

高速増殖炉の安全性

- 1 ナトリウム
- 2 プルトニウム
- 3 安全性の評価

平成14年6月26日

核燃料サイクル開発機構

1 ナトリウム

「もんじゅ」が軽水炉と異なる点の一つに、冷却材として水ではなくナトリウムを使用していることを挙げることができる。

ここでは高速増殖炉の安全性のうちナトリウムについて、ナトリウムとは何か、「もんじゅ」では何故ナトリウムを使用するのかについて説明する。また、ナトリウムを冷却材として使用するための設計上の考慮、ナトリウムの抜き取り、微調整棒駆動機構の荷重増加、及びナトリウム取扱作業における安全確保について説明する。さらに、高速増殖炉の冷却材としてどのようなものが検討されているのかについて説明する。

1.1 ナトリウムとは

ナトリウムは金属の一種で、常温では銀白色の固体である。(図1.1.1) 温度が約100℃～約880℃の範囲では液体であり、外観は水銀に似ている。

(図1.1.2)

ナトリウムは化学的に活性であり、高い温度で空気に触れると空気中の酸素と反応し、燃焼する。(図1.1.3) また、水に触れると激しく反応し、水素を発生する。

ナトリウムは地球上に大量に存在する物質で、例えば海水1kgの中に約10gも含まれている。

ナトリウムは工業的に塩を電気分解して作られ、有機化学工業の分野で材料として使用される他、街灯などのナトリウム灯として使われている。わが国では年間、約4000t(1990年～1993年実績)のナトリウムが生産されている。ナトリウムを含む工業製品の代表的なものに苛性ソーダがあるが、その生産量は年間約450万t(2000年)に上る。

1.2 何故ナトリウムを使用するのか

「もんじゅ」ではナトリウムが原子炉容器、1次主冷却系循環ポンプ、1次系配管、中間熱交換器(伝熱管外)、1次系オーバーフロータンクなどの1次系機器配管の内部に約760t、2次主冷却系循環ポンプ、2次系配管、中間熱交換器(伝熱管内)、蒸気発生器、2次系オーバーフロータンクなどの2次系機器配管の内部に約760t、炉外燃料貯蔵設備の機器配管内に約150t、合計で約1700t存在する。(図1.2.1)

「もんじゅ」でナトリウムを冷却材として使用しているのは、次のような理由による。

1.2.1 核的特性

「もんじゅ」の原子炉はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料である炉心燃料領域と劣化ウランであるブランケット燃料領域で構成され、全体としてほぼ六角形の断面をしている。原子炉の熱は主に炉心燃料領域における核分裂連鎖反応により発生し、ブランケット燃料領域は炉心燃料領域を囲むように配置され、原子炉全体としての増殖比を高めている。(図1.2.2)

(1) 中性子減速効果

軽水炉は核分裂反応により飛び出してくる中性子の速度を冷却材である水を利用して下げ、熱中性子として使用するのに対して、高速増殖炉は「増殖」という性質を引き出すために、中性子を減速する効果の少ないナトリウムを冷却材として使用することは第7回委員会資料(資料No.1 - 3)で既に説明した。

では、何故水は中性子を減速させ、ナトリウムは中性子を減速させる効果が少ないのか説明する。中性子を減速させるには、中性子と同じ位の重さの原子に中性子を当ててやるのがよい。これは止まっている野球のボールに別の野球のボールが飛んで来てぶつかった場合を想像すると良く分かる。飛んで来たボールは著しく減速し、止まっていたボールがはじき飛ばされて勢い良く動き出すであろう。野球のボールを重い石の塊に当てても、石の塊はびくともせず、ボールは跳ね返されて少しも減速することはない。

水は水素原子と酸素原子から出来ており、水素原子は中性子と同じ位の重さを持つ。一方、ナトリウム原子は中性子の約23倍の重さを持つ。中性子は水の水素原子に当たり減速するが、ナトリウムでは跳ね返って減速しにくい。従って、水は中性子を減速させ、ナトリウムは中性子を減速させる効果が少ない。(図1.2.3)

高速増殖炉の冷却材として使用する温度で液体や気体の状態にあり、中性子を減速させる効果が少なく、高速増殖炉の冷却材として検討された物資について、主な性質を表1.2.1に示す。

(2) 中性子吸収性

高速増殖炉の冷却材として使用するためには、冷却材が中性子を無駄に吸収しないことも必要である。冷却材に吸収される中性子が多いということは、核分裂連鎖を維持するための中性子が少なくなるということであり、また、「増殖」させるためにウラン238に吸収させる中

