

高速増殖炉の安全性

1. 高速増殖炉の安全性
2. 燃料の安全性
3. 炉心崩壊事故評価
4. 安全性の評価（立地評価）

平成14年4月16日

核燃料サイクル開発機構

1 高速増殖炉の安全性

1.1 原子炉の仕組み

1.1.1 核分裂連鎖反応

ウラン 235 やプルトニウム 239 に中性子を当てると、核分裂反応が起きてエネルギーが発生するとともに、中性子が 2～3 個、飛び出してくる。飛び出してくる中性子のうち、あるものは原子炉の外へ漏れたり、原子炉の構造材等に吸収されたりして消えてしまうが、あるものは他のウラン 235 やプルトニウム 239 に当たり、次の核分裂反応を引き起こす。このように、次々と起きる核分裂反応を核分裂連鎖反応という。図 1.1-1 に核分裂連鎖反応の模式図を示す。

原子炉は、この核分裂連鎖反応を制御した状態で安全、安定に発生させる装置である。

1.1.2 高速増殖炉と軽水炉

核分裂によって飛び出してくる中性子のエネルギーは、平均 2MeV (メガ・エレクトロン・ボルト: 10^6 eV、eV: エレクトロン・ボルトはエネルギーの単位) 程度であるが、エネルギーが数百 keV (キロ・エレクトロン・ボルト: 10^3 eV) 程度以上の速度の速い中性子を高速中性子という。これに対して、エネルギーが 0.5eV 程度以下の速度の遅い中性子を熱中性子という。

高速増殖炉は図 1.1-1 に示すようにプルトニウム 239 を燃料として高速中性子で核分裂連鎖反応を発生させる原子炉であり、軽水炉はウラン 235 を燃料として熱中性子で核分裂連鎖反応を発生させる原子炉である。表 1.1-1 に高速増殖炉と軽水炉の比較を示す。また、図 1.1-2 に高速増殖炉と軽水炉の構成を示す。

1.1.3 増殖の仕組み

軽水炉は燃料にウラン 235 を使用している。ウラン 235 は高速中性子より熱中性子による方が核分裂反応を起こしやすいため、核分裂によって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、熱中性子として利用する。

核分裂反応によって飛び出してくる中性子が、燃えないウランと呼ばれているウラン 238 に吸収されると、ウラン 238 はプルトニウム 239 になる。核分裂によって飛び出してくる中性子のうち、核分裂連鎖反応を維持するのに 1 個の中性子を使用し、原子炉の外へ漏れたり原子炉の構造材等に吸収されて消えてしまう中性子は実際上、平均で 0.2 個以上見積もる必要があることから、核分裂によって飛び出してくる中性子の数が平均 2.2 個以

上あれば、1 個以上の中性子をウラン 238 に吸収させてプルトニウム 239 にすることができる。すなわち、1 個の核分裂反応で 1 個以上のプルトニウム 239 を作り出す「増殖」が可能になる。表 1.1-2 に増殖の仕組みについて高速増殖炉と軽水炉を比較して示す。

核分裂によって飛び出してくる中性子の数は、エネルギーが高い中性子で核分裂が発生した場合の方が多い。そこで、水のような中性子を減速する冷却材を使用せずに、中性子を減速させる効果が少ないナトリウムを冷却材に使用し、この「増殖」という性質を引き出そうとしたのが高速増殖炉である。

核分裂によって飛び出してくる中性子のエネルギーは、平均 2MeV 程度であることは既に述べたが、冷却材に中性子を減速させる効果が少ないナトリウムを使用しているにもかかわらず、原子炉の中では中性子のエネルギーは容易に 1MeV 以下に下がってしまう。平均では数百 keV 程度である。1MeV 以上の中性子で核分裂反応が発生した場合は、核分裂反応で飛び出してくる中性子の数はウラン 235 もプルトニウム 239 も平均で 2.2 個を超えているが、数百 keV 程度の中性子で核分裂反応が発生した場合、ウラン 235 の場合は飛び出してくる中性子の数の平均は 2.2 個を下回ってしまう。これに対し、プルトニウム 239 の場合は、飛び出してくる中性子の数の平均は依然として 2.2 個以上ある。したがって、ウラン 235 で「増殖」の特性を引き出すのは非常に困難であり、「増殖」という性質を引き出すためには、プルトニウム 239 を燃料にして、中性子を減速させる効果が少ないナトリウムを冷却材に使用する必要がある。

