解析結果が不正確であったと指摘されています。当初の解析結果とは、設置許可の際の安全評価における2次冷却材漏えい事故の漏えいナトリウムによる熱的影響の解析（流出・移送過程）で記載されている温度を指していますが、この解析は、同節の(1) で述べたように、系統分離機能を確認する観点から建物等の健全性に対する影響を踏まえて室内の内圧上昇に関して安全上もっとも厳しくなるように条件設定がなされたもので、床ライナ温度は室内の内圧上昇を算出する際に念のために併せて評価したものであり、床ライナ温度自体は審査の対象ではありません。一方、もんじゅ事故以降に行われた解析結果にある最高温度とは、次に述べるように、溶融塩が関与した界面反応を考慮しても床ライナの健全性が確保されることを念のため確認することを目的に、床ライナの温度が意図的に高くなるような状況を想定した場合に相当しており、設置許可申請書に示されている、当初の解析結果とは、その意味が明らかに異なっています。

図表2-3-2 床ライナの設置



#### 床ライナの健全性（腐食及び温度上昇との関連）

床ライナの健全性については、上述のとおり詳細設計に係る事項ですが、もんじゅ事故後、動燃が実施した燃焼実験において、床ライナに貫通孔が開く以前でその温度が概ね800～850で推移していたこと、漏えいナトリウムによる腐食により床ライナに穴が開いたことから床ライナの健全性と腐食及び温度上昇との関連が注目され、原子力安全委員会としてもその点について科学技術的見地から検討しました。

検討の結果、腐食については、さらに、燃焼実験以後の研究成果により熔融塩が関与した界面反応による速い速度で進行する腐食形態の存在が明らかになっていますが、床ライナの腐食がこの腐食形態であると仮定し、上述のような床ライナ温度となることを考慮したとしても、床ライナにより漏えいナトリウムとコンクリートの直接接触を防止し得ることを確認しました。また、局所的な腐食及び温度上昇においても床ライナの歪みは延性限度内で収まり、機械的健全性は確保されることを実験、解析の双方において確認しています。このことから、床ライナの設置によって漏えいナトリウムとコンクリートの直接接触を防止するという基本的設計方針が損なわれるものではなく、設置許可申請書の変更を要するものではないと判断しています。

#### 仮に漏えいナトリウムとコンクリートが接触した場合の事象進展

床ライナの設置により、漏えいナトリウムとコンクリートの直接接触は十分防止できるものと考えていますが、仮に漏えいナトリウムとコンクリートが接触した場合を想定しても、これまでの実験結果から、コンクリートの侵食は20～30cmで止まることが確認され

ており、同事象が他の冷却系統に影響を与えることはないと考えています。もんじゅ高裁判決が、2次冷却材漏えい事故が発生した場合、漏えいナトリウムとコンクリートの直接接触を確実に防止できる保証はなく、また、2次主冷却系の全ての冷却能力が喪失する可能性を否定できないとする点は、床ライナの具体的仕様は詳細設計段階に属するものであり、後続規制の中で適切に選定されることが確認されることを無視して、絶対安全の見地から、床ライナに貫通孔が生じることを否定できないとした上に、冷却系統の系統分離が維持できず、すべての冷却機能が喪失することを、事象進展に関する科学的論拠を示すことなく仮定したもので、災害の懸念を不合理に過大に示しているものと考えています。

### (3) 2次冷却材漏えい事故における単一故障

2次冷却材漏えい事故（炉心冷却能力の解析）の評価は、事故が発生しても炉心の冷却能力が確保されるかを確認することが目的であり、その観点から、事故を起こした系統以外の2系統のうち1系統においても冷却能力を失うことを「単一故障」として仮定した安全評価が行われ、炉心の冷却が可能であることを確認しています。

もんじゅ高裁判決は、単一故障の想定について、もともと2系統の除熱能力の喪失は炉心の冷却能力に影響を及ぼさない設計となっているのであるから、問題が生じないことは自明であり、「結果を最も厳しくする単一故障」を仮定したことにはならないと指摘しています。

しかしながら、安全設計の妥当性を安全評価によって確認する観点からは、事故に際して1系統のみで冷却可能であることを確かめることは大いに意味があることであるとともに、結果が最も厳しくなる事象として単一故障を仮定する際に、事故想定如何により、1系統の冷却機能の喪失を単一故障事象に選定することには、依然として科学的妥当性があると考えています。科学的合理性があると考えています。

さらに、もんじゅ高裁判決では、2次冷却材漏えい事故における故障を仮定するのであれば、ナトリウムドレン操作機器の故障を想定し、ナトリウムの緊急ドレン<sup>\*1</sup>に失敗することを想定した方が余程「結果を最も厳しくする単一故障」を仮定したことになるとしています。

しかしながら、ナトリウムの緊急ドレン機能は平成13年12月13日に核燃料サイクル開発機構が行った設置許可変更申請において追加されたものです。そのため、訴訟の対象となっている設置許可時には事故対応としてナトリウムの緊急ドレン機能を想定することは考えられていません。2次冷却材漏えい事故の安全評価においてナトリウムの漏えい量を設定する際には、安全上さらに厳しく、設置許可時には、緊急ドレンしないものとして解析されています。また、ナトリウムの緊急ドレン機能はナトリウム漏えい時の熱的・化学的影響の緩和機能としてのものであり、炉心の冷却を担う機能ではないことから、ナトリウムの緊急ドレン機能に関する系統、機器は「単一故障」として仮定すべき対象物ではなく、事故を起こした系統以外の2系統のうち1系統の冷却能力を失うことを「単一故障」として仮定し事故評価を行うことは、やはり妥当と考えられます。