性子も少なくなってしまうからである。表1.2.1には中性子を吸収する性質も比較して示した。

ナトリウムは水や水蒸気やヘリウムと比べると、中性子を吸収する性質は大きいですが、鉛、水銀、ナトリウム・カリウムよりは中性子を吸収する性質は小さく、高速増殖炉の冷却材に適していると言える。

1.2.2 熱流力特性

高速増殖炉の出力密度（炉心の単位体積あたりに発生する熱量）が軽水炉より高いことは、第7回委員会資料（資料No.1 - 3）で説明した。このため、高速増殖炉の冷却材は熱を除去する特性、即ち熱を伝える特性が優れている必要がある。表1.2.1 に熱流力特性も比較して示した。

ナトリウムは熱伝導率が高く、熱を伝える特性に関してナトリウムが優れていることがわかる。また、炉心を除熱するには冷却材をポンプによって循環する必要があり、ポンプを動かすエネルギー、即ちポンプ動力を消費する。表1.2.1からナトリウムは鉛、水銀と比べて比重が小さく、ポンプ動力が小さい冷却材であることがわかる。

従って、ナトリウムはポンプによる循環により熱を運ぶ冷却材として適している。

1.2.3 その他

ナトリウムの沸点は1気圧で約880°Cと高く、原子炉の通常の運転範囲では沸騰し得ないので、沸騰によって伝熱性が急激に低下するようなことがない。

ナトリウムは化学的には活性で水や空気と反応するが、極めて好都合なことにステンレス鋼など鉄鋼類を腐食させることが少ない。ステンレス鋼の容器の中で、アルゴンガスなどの不活性ガスの下で使用すれば安定な物質として扱うことができる。

1.3 ナトリウムを冷却材として使用するための設計上の考慮

ナトリウムを冷却材として使用するために設計上考慮しなければならない事柄のうち、ナトリウム漏えい対策については第2回～第3回の委員会で、ナトリウム-水反応対策については第5回の委員会で説明したところであるので、ここではそれ以外の事柄について説明する。

1.3.1 ナトリウムと空気の接触防止

ナトリウムが空気中の酸素と反応することから、「もんじゅ」では原子炉容器、1次主冷却系循環ポンプ、1次系オーバーフロータンク、2次主冷却系循環ポンプ、2次系オーバーフロータンク、蒸発器、過熱器など、ナトリウムを内包し内部にナトリウム液面を有する機器は、その液面上をナトリウムと反応しない不活性ガスであるアルゴンガスで覆い（これをカバーガスという）、ナトリウムが空気と直接接触しない構造としている。

図1.3.1に「もんじゅ」のナトリウムカバーガスを示す。1次アルゴンガスの圧力は約 0.5kg/cm^2 （原子炉容器）、2次アルゴンガスの圧力は約 1kg/cm^2 （蒸発器）であり、万一、ナトリウムを内包する機器のカバーガス部が破損しても、空気が機器の内部に入り込むことはない。

1.3.2 ナトリウムの凍結防止

ナトリウムが循環する系統及び機器は、ナトリウムが凍結してその機能が失われないよう、保温材を設置するなど、ナトリウムが凍結しない設計としている。また、原子炉が停止するときは、ナトリウムが凍結しないよう予熱ヒータ（電気ヒータ）により加熱するものとしている。

図1.3.2に主要予熱設備を示す。予熱設備には温度検出器を設置しており、それにより予熱温度を検出し、 200°C になるよう予熱制御設備により予熱ヒータを自動的に制御している。図1.3.3に予熱ヒータの配管への施工例を示す。

1.3.3 熱応力に対する設計上の考慮

原子炉の出力の変動などにより冷却材の温度が変化し、機器配管が加熱あるいは冷却される時、機器配管には変形（伸び、縮み）が生じる。機器配管は原子炉建物の中に何らかの形で据え付けられているので、この変形を完全に自由にさせておくことはできない。いくらかは変形を拘束することになる。更に、機器配管に温度差がある場合は、変形量の違いにより機器配管自体がそこに発生する変形を拘束する。

機器配管の変形が拘束されると応力が発生する。即ち、力がかかる。この応力を熱応力という。原子炉の起動停止や緊急停止などに伴う冷却材の温度変化を熱過渡と呼ぶが、機器配管には熱過渡により繰り返し熱応力が作用する。原子炉が緊急停止したときなどは冷却材の温度変化が特に大きく、速度が速いので、機器配管には急激に大きな熱応力が発生する。この現象を熱衝撃という。「もんじゅ」のように冷却材に熱を伝