1.2 高速増殖炉の安全確保の考え方

1.2.1 多重防護による安全確保

高速増殖炉の安全確保は軽水炉と同様に、「多重防護」という考え方により成り立っている。

「多重防護」は次の 3 つの段階から成る。

- 1) 運転時の異常発生防止
- 2) 異常の拡大と事故への発展防止
- 3) 放射性物質の異常放出防止

この「多重防護」という考え方は「人は誤り、機械は故障する」という考え方に基いており、異常が起こることを前提にし、そのような場合でも安全が確保されるよう安全対策を行うものである。図 1.2-1 及び図 1.2-2 に高速増殖炉と軽水炉の「多重防護」による安全確保を示す。

(1) 運転時の異常発生防止

運転時に異常が発生することを極力なくすため、設備・機器の設計、製作、据付、運転、点検保守段階で、以下の点に配慮する。

- 1) 設備・機器の設計や材料の選定は、適切な規格、基準によるとともに、設備・機器が受ける荷重や使用環境を考慮し、十分な強度を有するように行う。
- 2) 設備・機器の設計や材料の選定は、必要な性能に対し適切な裕度を持つように行う。
- 3) 設備・機器の設計、製作、据付の各段階で、適切な品質保証活動を実施し、設備・機器の高い信頼性を確保する。
- 4) 法令や規定、運転手順書に従うとともに、インターロックにより誤操作を防止して、安全な運転を行う。
- 5) 定期検査等、適正な頻度、範囲で点検を行い、十分な保守を行う。

(2) 異常の拡大と事故への発展防止

故障があっても安全な方向に働くフェイル・セーフな設計とし、万一、異常が発生した場合、それを早期に検知し、異常が拡大して事故に至ることを防止する。

- 1) 異常を早期に検知するシステムを設置するとともに、十分な運転監視を行う。
- 2) 事故に至るような異常を検知した場合は、原子炉を停止する等の安全装置を設置する。（「止める」）

(3) 放射性物質の異常放出防止

仮に環境へ放射性物質が異常に放出するおそれがあるような事故に至った場合でも、放射性物質の異常放出を抑制するために、炉心の冷却を確実に（「冷やす」）とともに、放射性物質の放出を抑制する（「閉じ込める」）ための設備を設置する。

1.2.2 原子炉停止系の信頼性確保（「止める」）

原子炉の出力の制御は、中性子を吸収する制御棒を炉心に挿入したり引抜いたりして行う。「もんじゅ」の制御棒は図 1.2-3 に示すように全部で 19 本あり、このうち 13 本は運転用及び緊急停止用の制御棒で、主炉停止系の制御棒と呼んでいる。残りの 6 本は、主炉停止系をバックアップするためのものであり、後備炉停止系の制御棒と呼んでいる。主炉停止系の制御棒は、そのうち 1 本が炉心に入らなくても原子炉を停止することができ

る能力を持つ。また、主炉停止系の制御棒が全く動かなくなった場合でも、後備炉停止系の制御棒だけで十分に原子炉を停止することができる。

この2系統の停止系は役割が異なるだけでなく、それぞれを働かせる信号回路なども独立しており、一方が故障しても他方がバックアップするようになっている。また、炉心に挿入する方法も、一方は重力とバネによるのに対し、他方は重力とガスの圧力によるといった異なる方法を採用している。

万一、原子炉の電源が切れた場合は、この2系統の停止系のいずれも、制御棒をつかんでいる電磁石が働かなくなり、制御棒を放してしまうので、制御棒は炉心の中に入り原子炉は停止するようなフェイル・セーフな設計にもなっている。

なお、軽水炉は原子炉停止系として制御棒を主設備にし、ほう酸水を冷却材に注入する設備をバックアップ設備としている。冷却材がナトリウム的高速増殖炉は、ほう酸をナトリウム中に注入することはできないため、ほう酸を冷却材に注入する設備を設置することはできないが、「もんじゅ」は制御棒を主炉停止系と後備炉停止系に分け、主炉停止系を主設備に後備炉停止系をバックアップ設備としている。

1.2.3 緊急時の炉心冷却（「冷やす」）

異常を検知して、原子炉を停止したとしても、炉心部には崩壊熱があるため、これを除去する必要がある。この炉心冷却が適切に行われないと、燃料が破損し、放射性物質が燃料要素の外に放出されることとなる。