---

\*1：2次冷却材漏えい事故が発生した場合、当該漏えい系統のナトリウムを素早く抜き取ること。

## 第4節 蒸気発生器伝熱管破損事故

## (1) 蒸気発生器伝熱管破損事故に対する安全設計及び安全評価

「もんじゅ」においては、原子炉の熱を取り出すためのナトリウムの流れる2次冷却系と、電気をつくる水・蒸気の流れる系統は、熱を伝達するため蒸気発生器において隣接していますが、その間は伝熱管と呼ばれる鋼管により物理的に仕切られており直接接触することはありません。仮に「もんじゅ」において蒸気発生器伝熱管が何らかの原因により破損した場合（「蒸気発生器伝熱管破損事故」）には、ナトリウムが伝熱管内から漏えいした水・蒸気と接触して激しく反応し、その漏えい規模が大きい場合には急激な圧力上昇が発生し、その圧力上昇が蒸気発生器、冷却系設備、中間熱交換器といった機器に与える影響が想定されることから、設計にあたっては、この点は十分に考慮することが重要となります。

具体的には、「もんじゅ」では、放射性物質を内包した1次系のナトリウムは、中間熱交換器の伝熱管の管壁により物理的に仕切られた別のナトリウム（2次系のナトリウム）にその熱を伝達するというように、2重のナトリウム冷却系統に水・蒸気系統を加えた3重の系統が採用されています。さらに、これらのうちナトリウム冷却系統は相互に分離・独立された3ループの系統機器を装備することにより多重性を持っています。そのため、「蒸気発生器伝熱管破損事故」が生じて、事故を起こした系統の機能が期待できなくなった場合でも、炉心を「冷やす」機能が確保される設計となっています。

このように、「もんじゅ」では、設備・機器の安全設計においてナトリウムと水・蒸気の化学反応による影響に対する多重の安全対策が施されています。これらの原子炉施設の安全設計が妥当であることを総合的に確認するために、発生する頻度はまれであるが、発生した場合に放射性物質の放出の可能性がある「事故」をあえて想定して、そのような「事故」が生じた場合について解析、評価を行った上で施設の安全設計が妥当であることを確認するという安全評価手法が採られています。

「もんじゅ」における安全評価では、「もんじゅ」が液体金属冷却型の高速増殖炉であるという特徴を考慮して「事故」の解析を行う必要があります。その一つとして「蒸気発生器伝熱管破損事故」があります。原子炉施設は、多重防護の考え方により各種の事故防止対策が講じられていますが、「蒸気発生器伝熱管破損事故」についても、それに対する安全設計の妥当性を確認するために、実験や解析で得られた科学的知見を踏まえ仮定した十分に厳しい条件下で解析評価がなされています。その結果、ナトリウム・水反応現象による圧力発生に対して、蒸気発生器、2次冷却系設備及び中間熱交換器の健全性は維持され、1次冷却系の設備機器に影響を与えることはなく、炉心を「冷やす」機能が確保されることを確認しています。

## (2) 蒸気発生器伝熱管破損事故における単一故障

もんじゅ高裁判決は、安全審査に看過し難い過誤、欠落がある理由の一つとして、「蒸

「蒸気発生器伝熱管破損事故」において、「単一故障」を仮定するのであれば、蒸気発生器に付随する設備である水漏えいの検知装置や急速に伝熱管内部の水・蒸気を抜く装置の故障を想定すべきところ、そうしていないことを挙げています。しかし、繰り返しになりますが、少し詳しく説明すると、安全評価審査指針が求めている「単一故障」の考え方とは、安全保護系及び工学的安全施設等の事故防止対策設備の設計の妥当性を確認することを目的に、安全上の観点からの厳しい事象が発生することを仮定して評価を行うためのもので次のようなものです。「事故」を起こすきっかけとなる起因事象の発生に伴い、事故を収束させ、またはその影響を小さくするために作動が要求される系統について、事故時において要求される3つの基本的安全機能「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」ごとに、評価結果が最も厳しくなるように、独立した単独の原因によって一つの機器が所定の安全機能を失うこと（「単一故障」）をあえて仮定した上で安全評価を実施することにより、事故防止対策設備の機能に関する妥当性を確認するものです。単一故障の具体例については、図表2-3-6に示されています。

「蒸気発生器伝熱管破損事故」の場合には、事故時の作動が要求される水漏えいの検知装置や伝熱管内部の水・蒸気を抜くための装置は、原子炉安全において要求される3つの基本的安全機能「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」を担う機器ではないことから、「単一故障」の仮定を適用する必要はないものです。「蒸気発生器伝熱管破損事故」において事故事象が発生した系統の冷却機能は損なわれることとなりますが、2次冷却材漏えい事故の評価と同様に、これに加え他の健全な1系統について「単一故障」を仮定しても、残る1系統で炉心冷却能力が維持され原子炉を「冷やす」機能は確保されることから、本設備の安全設計は問題ないものと判断されます。