えやすいナトリウムを使用していることは、熱衝撃が大きくなる原因となる。機器配管に設計を超えた大きさ、回数の熱応力、熱衝撃がかかると、機器配管が破損に至る。この現象を熱疲労という。

軽水炉は冷却材に水を使用し圧力が高いので、主として内圧による破壊を防止することを主眼に構造設計が行われるが、「もんじゅ」では熱衝撃を防止し、熱疲労により機器配管が破損しないよう、十分に注意して設計が行われている。（図1.3.4）

熱疲労に対する機器配管の健全性の確保の観点からは、「もんじゅ」は運転中に予想される通常の起動停止回数、緊急停止の回数、そのときの温度変化量、変化率などの条件を、余裕をもって設定し、その条件下で健全性が確保できるように、機器配管の設計を行っている。

熱衝撃の防止の観点からは、1次主冷却系循環ポンプのコーストダウンが特徴的である。コーストダウンというのは、ポンプが停止した後の冷却材循環流量の低下の仕方を言い、ポンプの回転慣性（はずみ車のような惰性）により決まる。「もんじゅ」の1次主冷却系循環ポンプは原子炉の定格出力運転中、ナトリウムを循環し炉心の熱を運んでいる。1次主冷却系循環ポンプが何らかの原因で停止したときは、ナトリウムの循環流量が低下し、炉心の除熱能力が低下するから、原子炉は自動的に停止される。このとき、ナトリウムの循環流量の低下が速すぎると炉心の温度が上昇してしまう。しかし、ナトリウムの循環流量の低下が過度に緩慢であると、炉心から出てくる冷却材の温度が急激に低下し、それまで高温であった原子炉出口側の機器配管に温度が低い冷却材が急激に流れ込み、熱衝撃を与えてしまう。このような観点から、1次主冷却系循環ポンプはコーストダウンを適切に設定している。

1.3.4 1次冷却材の漏えいに対する設計上の考慮

「もんじゅ」では原子炉容器、1次主冷却系循環ポンプ、1次系配管、1次系オーバーフロータンク等、1次冷却材を保有する機器・系統を収納する部屋は、運転時、窒素ガスを注入し低酸素雰囲気とする設計としている。このことにより、1次冷却材が漏えいした場合でも、放射性のナトリウム酸化物等が放出されることを防止している。（図1.3.5）

1.3.5 燃料取扱の安全確保

「もんじゅ」は冷却材にナトリウムを使用しているので、原子炉容器を開放し、目視しながら燃料交換を行うことはできない。また、使用済みの燃料にはナトリウムが付着しているので、そのまま使用済燃料貯蔵池

(水プール) に貯蔵することができない。図1.3.6に「もんじゅ」の燃料取扱設備を示す。「もんじゅ」では、燃料の炉心からの取り出し、炉心への装荷は交換装置により、目視確認することなく遠隔操作で実施できる設計としている。また、使用済燃料は燃料洗浄設備で洗浄してから、使用済燃料貯蔵池に貯蔵する。燃料洗浄設備では、アルゴンガスを循環させて冷却しながら徐々に水蒸気を注入してナトリウムと反応させる洗浄を行い、反応が終了した後、水を注入して仕上げ洗浄を行う設計である。

1.4 ナトリウムの抜き取り

「もんじゅ」では機器配管等の保守補修を行う際は、ナトリウムを抜き取る。1次系の場合、ナトリウム機器配管が設置されている部屋には窒素が充填されているが、先ず、ループからナトリウムを抜き取り、そのループの機器配管が設置されている部屋の内部を窒素から空気に置換してから作業員が入室し、保守補修作業を行う。部屋の内部を空気にするのは、ループ毎に行うことができる。

「もんじゅ」はA、B、Cの3ループあるが、例えば、Bループの保守補修を行う時は、Bループのナトリウムを抜き取り、Bループの機器配管が設置されている部屋の内部を空気にして、保守補修作業を行う。この時、A、Cループはナトリウムが充填されたままで、ナトリウムが循環している。A、Cループの機器配管が設置されている部屋の内部は窒素のままである。

「もんじゅ」の1次系は、2ループのナトリウムを同時に抜き取れるようにナトリウムタンクを4基、設置している。

2次系も同様に、2ループのナトリウムを同時に抜き取れるようにナトリウムタンクを5基、設置している。(2次系の機器配管が設置されている部屋は常に空気なので、空気置換する必要はない。)