(1) 補助冷却設備による炉心冷却

「もんじゅ」は補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊熱を除去する。補助冷却設備は2次主冷却系の途中から分岐して、2次系のナトリウムを冷却する空気冷却器につながっている。図 1.2-4 に補助冷却設備での崩壊熱除去を示す。

通常の運転時は空気冷却器出口止め弁を絞り、2次系のナトリウムは蒸気発生器の方に流れているが、異常が発生して原子炉が停止すると、1次、2次主循環ポンプの主モータが停止し、ポニーモータに切り替わる。ポニーモータは崩壊熱除去運転時に主循環ポンプを低流量運転するための小型のモータである。1次、2次主循環ポンプの主モータがポニーモータに切り替わる一方、蒸気発生器入り口止め弁が閉じ、空気冷却器出口止め弁が開いて、2次系のナトリウムは空気冷却器の方に流れる。空気冷却器には送風機が設置されており、ナトリウムは空気冷却器で冷却される。

このように、原子炉停止後の崩壊熱は、原子炉→中間熱交換器→空気冷却器へと移行し、除去される。

補助冷却設備は図 1.2-5 に示すように 3 ループすべてに設置されている。補助冷却設備の除熱容量は 1 基当たり 15MW であるが、1 ループのみの運転で炉心の崩壊熱を除去することができる。

なお、原子炉停止後の崩壊熱除去は、設計上は、上記の様に主循環ポンプや空気冷却器を駆動させる強制循環方式としているが、1 次、2 次主循環ポンプや空気冷却器の送風機が何らかの原因により停止したとしても、自然循環という受動的な方式によっても除熱能力が確保されるように設計されている。

(2) 冷却材漏えい事故時の炉心冷却

軽水炉は冷却材として水を高温で使用するため 1 次系の圧力を高くしている。そのため、万一、1 次系が破損した場合は、高圧の水が 1 次系の外に噴出し、また、圧力が低下することから沸騰し、急激に 1 次系から失われてゆく。従って、軽水炉は緊急炉心冷却系設備（ECCS）という緊急時に大量の水を送り込む設備を有している。

高速増殖炉は、沸点が約 880℃のナトリウムを使用しているため、1 次冷却系を 500℃程度の高温で使用しても、低圧で運転することができる。従って、万一、1 次冷却系が破損した場合でも、軽水炉のように急激に冷却材が失われることはなく、原子炉容器内の冷却材ナトリウム液位を、炉心冷却を行うのに最低限必要なレベルに保持することにより、炉心冷却が可能である。炉心冷却を行うのに最低限必要なレベルは、エマージェンシー・レベルといい、原子炉容器出口配管ノズル部より上のレベルを指す。原子炉容器内のナトリウム液位がこのレベルより下がると、3 ループある 1 次主冷却系の全てのループでナトリウムの循環が途切れ、炉心冷却が出来なくなる。原子炉容器内のナトリウム液位がエマージェンシー・レベルにあれば、破損したループでナトリウムの循環がなくなっても、他の 2 つのループでナトリウムの循環が確保されるので、炉心冷却が可能である。

原子炉容器内のナトリウム液位をエマージェンシー・レベルに保つため、1 次主冷却系の配管は図 1.2-6 に示すように、できるだけ高所を引き回している。エマージェンシー・レベルより高いところで、破損が発生しても原子炉容器内のナトリウム液位は、エマージェンシー・レベルより下がることはない。

一方、エマージェンシー・レベルより低いところの破損に備え、エマ

ージェンシー・レベルより低い 1 次主冷却系部分はガードベッセルという容器で囲むこととしている。エマージェンシー・レベルより低い 1 次主冷却系部分でナトリウムが漏えいした場合、漏えいしたナトリウムをガードベッセルにより受けて貯留し、貯留部分のナトリウム液位が原子炉容器内のナトリウム液位とエマージェンシー・レベルより上でバランスするようにガードベッセルの容積を設計している。

以上により、1 次主冷却系は必ずナトリウムの循環に必要な液位が確保され、中間熱交換器を介して、2 次主冷却系、補助冷却設備へと熱を伝え、炉心冷却を行うことが出来る。このように、万一、1 次冷却系が破損しても、炉心冷却が失われるとは考えられないため、「もんじゅ」は軽水炉の緊急炉心冷却系設備（ECCS）に相当する設備を必要としていない。