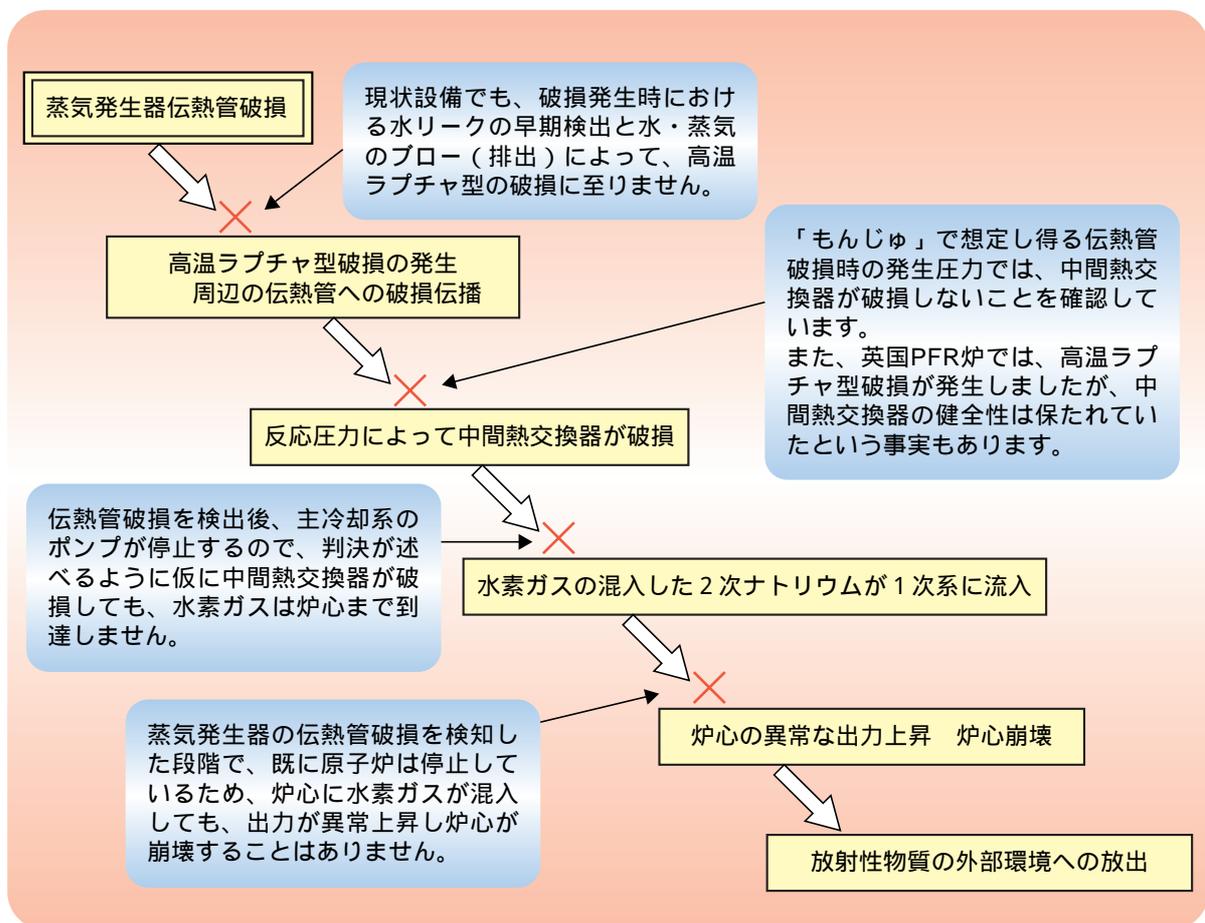
### (3) 高温ラプチャ型の蒸気発生器伝熱管破損

もんじゅ高裁判決は、高温ラプチャ型破損によって発生する圧力が中間熱交換器の耐圧基準を超えれば、機器・配管が破損し、その際に発生した水素が1次冷却系に流入する可能性があり、その結果、炉心崩壊に至る恐れがある、との懸念が示されています。また、高温ラプチャ型破損の発生までの時間や伝熱管の破損伝播速度などを勘案すると、水漏えいの検出機能の有効性が疑われる、との見解を述べています。

設置許可段階の安全審査当時では、高温ラプチャは「過熱による内圧ラプチャ」という名称で既に知られていました。申請に先立って行われていた実験結果では高温ラプチャ型破損に関する事故評価の必要性を示唆する事実はなかったことなどから、何らかの原因によって伝熱管が損傷し水漏えいが生じたとしても、水漏えいを早期に検出し、伝熱管内の水・蒸気を早期に抜き取るなどによって、周辺の伝熱管が高温ラプチャにより破損することは避けられると工学的に判断し、破損伝播の形態を、ウェステージ型破損によることを妥当としたものです。そして、その条件下での解析により、水漏えいに伴うナトリウム・水反応により発生する圧力に起因する応力が蒸気発生器、2次主冷却系配管及び中間熱交換器の許容応力を超えないことから、これらの機器が破損することはないと判断したものです。また、実験的事実に照らして考えると、最初から高温ラプチャ型破損に

至るほどの規模の漏えいが発生することは想定しがたく、多くの場合、微小漏えいから徐々に規模が拡大し、高温ラプチャ型破損を発生させる可能性のある規模にまで時間をかけて拡大していくと考えられることから、微小漏えいを検出するナトリウム中水素計は高温ラプチャ型破損の発生防止に有効です。また、仮に事象の初期から中規模の水漏えいが始まる場合には、カバーガス圧力計による水漏えいの検出により高温ラプチャ型破損の発生防止が可能であることを確認しています。なお、仮に、もんじゅ高裁判決が述べているように中間熱交換器の伝熱管が破損したとしても、1次系と2次系のポンプは自動的に停止することから水素ガスが炉心に移行する可能性はなく、さらに、万一、水素ガスが炉心に達したとしても、それ以前に制御棒が自動的に炉心に挿入されていることから出力が異常に上昇することは避けられるようになっています。(図表2-3-3参照)