1.5 制御棒駆動機構の荷重増加

1.5.1 微調整棒駆動機構の荷重増加現象

「もんじゅ」の制御棒は微調整棒3体、粗調整棒10体及び後備炉停止棒の6体の全数で19体ある。これらの制御棒は、炉心の上部に設置されているそれぞれの制御棒駆動機構により上下され、原子炉の出力調整や緊急時停止を行う。「もんじゅ」の制御棒駆動機構は多様性を考慮して設計されており、機能の分担や、スクラム方式、スクラム時の加速方式、ベローズ位置などを変えて、同一事象での故障が生じないような設計となっている。(図1.5.1)

これらの制御棒駆動機構は、制御棒が円滑に上下動作することを監視するため、その駆動荷重が測定されている。3種類ある制御棒のうち微調整棒について駆動荷重が増加する事象が平成4年9月に3機全数に、平成6年11月と平成7年5月には2号機のみが発生した。なお、粗調整棒、後備炉停止棒に関しては、このような荷重増加事象は発生していない。（「もんじゅ」初臨界は平成6年4月、「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故は平成7年12月）

1.5.2 原因の究明

この駆動荷重増加事象が発生した際、制御棒の作動確認を行い、荷重増加事象の原因究明を行ったところ、駆動機構の上部案内管部にナトリウム中の不純物がナトリウム化合物になって付着したため駆動荷重が増加したものと推定された。また、出力運転時は駆動荷重の増加は見られなくなることから、このナトリウム化合物は出力上昇による温度上昇過程で溶融すると推定された。

その後、微調整棒駆動機構上部案内管内部を引き抜き、分解調査を実施し原因を確認した結果、推定したとおりナトリウム初期充填時のナトリウム中不純物がナトリウム液面に浮遊し、それがナトリウムの液面上昇によって制御棒駆動機構上部案内管内部の狭隘部に進入し、駆動軸と案内管の間に付着し、駆動荷重を増加させるに至ったことが確認された。（図1.5.2）

1.5.3 対策

駆動荷重増加事象は、微調整棒駆動機構上部案内管内部の構造に起因した特有の事象であるため、ナトリウム不純物対策として微調整棒駆動機構のナトリウム接液部にナトリウム流動孔を設け、ナトリウム不純物の滞留を防止することとした。

また、たとえナトリウム化合物が付着したとしても、制御棒の駆動を阻害することがないように、ナトリウム液面近傍の狭隘部を広げることとした。（図1.5.3）

尚、この件は国の安全性総点検指摘事項の1つとなっている。

1.6 ナトリウム取扱作業に係る安全確保

1.6.1 ナトリウム取扱作業の安全対策

ナトリウムが付着した機器配管の分解、改造においては、それぞれの状況に応じてナトリウムに係る作業安全確保を第一に、施工品質確保と短い工期の実現を考慮した工法を採用する。

2次冷却システムの改造工事を例にとると、配管を輪切りに切断し、取り外した箇所に新規配管を設置する工事となる。2次主冷却システム改造工事の作業ステップを図1.6.1に示す。この場合、ナトリウムによる発火防止を目的として、ナトリウムの付着している箇所は不活性なアルゴンガス雰囲気となる工法を採用する。

各作業ステップにおける具体的な安全対策は以下のとおりである。

- (1) 旧配管切断：配管内部をアルゴンガスで封入した状態で配管をローラカッターで押し切るといふ発熱しない工法の採用により、配管内面に付着したナトリウムの発火を防止する。（図1.6.1の 1）
- (2) 切断配管取外し：切断配管内面に付着しているナトリウムが直接空気と触れて酸化反応を起こすことを防ぐために、配管切断後速やかに配管切断端面を閉止する。切断後閉止までの間は、配管中のアルゴンガスを微正圧にすることにより、作業雰囲気の空気が切断面から配管作業雰囲気が酸素欠乏状態となることが考えられることから、作業員は空気マスクの着用などの安全措置を採る。
- (3) 配管開先加工：切断面に新規配管を溶接する準備として、開先加工部内面に付着しているナトリウムをウエスで洗浄する。（図1.6.1の 5）洗浄したナトリウムが万一発火しても火災となることがないように、除去したナトリウムは金属製容器に封入する。また、ナトリウム洗浄に使用したウエスは、ナトリウムが付着している可能性があるため、金属製容器に保管する。
- (4) 配管溶接：溶接による熱がナトリウムに伝わっても発火しないよう新規配管中及び系統側配管中ともにアルゴンガスを封入しておく。（図1.6.1の 9）なお、開先加工時に行うナトリウムの洗浄は溶接熱によりナトリウムが溶融しない範囲まで拭取る。