1.2.4 放射性物質の閉じこめ（「閉じこめる」）

燃料は円柱状に焼き固められており、これをペレットと呼ぶが、燃料ペレット自体、放射性物質を閉じ込める役割を果たしている。燃料ペレットは被覆管という金属のさやに密封されている。これを燃料要素と呼ぶ。燃料要素は燃料集合体として組み立てられ、原子炉容器の中に収納されている。原子炉容器は原子炉格納容器の中に収納され、原子炉格納容器は原子炉建屋に設置されている。このように、幾重にも放射性物質を閉じ込める障壁を設けている。高速増殖炉における放射性物質の閉じこめを軽水炉と比較して図 1.2-7 に示す。

1.3. 炉心の安全性

1.3.1 ドップラー効果

高速増殖炉も軽水炉も、燃料の中にウラン 238 が多量にある。「もんじゅ」は燃料の約 70%がウラン 238 であり、軽水炉は約 97%がウラン 238 である。ウラン 238 は、温度が高くなると中性子を吸収する割合が増加する性質を持っている。これをドップラー効果という。図 1.3-1 にドップラー効果の概念を示す。

何らかの原因（外乱）で炉心の核分裂反応が増加し、燃料の温度が上昇すると、ウラン 238 が中性子を吸収する割合が増加し、核分裂反応を抑制する効果を発揮する。これを固有の安全性という。高速増殖炉の固有の安全性を図 1.3-2 に示す。これによって図 1.3-3 に示すように原子炉は常に安定な状態に向かおうとする。

1.3.2 ボイド効果

炉心部に気泡（ボイド）が発生したことが炉心に与える影響をボイド効果という。

軽水炉では炉心部に気泡が発生すると、冷却材である水が中性子を減速する効果が低下し、ウラン 235 が核分裂反応を起こしにくくなるので、核分裂が減少する効果（負の反応度効果；出力の低下）がもたらされる。図 1.3-4 に軽水炉のボイド効果を示す。

ナトリウムは中性子を減速させる効果が少ないが、全くその効果がないわけではなく、中性子を少しは減速させることは 1.1.3 で述べた。高速増殖炉で炉心部に気泡が発生すると、この少ない減速効果が更に少なくなる。ところが、高速増殖炉の燃料であるプルトニウム 239 は中性子の速度が早い程、核分裂反応を起こしやすくなるので、核分裂反応が増加する効果（正の反応度効果；出力の増加）がもたらされる。（図 1.3-5）

その他、炉心部に気泡が発生した場合の効果は、冷却材の中性子吸収や中性子の漏れなどによるものがあり、これらの効果が総合されて炉心に与える影響が定まる。高速増殖炉の場合は小型炉を除けば炉心の中央部では正の反応度効果（表 1.3-1）であるが、炉心の周辺部では負の反応度効果である。

高速増殖炉では冷却材が沸騰しないよう十分に余裕を持たせるとともに、炉心部に気泡が大量に入ることのないようにすることが必要である。

(1) 「もんじゅ」におけるボイド対策

「もんじゅ」では炉心部に気泡が発生した場合、炉心中心部では正の反応度効果、炉心周辺部では負の反応度効果がもたらされる。このため、「もんじゅ」では炉心部に気泡が生じないようにしている。

まず、炉心のナトリウムの温度は、通常運転時、最高温度点である炉心燃料集合体出口でも約 660℃となるよう設計されており、ナトリウムの沸点（1 気圧で約 880℃）に対して、220℃以上の余裕をみており、ナトリウムの沸騰による気泡が炉心部に生じないようにしている。

また、ナトリウム液面上のカバーガスが何らかの原因でナトリウム中に巻き込まれ、気泡として炉心部に流入する場合やナトリウム充てん時にガスが混入・残存し、これが気泡として炉心部に流入する場合が考えられるが、これらに対しては、以下のような対策を講じて、炉心部に気泡が生じないようにしている。

- 1) 原子炉容器内のナトリウム液面近くには波立ち防止板（ディッププレート）を設置し、液面の波立ちを抑制してカバーガスが巻込まれにくくしている。また、原子炉容器出口配管ノズルは、原子炉容器内ナトリウム液面下、約 5m に設置されており、カバーガスが巻き込まれたとしても、それがナトリウムの流れに乗り、1 次主冷却系を流れてゆくことは考えにくい。（図 1.3-6）
- 2) ナトリウム充てんの際、1 次主冷却系配管、弁及び中間熱交換器に設けたガス抜きラインにより、ガス抜きを行っており、残存ガスの混入を防止している。また、炉内構造物等にはガス抜き穴を設け、下部プレナムでのガスの滞留を防止している。（図 1.3-6）