図表 2-3-3 判決で仮定を重ねて想定されている事象推移と科学技術的判断による見解

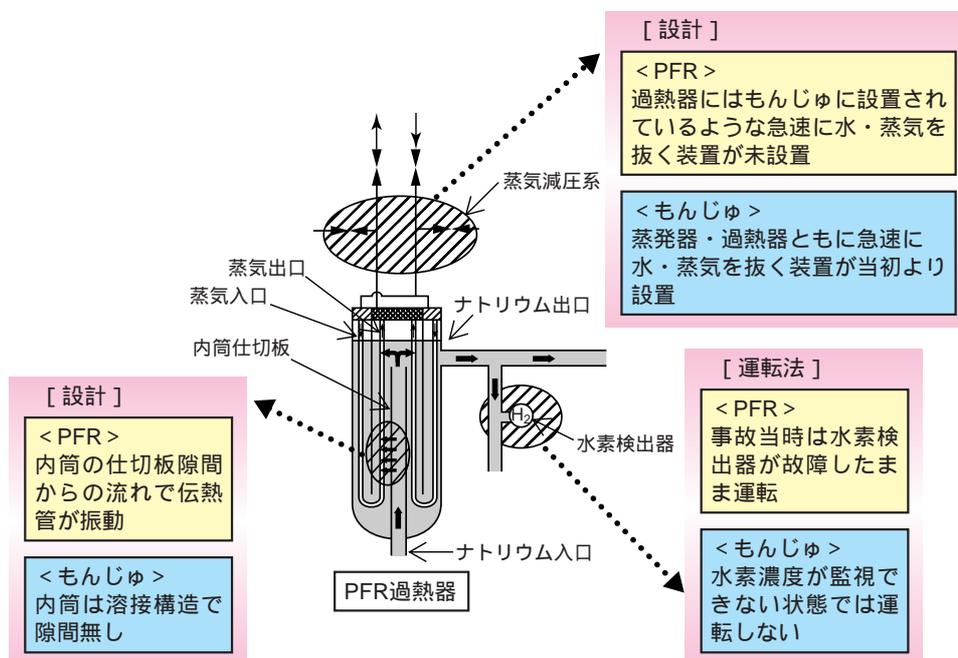


また、もんじゅ高裁判決は、過熱器において水漏えい検出が期待されていないことから高温ラプチャ型破損の発生は防止できないとしています。これについては、蒸発器と過熱器のカバーガスの空間は、ナトリウム・水反応に伴うナトリウム液位の変動をとらえて、配管を通してつながる設計となっており、過熱器のナトリウム・水反応による圧力上昇は蒸発器のカバーガス圧力計で検出されることから高温ラプチャ型破損の発生は防止できま

す。

さらに、もんじゅ高裁判決では、英国のPFR炉の事故で高温ラプチャ型破損が生じたことを引いておりますが、PFR炉は、内筒隙間からのナトリウムの流れに対する対策を設計上講じていなかったこと、事故を起こした過熱器に急速に水・蒸気を抜く装置が設置されていなかったことなど、「もんじゅ」とは伝熱管の破損伝播に係る安全設計が全く異なっており、さらに水漏えいを検知する水素計が故障したまま、原子炉を運転していたことから（図表2-3-4参照）同事故と同様の事象が「もんじゅ」にもそのままあてはめて生じると判断することは科学技術的に見て合理的ではないと考えています。

図表2-3-4 PFRの事故原因ともんじゅにおける設計・運転法



平成13年6月6日付の設置変更許可申請に係り平成13年12月13日付けで行われた補正申請は、申請書本文の「蒸気発生器計装」との記載を「カバーガス圧力計等の蒸気発生器計装」と改める記述の明確化であり、基本設計ないし基本的設計方針それ自体の変更ではありませんでした。安全審査では高温ラプチャによる蒸気発生器の伝熱管破損伝播の検討がなされていますが、これは、設置許可当時の安全審査で、設計上の対策から工学的に判断して高温ラプチャ型破損は生じないとした判断について、もんじゅ事故後の安全性総点検を通じて得られた知見、高温ラプチャ型破損に関する評価技術の進捗等を踏まえて再確認したものです。その結果、原子力安全委員会は行政訴訟の対象とされた設置許可申請の基本設計ないし基本的設計方針の妥当性を確認しました。また、カバーガス圧力計等の増設は、事故事象の発生の検出に関する信頼性を高めることができ、結果的に安全裕度のさらなる向上が期待できることを確認しています。

## 第5節 炉心崩壊事故

## (1) 炉心崩壊事故が起こる可能性について

液体金属冷却高速増殖炉（LMFBR）<sup>\*1</sup>の安全性を検討する上では、その原子炉の特徴上、原子炉の冷却不足等の事象をきっかけとして原子炉の出力が急上昇し炉心の崩壊に至る事故、すなわち、炉心崩壊事故の可能性を検討することの重要性がその研究開発の当初から認識されていました。したがって、LMFBRの安全設計においては、まず、炉心崩壊事故が起こらないような設計にすることが重要です。「もんじゅ」の安全審査においては、その安全設計を検討した結果、次の理由から、炉心崩壊事故を「技術的に起こるとは考えられない事象」とであると判断しました。

炉心崩壊事故が起こるには、まず、きっかけとなる事象、たとえば、送電系統又は所内電源設備の故障等により所内補機の電源が失われ、その結果、原子炉を冷却している冷却材を循環させるポンプの駆動力が失われて、原子炉の冷却が十分でなくなるという事象を想定する必要があります。

外部電源が失われると、原子炉を停止させる安全装置（原子炉停止系）が働いて原子炉が自動停止する設計になっています。原子炉を停止させる安全装置は高い信頼性を有する設計となっていますが、「もんじゅ」では、万一のために、完全に独立した二つの原子炉停止系を有し、一つが働かなくてももう一つが働く設計となっています。又、それぞれの原子炉停止系は複数の設備（制御棒）で構成されており、これらの一部が作動しなくても、原子炉を「止める」という機能は達成できるよう余裕を持った設計となっています。炉心崩壊事故に至るためには、この安全装置の両方ともが働かず、原子炉の緊急停止に失敗するという事態を想定する必要があります。

このように、炉心崩壊事故が起こるためには、外部電源が失われるというような初期異常に加えて、信頼性の高い安全装置の多重故障が発生することを想定しなければなりません。これらがすべて同時に発生する可能性は極めて低く、このことは、現在でも変わっていません。したがって当時の安全審査において、これを「技術的には起こるとは考えられない事象」と判断したことは現在でも妥当なものであると考えています。

炉心崩壊事故は5項事象の一つとして、安全審査において、その評価結果が検討され、「放射性物質の放散が適切に抑制されること」の結果を得ており、この結果安全上問題ないことを確認しています。

## (2) 炉心崩壊事故における機械的エネルギーの評価

炉心崩壊事故の評価においては、事故時に発生する機械的エネルギーによって、放射性物質を閉じ込めておく役目を持つ原子炉容器や格納容器の健全性が維持できるか否かの評価が重要です。「もんじゅ」の安全審査においては、炉心崩壊事故時に発生する機械的工

\*1：ナトリウムのような原子炉の運転温度範囲で液体となる金属（液体金属）を冷却材に用い、高速中性子による核分裂を利用し、消費した核分裂性物質よりもさらに多くの核分裂性物質を生み出す（増殖）原子炉のこと。

エネルギーの値の評価結果の最大値である約380MJ（メガジュール）という値について、主に以下の2点からその妥当性を確認しました。

#### 計算手法や計算条件の妥当性

計算手法については、米国やフランスで行われた実験<sup>\*1</sup>の結果等に基づいて検証が行われていることを確認しています。また、計算条件についても、物理的に合理的と考えられる範囲で厳しい結果の設定がなされていることを確認しています。例えば、