ナトリウムが付着した機器・配管の分解・改造は、作業安全性、施工品質確保、短工期の要求条件を満たすため、ナトリウム付着配管の作業性確認、空気混入防止工法の確認など、各種確認試験を実施し、それらに裏打ちされた確実な工法にて実施して行く。（図1.6.2）

1.6.2 火災防止対策

平成13年10月31日、「常陽」メンテナンス建屋において、火災が発生した。その原因は、「1次系配管サーバランス材取り出し作業」で脱落したナトリウムが可燃性廃棄物のカートンボックス（紙製）に混入し、そこで起った化学反応によるものと推定された。

「もんじゅ」では、「常陽」における火災発生原因を踏まえて、ナトリウムを大気開放下で取扱うときは以下に示す安全対策を行う。（表1.6.1、図1.6.3）

(1) 脱落ナトリウムの対策

ナトリウムが脱落しても安全に回収ができるよう、金属製キャッチパンなどを作業場所の下部に設置する。

(2) ナトリウムの散逸対策

1) 金属製キャッチパンに脱落したナトリウムは、金属製容器に回収する。

2) ナトリウムが付着している可能性のある工具、作業服などは、水などで濡れたウエス類で拭き取る。

(3) ナトリウムが廃棄物に混入した場合の対策

1) ナトリウムが付着している可能性のある工具、作業服などを拭き取ったウエス類は、全て金属製容器に保管してから処理する。

2) 作業に使用したゴム手袋など、ナトリウムが付着している可能性のある廃棄物は、全て金属製容器に保管してから処理する。

(4) 作業場所から可燃物を排除

作業場所には不要な可燃物の持ち込みを行わないことを徹底する。また、グリーンハウスを設置する場合は、壁、天井及び床には全て防炎シートを用いる。

(5) 教育

ナトリウムを大気開放下で扱う作業を管理する者、作業の責任者は、ナトリウムの性質、作業における安全のポイント（金属製キャッチパンなどの設置、取り除いたナトリウムの保管方法、ウエス類の保管方法）の教育を受けた者が当たる。

1.7 高速増殖炉用冷却材の検討

1.7.1 開発経緯

高速炉における冷却材の選定条件は、1.2で述べたように、①中性子をなるべく減速させないこと、②中性子の吸収がなるべく小さいこと、及び③除熱能力が優れていることが主なものである。

従って、高速増殖炉の開発初期の段階から、高い増殖性能を達成するという観点から、水など軽い原子核を含むものでなく、中性子の減速効果の少ない比較的重い元素の液体金属が、まず着目された。

実際、最初の高速炉である米国のクレメンタイン炉では、水銀が冷却材として使用された。しかし、水銀は価格が高く、沸点が低いなどの欠点からその後、水銀を冷却材として用いた原子炉は建設されていない。鉛およびビスマスについても研究されたが、構造材との共存性、循環させるためのポンプ動力の増大などの理由から除かれ、結局ナトリウムが高速炉の冷却材として、世界的に主流になった。

ナトリウムは1.2で述べたように、中性子を減速する効果が少なく、中性子を吸収する性質も小さいので、増殖の観点から問題なく、また、優れた伝熱媒体である。ナトリウムが伝熱媒体として工業的な規模で使用されたのは原子力の分野が初めてであり、このためナトリウム技術の開発が行われてきた。サイクル機構では、大洗工学センターを中心にして1970年代から30年以上にわたって、ナトリウム技術の研究開発が続けられている。

1.7.2 様々な冷却材の高速増殖炉

1.3.1で述べたように高速増殖炉の冷却材としてはナトリウムが主流であるが、高速増殖炉の実用化に向けての研究開発は非常に長期にわたるため、社会的な情勢や内外の研究開発動向等を見極めつつ、長期的展望を踏まえて進める必要がある。そこで、これまでの技術開発の方向性にこだわることなく、革新的技術の導入を図り、将来の軽水炉と比肩しうる経済性を達成目標とした研究開発の一環として、高速増殖炉に適用できると考えられる様々な冷却材を利用した原子炉についての検討も進められている。