なお、仮に炉心部に気泡が発生して、原子炉出力が上昇した場合でも、ドップラー効果による負の反応度効果により出力上昇を抑制し、さらに安全保護系の動作により原子炉を停止することによって、事故を安全に終息できるようにしている。

(2) 「もんじゅ」の気泡通過事故評価

「もんじゅ」では炉心部に気泡が生じることは、以上に述べた対策を講じていることから現実的には考えられないが、安全審査では、あえて「気泡通過事故」を想定し、その事故の評価を行っている。ここでは、図 1.3-7 に示すように、20 リットルの気泡が平板状に炉心燃料集合体部を通過することを想定している。20 リットルの気泡という想定は図 1.3-8 に示すように、原子炉容器高圧プレナムの連結管間隙空間容積のうち、スリット上端より上の部分にカバーガスが蓄積し、それが一斉に炉心燃料集合体を通過すると仮定して設定された。

事故評価の結果を図 1.3-9 に示す。事故発生後、約 0.1 秒で原子炉出力は定格値の 116%に達し、「出力領域中性子束高（高設定）」の信号により原子炉は自動停止する。この場合、最大出力は定格値の約 163%に達するが、燃料最高温度は初期温度よりわずかに上昇するだけであり、融点を十分下回っている。一方、ナトリウム最高温度は約 670℃で、沸点に達することはない、また、原子炉容器出口ナトリウム温度及び原子炉容器入口ナトリウム温度は、いずれも初期温度に比べ、ほとんど上昇しない。

2 燃料の安全性

2.1 燃料の特徴と安全性

2.1.1 「もんじゅ」の燃料

「もんじゅ」の燃料は、プルトニウムとウランの混合酸化物を焼結したペレットを被覆管に密封して燃料要素とし、これを六角形状のラッパ管内に束ねて収納している。これを燃料集合体という。図 2.1-1 に「もんじゅ」の燃料集合体を軽水炉と比較して示す。また、表 2.1-1 に「もんじゅ」燃料の主要目を軽水炉と比較して示す。

2.1.2 燃料の健全性確保

「もんじゅ」の燃料は燃焼度が軽水炉に比べて高く、高速中性子の照射量も多い。そのような使用条件に耐え、燃料の健全性が確保されるように設計している。

軽水炉は、低いエネルギーの中性子を使用するので、材料が中性子を無駄に吸収することが少ないようにジルコニウム材を使用しているのに対し、高速増殖炉ではエネルギーの高い中性子を使うので、材料の無駄な吸収をそれほど気にせずに材料を選択することができる。一方、冷却材のナトリウムとの相性や高温下で使用されることによる材料のクリープによる損傷、高速中性子照射に対するスエリング、クリープ特性に配慮する必要がある。図 2.1-2 及び図 2.1-3 にクリープによる損傷とスエリングによる体積膨張のイメージを示す。「もんじゅ」では、こうした観点からサイクル機構が「もんじゅ」の燃料の構造材として独自に改良したステンレス鋼を使用している。

燃料被覆管の外径は、核分裂生成ガスの蓄積による内圧や、ペレットの接触圧に起因するクリープ変形や、高速中性子照射下で起こる被覆管材料のスエリングによって使用期間中、徐々に増加する。燃料の燃焼に伴う被覆管内圧の変化と被覆管の増加例を図 2.1-4 に示す。燃料被覆管の外径増加率（外径の増加割合）は、燃焼末期では約 6%となる。図 2.1-4 に示すような外径増加の大部分は高速中性子照射に起因する被覆管のスエリング及び照射クリープ変形であるが、これらの原因による変形は直接被覆管の健全性を損なうものでなく、外径増加率は 7%程度まで許容されると評価している。従って、「もんじゅ」の燃料の健全性は確保されている。

また、「もんじゅ」の燃料の設計については、海外先行炉や「常陽」による照射試験実績が十分反映されている。

2.2 高速増殖炉の燃焼度

2.2.1 燃焼度

原子炉は、核分裂連鎖反応を制御しながら燃料であるウランやプルトニウムを燃焼させてゆくが、燃焼に伴い燃料が減少し、最終的には核分裂連鎖反応を維持できなくなる。燃焼の進行の度合いは、原子炉に装荷した燃料の単位重量あたりの積算発熱量で表され、これを燃焼度と呼び、MWd/t(メガワット・デイ/トン: 燃料1トンあたり1000kワットの発熱が1日(24時間)発生しつづける発熱量)で表される。燃焼度は原子炉に装荷した燃料(ウラン、プルトニウム)の原子数に対する燃えた燃料の原子数の割合(%)で表すこともあり、10000 MWd/t は1.072%に相当する。