- ・ 正のボイド反応度値<sup>\*2</sup>を最も確からしい値の1.5倍とする（実験データのばらつきの範囲で最も厳しい結果を与えるよう設定）
- ・ 負のドブプラ反応度値<sup>\*3</sup>を最も確からしい値の0.7倍とする（同上）
- ・ 燃料の軸方向膨張に伴う負の反応度効果を無視する、

が挙げられます。

#### 海外事例との比較

米国のFFTF、クリンチリバー炉、西ドイツのSNR-300等の安全審査において実施された評価の内容や結果との比較を通じて、申請者の評価結果の妥当性を確認しています。例えば、クリンチリバー炉の例では、構造応答評価に用いる機械的エネルギー（原子炉容器や格納容器の健全性を評価するために設定したエネルギー）である661MJ（メガジュール）を原子炉熱出力1MW（メガワット）あたりに換算すると、0.68（ $= 661/975$  MW（クリンチリバー炉の原子炉熱出力））となりますが、「もんじゅ」の場合、計算で得られた値約380MJ（メガジュール）にさらに余裕を見込んで設定した構造応答評価用の値、500MJ（メガジュール）を原子炉熱出力1MWあたりに換算すると、0.70（ $= 500/714$  MW（「もんじゅ」の原子炉熱出力））となり、原子炉出力の違いを考慮にいれると、同等規模の機械的エネルギーを用いていることが分かります。

なお、もんじゅ高裁判決は、申請者が安全審査用の評価とは別に感度解析的に行った評価結果の一つとして示されている値、992MJ（メガジュール）に比べて、安全審査用に評価された約380MJ（メガジュール）という値が低いことをもって、安全審査は申請書に記載されている内容をそのまま、いわば鵜呑みにしており、客観性に著しく欠けるとしています。しかし、992MJ（メガジュール）という値は、計算コードの特性を検証するために行われた感度解析の結果、すなわち単なる仮想的な計算の結果であり、安全審査において評価した値（約380MJ）は、技術的観点から適切なものであると考えます。

このケースのように、申請者が計算コードの特性を確認するため等の目的で、様々なケースの計算を実施することは、技術開発の分野では、いわゆる「感度解析」として、普通に行われていることであり、申請者が自らの必要性や目的に沿って実施した計算結果を全て安全審査に提出しなければならないということはありません。安全審査は、申請者の提出した安全評価を専門的知見に照らして十分に調査審議を行い、その妥当性を安全評価の

\*1：米国のTREAT試験、SLSF試験、フランスのCABRI試験等

\*2：ナトリウムが沸騰してボイド（気泡）ができると、ナトリウムによる中性子吸収が減少して正の反応度が原子炉に加えられる。正の反応度が加わると原子炉の出力は上昇する。

\*3：燃料温度が上がると、ドブプラ効果と呼ばれる現象によって燃料の中性子吸収が増加し、負の反応度が原子炉に加えられる。負の反応度が加わると原子炉の出力は低下する。

内容、計算手法、計算条件等から総合的に判断するものであり、申請者が提出した解析結果の値の大小のみにより、判断するものではありません。

### (3) 炉心崩壊事故における遷移過程の検討

炉心崩壊事故における遷移過程とは、起因過程（炉心の冷却が不足し、燃料が溶融し始める状態）に引き続いて、徐々に炉心溶融が進展する過程のことをいいます。安全審査において評価された結果では、遷移過程に移行することなく起因過程で即発臨界<sup>\*1</sup>となり一気に炉心崩壊に至る事故進展となっていますが、これは発生する機械的エネルギーを厳しめに評価するための条件設定を行った結果であり、起因過程では即発臨界とならず出力が急上昇しないような条件を仮定すると、遷移過程に移行する事故進展をたどることとなります。安全審査においては、遷移過程に移行して即発臨界になったとしても、その際に発生する機械的エネルギーの最大値は、起因過程で即発臨界に至る場合のそれ（＝安全審査用に提出された結果）より大きくなることはないかと判断しています。

安全審査においては、さらに遷移過程での事象進展や即発臨界となった場合の機械的エネルギーの評価等、具体的検討も実施しています。例えば、申請者に対して、具体的検討結果の提示を求め、以下の報告を受けています。

米国のクリンチリバー炉やドイツのSNR-300に対して考えられたものと同様の事象進展を想定し、「もんじゅ」の安全評価で用いたものと同じ計算コードを用いて、いくつかの異なった段階で即発臨界となった場合の機械的エネルギーをそれぞれ評価した結果、最悪のケースで且つ計算条件に起因する不確かさを考慮したとしても、300MJ（メガジュール）を超えないこと約290MJ（メガジュール）を確認した。

現象の進展をより忠実に再現することを目的として米国で開発中であったSIMMER-コードを導入し、遷移過程での臨界の可能性を検討した結果、即発臨界となって機械的エネルギーが発生する場合でも、100MJ（メガジュール）未満の緩やかな結果となった。

以上のように、遷移過程に移行して即発臨界となった場合でも、起因過程で即発臨界となった場合の評価値である約380MJ（メガジュール）を十分に下回る結果が報告されています。当時の計算コードは簡易的なものでしたが、約380MJ（メガジュール）を十分に下回るという見通しが得られたことは、安全評価の目的に照らしてみると、「もんじゅ」の炉心崩壊事故評価が妥当であると認めた当時の安全審査において判断する際にも重要な知見であったと考えられます。

また、最新の知見に基づく新たな計算結果によっても、遷移過程に移行して即発臨界となった場合に発生する機械的エネルギーの評価値は最大でも約110MJ（メガジュール）であり、約380MJ（メガジュール）に比べて十分に低い値となっています。この結果からみても、「もんじゅ」の安全審査が、当時の専門的知見に基づく工学的判断によって、安全

\*1：中性子による核分裂連鎖反応が即発中性子のみで持続される状態であり、出力の急激な上昇を伴う。核分裂に伴って発生する中性子には、核分裂と同時に飛び出してくる即発中性子とごくわずか（ウラン235の核分裂の場合、全体の約0.6%）ではあるが核分裂から少し遅れて出てくる遅発中性子の2種類があり、原子炉の出力制御は通常、この両方の中性子によって核分裂連鎖反応が持続されている状態で行われる。