(1) 重金属冷却炉

重金属冷却炉では、冷却材として鉛又は鉛ビスマス合金が考えられる。

鉛は、沸点が約1750°Cと高く、また、水及び空気との反応性が低

いことから、ナトリウムの欠点が解決できる可能性を有している。また、中性子を減速する効果はナトリウムより小さく、炉心の中性子の平均速度はナトリウムより速くなるので、増殖比等の炉心性能は、ナトリウム冷却炉よりもやや改善できる可能性がある。

一方、鉛の伝熱特性がナトリウムに比べて劣ることからコンパクトな炉心にできないこと、比重が大きいことから大きなポンプ動力が必要となること、高温の鉛が構造材料等を腐食させること、融点が328℃と高く、予熱設備によるエネルギーの消費が増加すること等、多くの解決すべき技術課題がある。

鉛ビスマスについては、基本的には鉛と同じ特性で融点が124℃と低い有利性はあるが、放射性ポロニウムの生成及びビスマス資源量が限られている点が課題である。

(2) ガス冷却炉

ガス冷却炉では、炭酸ガス冷却炉及びヘリウムガス冷却炉が考えられる。

ガス冷却炉の利点は、ガスが不活性な冷却材であることから、2次系を削除した簡素なシステムとなると共に、プラントの保守・補修が容易にできることである。

炭酸ガス冷却炉については、英国の商用炉である改良型ガス冷却炉の設計・運転経験を活用できることから、高温化の限界があるものの開発課題は比較的少ない。

一方、ヘリウム冷却炉については、熱輸送能力が炭酸ガスより劣ることから、燃料や冷却系に特別の工夫が必要であるが、発電系にガスタービン利用することにより簡素で高温・高効率を達成する概念が考えられる。

ガスは上記のような利点がある一方で、液体金属よりも熱輸送能力に劣るため、炉心、機器、熱交換器が大型化する可能性があること、また、高圧（炭酸ガスで40気圧、ヘリウムガスで100気圧以上）であり、配管等が破損し急激に圧力が低下すると除熱能力も著しく低下するので、事故時の冷却能力について検討する必要がある。

(3) 水冷却炉

水冷却炉は、沸騰水型軽水炉（72気圧、287℃）の炉心を稠密な構成にするか、あるいは、加圧水型炉（157気圧、320℃）に重水を用いることにより増殖炉となる可能性がある。また超臨界圧水（250気

圧、530℃) を用いたシステムでは、直接サイクル (超臨界圧蒸気タービン) を利用でき、簡素なシステム構成の増殖炉となる可能性がある。

しかしながら、水冷却炉もガス冷却炉と同様に高圧システムとなるので、事故時 (配管破損時) の炉心冷却性等について検討する必要がある。

2 プルトニウム

プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料を使用する上での安全対策としては、「プルトニウムの閉じ込め」と「保障措置及び核物質防護」が挙げられる。

2.1 プルトニウムの閉じ込め

プルトニウムはウランと同様にアルファ線を放出するが、プルトニウムの半減期はウランの半減期よりも非常に短い（例えば、プルトニウム239の半減期が 2.412×10^4 年に対してウラン235の半減期は 7.038×10^8 年）ため、プルトニウム単位重量当りの放射能の強さはウランに比べて高い。しかし、長年、医療用に用いられているラジウムよりは低い。

「もんじゅ」の燃料には、約20%のプルトニウムとウランを混ぜた混合酸化物燃料が使われているが、燃料のペレットは酸化物として焼き固められた状態にあり、ペレットは燃料被ふく管内に密封され、1次冷却材であるナトリウムと完全に隔離されている。また、原子炉容器や配管等、原子炉格納施設、外部遮へい建物等、何重もの障壁によりプルトニウムが環境中に放出されることを防止している。

軽水炉と同様に、通常運転時は勿論、運転時の異常な過渡変化時や事故時においても、この燃料からプルトニウムや放射性物質が外部に漏れることがないように、何重もの物理的障壁が設けられている。

また、「もんじゅ」では技術的見地からは起こるとは考えられない立地評価上の仮想事故時においても、敷地境界外における被ばく線量の最大値は「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」（昭和56年7月 原子力安全委員会）に示されるめやす線量を十分に下回るように設計されていることについても第7回委員会で説明した。