2.2.2 高速増殖炉の燃焼度

高速増殖炉の燃焼度は、炉心から取り出された燃料集合体の最高で評価するか、燃料要素の最高で評価するか、ペレットの最高で評価するかで大きくその値が異なる。また、炉心から取り出された燃料集合体の平均で評価する方法もある。従って、燃焼度を比較するときは注意を要する。

「もんじゅ」の燃焼度は燃料集合体最高で約 94000 MWd/t、燃料要素最高では約 98000 MWd/t、ペレット最高で約 130000 MWd/t である。燃料集合体平均で評価した場合は約 80000 MWd/t である。ただし、「もんじゅ」は慎重に運転を行う観点から当面の間、燃料集合体最高で約 64000 MWd/t に燃焼度を制限している。

高速実験炉「常陽」(MK-II 炉心)の燃焼度は燃料集合体最高で約 70000 MWd/t、燃料要素最高で約 75000 MWd/t である。このとき、燃料集合体平均では約 60000 MWd/t 程度であると考えられる。「常陽」は照射能力を向上するために140MW 炉心(MK-III 炉心)の許可を得ており、その炉心の場合の燃焼度は集合体最高で約80000 MWd/t、燃料要素最高では約90000MWd/t である。このとき、燃料集合体平均は約70000 MWd/t となる。

海外の先行炉でも一般的に、その燃焼度は集合体平均で約50000~100000 MWd/t であり、燃料集合体平均で約100000 MWd/t が世界的にも、現在の高速増殖炉の燃焼度の標準的な目標といえる。

試験として照射した燃料の中にはペレットや燃料要素として評価して100000 MWd/t を超えるような、例えば200000 MWd/t のような極めて高い燃焼度に達しているものも見られる。

高速増殖炉はその経済性を向上する観点で、高燃焼度化を目標としており、将来は燃料集合体平均で約150000~200000 MWd/t を目指し、研究開発が行われている。

2.3 破損燃料の検出

2.3.1 「もんじゅ」の破損燃料検出装置

「もんじゅ」は、万一、燃料に異常が起きて被覆管が破損し、燃料被覆管の中に閉じ込められていた核分裂生成物等が 1 次冷却系に漏えいした場合に備え、すばやく燃料の破損を検知するために破損燃料検出装置が設置されている。「もんじゅ」の破損燃料検出装置には、図 2.3-1 に示すようにカバーガス法破損燃料検出装置、タギング法破損燃料位置検出装置、遅発中性子法破損燃料検出装置がある。

(1) カバーガス法破損燃料検出装置

燃料ピンに比較的小さな破損が発生した場合に、破損燃料ピンから 1 次冷却材を経て原子炉上部カバーガス中に移行する希ガス核分裂生成物 (Kr-88, Xe-138 等) から放出される β 線及び γ 線を測定し、燃料破損を検出し、燃料破損信号を発する。

(2) タギング法破損燃料位置同定装置

燃料ピンに封入されたタグガス (Kr : 1Ncc, Xe : 1Ncc) が放出されるような燃料破損時に、破損燃料ピンから原子炉上部カバーガス中に移行したタグガス (Kr-78, Kr-80, Kr-82, Xe-126, Xe-129 等の安定希ガス同位体) を回収し、質量分析することにより破損燃料位置を同定する。

(3) 遅発中性子法破損燃料検出装置

燃料と 1 次冷却材ナトリウムが接触するような比較的大きな破損 (開口破損) が発生した場合に、ナトリウム中に移行した遅発中性子先行核 (Br-87, I-137 等) から放出される遅発中性子を中性子検出器で測定することにより燃料破損を検出し、原子炉トリップ信号を発する。

燃料破損が発生した場合は、カバーガス法破損燃料検出装置でそれを検出し、タギング法破損燃料位置同定装置が自動起動し、どの燃料で破損が発生しているか同定する。破損燃料を同定した後、原子炉を停止する。破損燃料の同定を行っている間に、カバーガス中の放射能濃度があらかじめ定めた値に達すると、原子炉を手動停止させる。

開口破損が発生した場合は、遅発中性子法破損燃料検出装置でそれを検出する。そして 1 次冷却材ナトリウム中の放射能濃度があらかじめ定めた値に達すると自動的に原子炉をトリップさせる。