評価における保守性を適切に見込んでおり、「もんじゅ」の安全性は十分に確認されていたことを示しています。なお、約110MJ（メガジュール）という評価値は当委員会が推進している安全研究の一環として得られたものであり、既に公開されています。

#### 【単一故障】

安全審査においては、原子炉施設の基本設計の妥当性を確認するため安全評価審査指針に基づき安全評価を行っています。安全評価に当たっては、安全評価審査指針に基づき事故等をあえて想定して、その異常状態の拡大防止、終息などの機能を有する安全保護系、工学的安全施設等の設計の妥当性の確認を行っています。この安全評価に際して考慮すべき概念に「単一故障」があります。

安全評価審査指針においては、事故等の発生のかきかけとなる事象（起因事象）の想定に加えて、この起因事象の発生に伴い作動が要求される系統（安全保護系及び工学的安全施設等）について、原子炉停止（「止める」）、炉心冷却（「冷やす」）及び放射性物質の閉じ込め（「閉じ込める」）という3つの基本的安全機能ごとに、評価結果が最も厳しくなるように、独立した単独の原因によって一つの機器が所定の安全機能を失う状態の発生を仮定して評価することを求めています。これを「単一故障」の仮定と呼んでいます。すなわち、それは、異常の発生原因としての故障とは別に、発生した異常状態に対処するために必要な基本的安全機能を達成する系統について、機器の一つが所定の安全機能を失うことを安全評価のためにあえて仮定するものです。

例えば、「2次冷却材漏えい事故」の場合には、第3節で述べたように、2次冷却材のナトリウムは放射化していないため、その漏えいが直ちに基本的安全機能の一つである放射性物質の閉じ込めの機能低下には結びつきません。しかし、2次系は炉心で発生した熱を外部に伝達する基本的な系統であることから、「2次冷却材漏えい事故」の発生により、炉心冷却という基本的安全機能に着目して「単一故障」の仮定を適用し、事故が発生した冷却系統に加えて他の健全な1系統についてもその故障を仮定した上で事故評価する必要があり、実際、そのような評価を行っています。（図表2 - 3 - 5参照）

また、「蒸気発生器伝熱管破損事故」の場合には、事故時の作動が要求されるナトリウム・水反応の検知装置や伝熱管内部の水・蒸気を抜く装置は、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」の機能に関係しないことから、この事象に対して「単一故障」の仮定を適用する必要はありません。また、「蒸気発生器伝熱管破損事故」の場合、事故事象が発生した系統の冷却機能は損なわれることとなりますが、これに加え他の健全な1系統について「単一故障」を仮定しても、残る1系統で炉心冷却能力が維持されます。

このように、安全評価における「単一故障」の仮定は、評価目的との関係において考慮されるべきものであって、単純に、あるいは機械的に、単一の機器の故障を仮定しつつ安全評価をすべきことを要請しているものではありません。

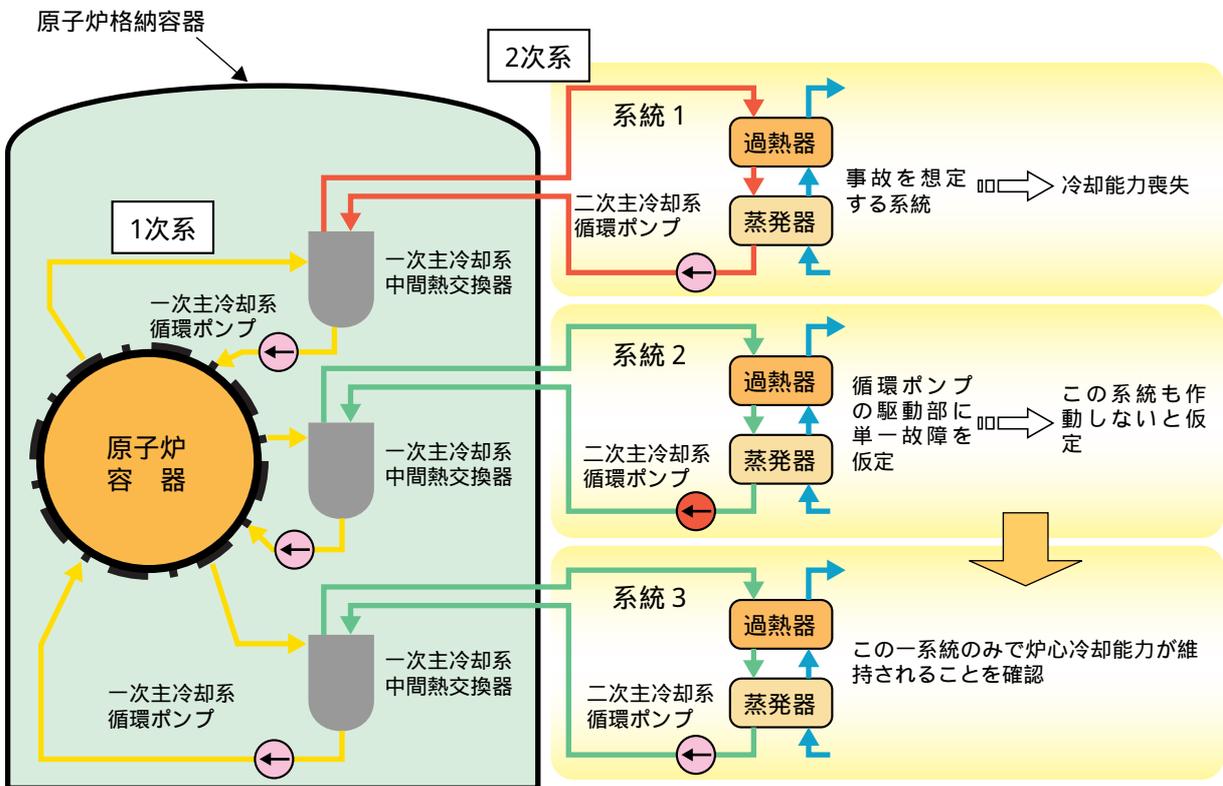
もんじゅ高裁判決では、安全評価の対象とした28の事象の内13の事象について、

申請書添付書類十の各事象の解析条件に単一故障が記載されていないことから、「単一故障」が仮定されていないと指摘しています。

これらの13の事象は、事象評価において安全系の作動に至らないため「単一故障」の仮定が不要なケースや、上述の例のように、事象が発生した系統以外の2系統のうち1系統について「単一故障」を仮定しても残る1系統で炉心冷却能力が維持されるケースなどです。図表2-3-6に単一故障についての記載がない事象における単一故障に対する考え方を示します。