2.2 保障措置及び核物質防護

2.2.1 核不拡散と保障措置

保障措置とは、核兵器に使用可能な核燃料物質であるウランとプルトニウムが、平和目的に限り使用され、核兵器に使用されていないことを確認する措置のことをいう。

我が国は、原子力の利用を平和目的に限ることを原子力基本法に定め、また、核兵器の拡散防止の取り組みとして「核兵器の不拡散に関する条約」（核不拡散条約、NPT条約）を批准し、原子力利用を平和目的にのみ行うことを国際的に約束している。わが国は、上記のNPT条約に基づいて、国際原子力機関（IAEA:International Atomic Energy Agency）と保障措

置の実施内容について協定（日本-IAEA保障措置協定）を締結し、各施設ごとに、計量管理により核燃料物質がどこにどれだけあるのかをIAEAに報告するとともに、IAEAからの査察（施設への立ち入り検査）を受け入れている。

2.2.2 「もんじゅ」の保障措置

「もんじゅ」の保障措置は、燃料にプルトニウムを使用すること及び冷却材にナトリウムを使用することにより、軽水炉の保障措置と比べると厳しい基準が適用されている。表2.2.1にもんじゅと軽水炉の比較を示す。

まず、核燃料物質の核兵器への転用性を考慮して、査察の頻度は軽水炉が3ヶ月に1回なのに対して、「もんじゅ」では月に1回となっている。

また、核燃料物質を不正に他の施設に移動させるようなことがなかったことを示す手段として、核燃料物質の容器などに封印を施したり、ビデオカメラで常時監視するなどの「封じ込め／監視」があるが、軽水炉は核燃料物質の貯蔵場所にのみ「封じ込め／監視」を求められているのに対し、「もんじゅ」は核燃料物質の貯蔵場所だけでなく移動経路の全てについて「封じ込め／監視」を行うように求められている。

「もんじゅ」は冷却材がナトリウムであるため、原子炉容器や炉外燃料貯蔵槽については開放して内部を直接目視することができない。このような区域を接近困難区域という。軽水炉は冷却材が水であり、接近困難区域はなく、万一、「封じ込め／監視」に不具合があっても、核燃料物質の貯蔵場所を直接、目視して確認することができるが、「もんじゅ」の原子炉容器や炉外燃料貯蔵槽で「封じ込め／監視」に不具合が生じると、直接、目視確認することが出来ないため、「もんじゅ」の原子炉容器や炉外燃料貯蔵槽は「封じ込め／監視」を2重にすることを求められている。

「もんじゅ」に設置されている保障措置機器の一例（新燃料の炉心への装荷経路）を図2.2.1に示す。

2.2.3 核物質防護

核物質防護は核物質そのものの盗取、原子力施設や核物質の輸送などに対する妨害・破壊行為を防ぐための対策全体のこと言う。保障措置が核物質の不正使用を早期発見するため核物質を厳密に管理することであるのに対し、核物質防護は不正使用を意図するテロリストなどから核物質を防護し、不正使用を未然に防止するため侵入防止などの防護措置を講じるものであり、原子力の平和利用に関して両者は補完的な関係にある。

核物質防護に対しては、原子力委員会にてわが国の情勢にあった核物質

防護のあり方が検討、決定され、それに従い、関連法令が整備され、わが国は「核物質の防護に関する条約」（PP条約）を批准している。

このように核物質防護は法律、国際条約に基づき、外部から簡単に施設内に入り込むことが出来ないよう原子炉施設は防護柵で囲う、人の出入りを監視するための監視カメラや監視センサーをとりつける、原子炉施設は厳格な出入管理を行う、カメラやセンサーなどがとらえた異常は警備員室にいち早く伝えられるようにするとともに、警察や関係機関に連絡がとれる体制を整えるなど、厳格な対応を行っている。核物質防護システムの例を図2.2.2に示す。

核物質防護の観点からは、「もんじゅ」は軽水炉と特段に変わることはない。

3 安全性の評価

3.1 安全設計評価

原子炉施設の安全性について念には念を入れて確認するため「運転時の異常な過渡変化」と「事故」をあえて想定して評価を行っている。

運転時の異常な過渡変化と事故は設計基準事象とも呼ばれ、多重防護の考え方で行われる安全設計の妥当性を総合的に確認することを目的として行われているものであり、軽水炉でも高速増殖炉でも同様の考え方で安全評価が行われている。

加えて、「もんじゅ」は研究開発段階の原子炉にあり、その運転実績がまだ少ないことを考慮して、「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（技術的には起こるとは考えられない事象ともいう。）についても評価を行い、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ととして、「もんじゅ」の安全余裕を確認している。