2.3.2 海外炉の破損燃料検出装置

海外の高速増殖炉においても、燃料被覆管が破損して被覆管の外に核分裂生成物等が漏えいした場合に備え、「もんじゅ」同様に破損燃料検出装置を設置している。破損燃料検出装置のうち、どの燃料で燃料破損が発生しているかを同定する破損燃料同定装置について、表 2.3-1 に「もんじゅ」、「フェニックス」、「KNK-II」を比較して示す。

(1) フェニックス

フランスの「フェニックス」は燃料破損に伴う遅発中性子を検出することにより、燃料破損の検出と同定を行う。破損燃料の同定のためには、セレクトーバルブ法が用いられている。「フェニックス」は図 2.3-2 に示すように炉心燃料各々に設置した採取管（ポート）を 1 箇所集合させ、集合したナトリウム中の遅発中性子を監視することにより、燃料破損を検出する。

監視中に遅発中性子が増加した場合、121 本のポートをバルブにより 3 本ずつ 41 グループに分け、順番にバルブを切り替えながら、グループ毎にナトリウムを中性子検出器へ移送し遅発中性子を測定することで、破損燃料の同定を行う。このバルブのことをセレクトーバルブと呼ぶ。破損燃料を同定するまでに要する時間は、通常調査モードで 45 分であり、121 体の燃料の中から破損の疑いのある燃料として 3 体を同定する。破損燃料の同定には他にナトリウム中の希ガス核分裂生成物のガンマ線を測定するガス分析法がある。

(2) KNK-II

ドイツの「KNK-II」には、カバーガス法破損燃料検出装置と遅発中性子法破損燃料検出装置が設置され、燃料破損の検出を行うこととしていた。破損燃料の同定は、まず遅発中性子法破損燃料検出装置で破損燃料位置を炉心の 1/4 の領域に絞り込んだ後、原子炉を停止し、絞り込んだ領域の燃料を 1 体 1 体炉外に取り出し、炉外 SHIPPING 法破損燃料位置同定装置により行う。ここで炉外 SHIPPING 法とは、破損の疑いのある燃料を原子炉容器から取り出して燃料取扱容器に移したあと、燃料取扱容器を真空引きすることにより、破損燃料から放出される希ガス核分裂生成物を採取・分析するものである。

燃料破損の経験は、1979 年から 1991 年の間に 9 回経験しており、いずれの破損においても破損燃料を同定することができたが、1985 年 4 月の燃料破損事例では燃料破損の検出から破損燃料位置の絞り込みまで約 1 ヶ

月間、原子炉の運転を続けた。

「KNK-Ⅱ」はタギング法やセレクトバルブ法のような破損燃料位置同定装置を持たないため、遅発中性子法破損燃料検出装置により破損燃料の位置を炉心の 1/4 の領域に絞り込む必要がある。そのため燃料破損を検出してから原子炉を停止するまでに長い時間を要し、破損燃料からの核分裂性生成物により、炉内を汚染した経験もある。

「もんじゅ」の破損燃料位置の同定には、前項で述べたようにタギング法破損燃料検出装置が用いられている。同装置は、カバーガス中に放出されたタグガスを測定して破損燃料を同定する。

「もんじゅ」では燃料破損の検出は、ガスリークを検出した段階で、タギング法破損燃料位置検出装置が自動的に起動し、12 時間後に破損燃料の位置を同定後、速やかに原子炉を手動停止させるため、「KNK-Ⅱ」のように炉内を汚染する可能性は低い。

2.4 燃料取扱時の安全性

「もんじゅ」では、軽水炉のように炉内の燃料を直接目で見て取扱うことはできないが、「もんじゅ」では燃料取扱設備操作室において、すべての燃料取扱設備の運転操作が可能であり、そこから制御監視盤の画面等により主要運転状態を集中して監視することができるので、燃料を直接目視で確認することができなくても、十分安全に取扱うことが可能である。

図 2.4-1 に示す燃料取扱設備の主な安全設計としては、図 2.4-2 に示す次のものがある。

- (1) 爪の外れ防止機構、吊り揚げ装置の 2 系統化等により燃料落下防止を図っている。
- (2) 取扱中の崩壊熱を十分除去できる設備としている。
- (3) 燃料を 1 体ずつ取り扱う構造とし、臨界を防止している。