「もんじゅ」の安全審査においては、「単一故障」の仮定が、それぞれの事象について科学技術的に合理的な判断に基づき必要とされるケースにおいて適切に行われていることを確認しています。

図表2-3-5 「2次冷却材漏えい事故」で想定されている単一故障



注) 「蒸気発生器伝熱管破損事故」の単一故障も上図と同様で、残った一系統で炉心冷却能力が維持されます。

図表 2-3-6 申請書添付書類十において単一故障についての記載がない事象における単一故障に対する考え方

	事 象	事象の概要及び単一故障に対する考え方
運転時の異常な過渡変化	未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	<p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を起動する際に、制御棒が連続して引き抜かれることにより炉心に異常な反応度が投入された場合を想定している。</li> <li>解析では、原子炉が自動停止し、燃料の健全性が損なわれず、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性が確保されることを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を「止める」という機能をもつ設備は、主炉停止系と後備炉停止系の2つが独立しており、これらを作動させる安全保護系は多重化されている。解析では、これらのうち後備炉停止系の作動を無視し、主炉停止系のみにより原子炉を「止める」ことができることを確認している。なお、主炉停止系に13本ある制御棒のうち一番「止める」効果の高い制御棒が原子炉に入らないということも重ねて想定している。</li> <li>したがって、原子炉を「止める」という機能に単一故障が適切に考慮されている。</li> </ul>
	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	<p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力運転中に、制御棒が連続して引き抜かれることにより炉心に異常な反応度が投入された場合を想定している。</li> <li>解析では、原子炉が自動停止し、原子炉の崩壊熱除去が行われ、燃料の健全性が損なわれず、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性が確保されることを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を「止める」という機能をもつ設備は、主炉停止系と後備炉停止系の2つが独立しており、これらを作動させる安全保護系は多重化されている。解析では、これらのうち後備炉停止系の作動を無視し、主炉停止系のみにより原子炉を「止める」ことができることを確認している。なお、主炉停止系に13本ある制御棒のうち一番「止める」効果の高い制御棒が原子炉に入らないということも重ねて想定している。</li> <li>したがって、原子炉を「止める」という機能に単一故障が適切に考慮されている。</li> </ul>
	制御棒落下	<p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力運転中に、制御棒駆動装置の故障または誤操作によって、制御棒一本が引き抜き位置から炉心内に落下する場合を想定している。</li> <li>解析では、燃料の健全性が損なわれず、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性が確保されることを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能に関係する安全系の作動を期待せずに、原子炉が安定な状態に整定することを確認している。</li> <li>したがって、安全系の機能が期待されていないことから、安全系についての単一故障の仮定は必要とならない。</li> </ul>

	事 象	事象の概要及び単一故障に対する考え方
運転時の異常な過渡変化	給水流量増大	<p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力運転中に、蒸気発生器給水設備の故障又は誤操作により蒸気発生器の給水流量が増大して蒸気発生器での除熱が過剰になる場合を想定している。</li> <li>解析では、燃料の健全性が損なわれず、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性が確保されることを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能に関する安全系の作動を期待せずに、原子炉が安定な状態に整定することを確認している。</li> <li>したがって、安全系の機能が期待されていないことから、安全系についての単一故障の仮定は必要とならない。</li> </ul>
	蒸気発生器伝熱管小漏えい	<p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力運転中に、何らかの原因で蒸気発生器伝熱管に水の小漏えいが生じる場合を想定している。</li> <li>解析では、ナトリウム・水反応によって隣接伝熱管の健全性が損なわれないことを確認するとともに、それ以外の事象推移が「2次冷却材流量減少」と同様に推移し、原子炉が安全に停止し、崩壊熱の除去がなされることを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心を「冷やす」という機能の観点から、3系統ある冷却系統について、事故で冷却機能を失った系統に加えて、他の2系統のうち1系統の故障を仮定し、残りの1系統のみで炉心冷却能力が維持されるという点で「2次冷却材流量減少の解析」と同様であることを確認している。</li> <li>したがって、炉心を「冷やす」という機能に単一故障が適切に考慮されている。</li> </ul>
事故	制御棒急速引抜事故	<p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉の起動時又は出力運転中に、何らかの原因で調整棒1本が、技術的に考え得る最大速度で連続的に引き抜かれることにより異常な反応度が投入される場合を想定している。</li> <li>解析では、原子炉が自動停止し、燃料等の温度が過度に上昇することなく、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性が確保されることを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉を「止める」という機能をもつ設備は、主炉停止系と後備炉停止系の2つが独立してあり、これらを作動させる安全保護系は多重化されている。解析では、これらのうち後備炉停止系の作動を無視し、主炉停止系のみにより原子炉を「止める」ことができることを確認している。なお、主炉停止系に13本ある制御棒のうち一番「止める」効果の高い制御棒が原子炉に入らないということも重ねて想定している。</li> <li>したがって、原子炉を「止める」という機能に単一故障が適切に考慮されている。</li> </ul>