3.1.1 運転時の異常な過渡変化

運転時の異常な過渡変化は、運転中に予想される機器の単一の故障、誤動作、誤操作等によって生じる異常な状態で、原子炉施設の安全審査では、事象の原因となった故障部等の復旧を除けば、格段の修復なしに通常運転に復旧できることを確認する。

運転時の異常な過渡変化として評価が行われている事象は以下に示す通りである。

(1) 炉心内の反応度または出力分布の異常な変化

- (a) 未臨界状態からの制御棒の異常な引き抜き
- (b) 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
- (c) 制御棒落下

(2) 炉心内の熱発生または熱除去の異常な変化

- (d) 1次冷却材流量減少
- (e) 1次冷却材流量増大
- (f) 外部電源喪失
- (g) 2次冷却材流量減少
- (h) 2次冷却材流量増大
- (i) 給水流量喪失
- (j) 給水流量増大
- (k) 負荷の喪失

(3) ナトリウムの化学反応

- (1) 蒸気発生器伝熱管水漏えい

3.1.2 事 故

事故は運転時の異常な過渡変化を超える事象であって、発生する頻度は稀であるが、発生した場合はさらに影響が大きくなる可能性がある事象である。原子炉施設の安全審査では、事象の発生によっても、炉心の溶融あるいは著しい損傷に至ることなく、かつ、周辺への放射性物質の放出をある限度内にとどめ得ることを確認する。

事故として評価が行われている事象は以下に示す通りである。

- (1) 炉心内の反応度の増大に至る事故
 - (a) 制御棒急速引抜事故
 - (b) 燃料スランピング事故
 - (c) 気泡通過事故
- (2) 炉心冷却能力の低下に至る事故
 - (d) 冷却材流路閉塞事故
 - (e) 1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故
 - (f) 2次主冷却系循環ポンプ軸固着事故
 - (g) 主給水ポンプ軸固着事故
 - (h) 1次冷却材漏えい事故
 - (i) 2次冷却材漏えい事故
 - (j) 主蒸気管破断事故
 - (k) 主給水管破断事故
- (3) 燃料取扱いに伴う事故
 - (l) 燃料取替取扱事故
- (4) 廃棄物処理設備に関する事故
 - (m) 気体廃棄物処理設備破損事故
- (5) ナトリウムの化学反応
 - (n) 1次ナトリウム補助設備漏えい事故
 - (o) 蒸気発生器伝熱管破損事故
- (6) 原子炉カバーガス系に関する事故
 - (p) 1次アルゴンガス漏えい事故

3.1.3 技術的には起るとは考えられない事象

高速増殖炉の運転実績が僅少であることに鑑み、「技術的には起るとは考えられない事象」をあえて想定して、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、放射性物質の放散が適切に抑制されることを確認している。

技術的には起るとは考えられない事象として評価が行われている事象は以下に示す通りである。

(1) 局所的燃料破損事象

(a) 燃料要素の局所的過熱事象

(b) 集合体内流路閉塞事象

(2) 1次主冷却系配管大口径破損事象

(3) 反応度抑制機能喪失事象

(a) 1次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象

(b) 制御棒異常引抜時反応度抑制機能喪失事象

3.2 立地評価

安全審査では、更に念には念を入れた安全性の確認として、重大事故と仮想事故の二つを想定して、原子炉施設が、安全対策設備との関連上、周辺に住む方々から十分に離れているという立地条件を備えており、万一の場合も周辺に住む方々の安全が確保されることを更に確認している。これは「立地評価」と呼ばれている。

3.2.1 重大事故

重大事故は、現実的には発生する可能性はないが、純技術的見地からみた場合には最悪の場合起こる可能性が皆無とはいえないかもしれない事故であり、このような事象が発生しても周辺の公衆に放射線障害を与えないことを確認している。

重大事故として評価が行われている事象は以下に示す通りである。

(1) 1次冷却材漏えい事故

(2) 1次アルゴンガス漏えい事故

3.2.2 仮想事故

仮想事故は、重大事故を超えるような技術的見地からしても起こるとは考えられない事故であり、このような事象が発生しても周辺の公衆に著しい放射線障害を与えないことを確認している。また、集団に対する影響が十分に小さいことを確認している。

仮想事故として評価が行われている事象は以下に示す通りである。

- (1) 炉心に内蔵されている核分裂生成物のうち希ガス100%、よう素10%また、炉心のプルトニウム1%が原子炉格納容器内床上（図3.1.1）に放出されると仮定

以 上