	事 象	事象の概要及び単一故障に対する考え方
事故	気泡通過事故	<p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・何らかの原因により、原子炉容器内の一次冷却材中に気泡が混入し、燃料集合体下部のエントランスノズルを通じて、気泡が冷却材とともに炉心内を通過する場合を想定している。</li> <li>・解析では、原子炉が自動停止し、燃料等の温度が過度に上昇することなく、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性が確保されることを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉を「止める」という機能をもつ設備は、主炉停止系と後備炉停止系の2つが独立しており、これらを作動させる安全保護系は多重化されている。解析では、これらのうち後備炉停止系の作動を無視し、主炉停止系のみにより原子炉を「止める」ことができることを確認している。なお、主炉停止系に13本ある制御棒のうち一番「止める」効果の高い制御棒が原子炉に入らないということも重ねて想定している。</li> <li>・したがって、原子炉を「止める」という機能に単一故障が適切に考慮されている。</li> </ul>
	冷却材流路閉塞事故	<p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・冷却材中の不純物が蓄積したり、原子炉容器内に予期せぬ異物が存在したりして、局部的に冷却材の流路が閉塞される事故並びに何らかの原因で燃料要素に破損を生じ内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接燃料要素に向かって放出される場合を想定している。</li> <li>・解析では、燃料が過熱したり、核分裂生成ガスによって隣接伝熱管が損なわれたりしないことを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能に関する安全系の作動がないので、安全系についての単一故障の仮定は必要ない。</li> </ul>
	燃料取替取扱事故	<p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取替作業中に燃料出入設備において、取扱中の燃料移送ポットが何らかの原因により破損し、燃料移送ポット中のナトリウムが全て喪失し、燃料被覆管に破損を生じる場合を想定している。</li> <li>・解析では、放射性物質の放出量は小さく、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取扱設備室の非常用の浄化ファン等の放射性物質の「閉じ込め」に関する機器は、多重化されており、これらの機器に単一故障を仮定しても所定の安全機能は達成される。解析は、浄化ファンの1台不作動を仮定して行われている。</li> <li>・したがって、放射性物質を「閉じ込める」という機能に単一故障が適切に考慮されている。</li> </ul>

	事 象	事象の概要及び単一故障に対する考え方
事故	気体廃棄物処理設備破損事故	<p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・気体廃棄物処理設備の配管、廃ガス貯槽等が何らかの原因で破損し内蔵された放射性ガスが放出される場合を想定している。</li> <li>・解析では、放射性物質の放出量は小さく、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・評価対象とした廃ガス貯槽内の全ての核分裂生成物が瞬時地上に放出するとしているため、「閉じ込める」という機能に係る機器の作動がないので、単一故障を仮定する必要がない。</li> </ul>
	1次ナトリウム補助設備漏えい事故 a ダンプタンクからのナトリウム漏えい事故  b オーバフロー系からのナトリウム漏えい事故  c コールドトラップからのナトリウム漏えい事故	<p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・メンテナンス時に、一次主冷却系室を空気雰囲気置換した状態で、何らかの原因により一次ナトリウム充填ドレン系のダンプタンクから放射性物質を含んだナトリウムが漏えいする場合を想定している。</li> <li>・解析では、漏えいナトリウムの熱的影響が問題とならないこと及び放射性物質の放出量は小さく、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質を「閉じ込める」ための格納容器隔離弁等の工学的安全施設や、それを作動させる工学的安全施設作動信号は、多重化されており、これらに単一故障を仮定しても所定の安全機能は達成される。</li> <li>・したがって、放射性物質を「閉じ込める」という機能に単一故障が適切に考慮されている。</li> </ul> <p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉出力運転中に、何らかの原因により一次ナトリウムオーバフロー系から放射性物質を含んだナトリウムが漏えいする場合を想定している。</li> <li>・解析では、漏えいナトリウムの熱的影響が問題とならないこと及び放射性物質の放出量は小さく、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質を「閉じ込める」ための格納容器隔離弁等の工学的安全施設や、それを作動させる工学的安全施設作動信号は、多重化されており、これらに単一故障を仮定しても所定の安全機能は達成される。</li> <li>・したがって、放射性物質を「閉じ込める」という機能に単一故障が適切に考慮されている。</li> </ul> <p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉出力運転中に、何らかの原因により一次ナトリウム純化系のコールドトラップから放射性物質を含んだナトリウムが漏えいする場合を想定している。</li> <li>・解析では、漏えいナトリウムの熱的影響が問題とならないこと及び放射性物質の放出量は小さく、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・放射性物質を「閉じ込める」ための格納容器隔離弁等の工学的安全施設や、それを作動させる工学的安全施設作動信号は、多重化されており、これらに単一故障を仮定しても所定の安全機能は達成される。</li> <li>・したがって、放射性物質を「閉じ込める」という機能に単一故障が適切に考慮されている。</li> </ul>

	事 象	事象の概要及び単一故障に対する考え方
事故	蒸気発生器伝熱管破損事故	<p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力運転中に、何らかの原因で蒸気発生器の伝熱管が破損し、ナトリウム・水反応による顕著な圧力上昇が生じるような大規模な水漏えいを想定している。</li> <li>解析では、ナトリウム・水反応による圧力発生によって蒸気発生器等の各設備の健全性が損なわれず、原子炉が自動停止し原子炉の崩壊熱除去が行われ炉心の冷却能力が失われないことを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心を「冷やす」という機能の観点から、3系統ある冷却系統について、事故で冷却機能を失った系統に加えて、他の2系統のうち1系統の故障を仮定し、残りの1系統のみで炉心冷却能力が維持されるという点で「2次冷却材流量減少の解析」と同様であることを確認している。</li> <li>したがって、炉心を「冷やす」という機能に単一故障が適切に考慮されている。</li> </ul>
	1次アルゴンガス漏えい事故	<p>事象の概要</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉出力運転時に、何らかの原因により1次アルゴンガス系設備の配管が破損し、核分裂生成物を含んだ1次アルゴンガスが漏えいする場合を想定している。</li> <li>解析では、放射性物質の放出量は小さく、周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認している。</li> </ul> <p>単一故障に対する考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>放射性物質を「閉じ込める」ためのアルゴンガス系収納施設隔離弁等の工学的安全施設や、それを作動させる工学的安全施設作動信号（1次アルゴン系流量高）は、多重化されており、これらに単一故障を仮定しても所定の安全機能は達成される。</li> <li>したがって、放射性物質を「閉じ込める」という機能に単一故障が適切に考慮されている。</li> </ul>