そのほか、燃料取扱設備周辺には、図 2.4-1 に示すように放射線監視のためのエリアモニタを設けてガンマ線、中性子線の監視を行い、万一、過度の放射線レベルに達したときは中央制御室に警報を発するようにしている。

3 炉心崩壊事故評価

3.1 高速増殖炉の安全設計評価

原子炉施設の安全を評価するために想定する異常事象には「運転時の異常な過渡変化」と「事故」がある。

「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、このような異常な状態が安全に収束することを確認する。

「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のある事象である。原子炉施設の安全審査では、このような事象が発生しても炉心が損傷することなく、かつ、周辺公衆に著しい放射線被ばくを与えないことを確認する。

「運転時の異常な過渡変化」と「事故」の評価は、多重防護の考え方で行われる安全設計の妥当性を最終的に確認することを目的とするもので、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る。一方、「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いる。

すなわち、「もんじゅ」において「技術的には起こるとは考えられない事象」について安全評価を行った目的は、十分な安全対策を講じている原子炉施設が、一層厳しい事態に対しても適切に「安全余裕」を持っていることを確認することである。

3.2 「もんじゅ」の炉心崩壊事故評価

「もんじゅ」の安全審査で行われた「技術的には起こるとは考えられない事象」のひとつとして評価された中でもっとも厳しい結果を与える「1 次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象」について説明する。この事象は、発生したと仮定すると炉心の著しい損傷に至る可能性があるので、高速増殖炉における代表的な炉心崩壊事故である。

この事象では、電源喪失などの原因により一次冷却材の流量減少を仮定した上、非常用電源も喪失し、さらに、原子炉の自動停止が必要とされる時点で、本来ならば挿入される制御棒が挿入されないということを重ね合わせている。すなわち、このような事象が発生する可能性は工学的には無視できるほど小さいが、あえてその発生を仮定した安全評価を行った。図 3.2-1 に「もんじゅ」の炉心崩壊事故の初期事象を示す。

1 次冷却材流量減少時反応度抑制機能喪失事象の発生を想定すると、炉心の流量が減少する結果、冷却材のナトリウムの温度が上昇し、やがては沸騰し、燃料要素が冷却できなくなる。その結果、燃料被覆管及び燃料が融けて動くようになる。冷却材の沸騰によるボイド化や燃料の移動により、炉心の

反応度が変化するが、評価において保守的な想定を用いると、反応度が大きくプラスに変化し、いわゆる「即発臨界」に達する可能性がある。この場合、短時間に大きな熱エネルギーの発生が生じる可能性があるため、その機械的エネルギーの発生の可能性の有無やその影響を評価することが重要になる。

「もんじゅ」の安全審査時の安全評価においては、解析において、ボイド反応度やドップラー反応度の不確かさを最大限保守的に考慮することに加えて、燃料ピンの温度が上昇して軸方向に膨張するときの負の反応度を無視したり、燃料から核分裂生成物ガスが放出されて燃料が分散するときの負の反応度効果をあえて無視するなど、現在の知見からすると極めて保守的な解析条件を用いた場合、反応度は即発臨界を超え、熱の移動やロスが無視して機械的エネルギーを求めると、約 380MJ（メガ J : 10^6 J、J はエネルギーの単位）であった。機械的影響については、さらに余裕をみて、約 500MJ に相当する機械的エネルギーに対して評価した結果、炉心物質の膨張の過程で発生する圧力荷重により原子炉容器に歪みが生じるが、ナトリウムが漏れるような破損は生じることはなかった。1 次主冷却系機器・配管についても、歪みが生じるものの、ナトリウムが漏れるような破損は生じない。図 3.2-2 に安全審査時の「もんじゅ」炉心崩壊事故評価を示す。

原子炉容器内のナトリウムは、発生するエネルギーにより遮へいプラグ下面へ衝突し、その一部が原子炉格納容器床上部へ噴出し、燃焼するが、その影響は小さい。また、炉心部から放出された熔融燃料は周辺のナトリウムと接触し、固体状の粒子となって原子炉容器内構造の水平部に保持され、冷却される。

「もんじゅ」の安全審査当時以後も炉心崩壊事故評価に関する研究開発は継続している。安全審査当時から現在までに得られた研究成果を含めた「現在の知見」に照らして、なおかつ合理的な範囲で保守的に解析し、次のような結果を得た。

- 1) 発生する「機械的エネルギー」は、実際には熱の移動やロスがあるため、極めてわずか（約 16MJ）であり、およそ原子炉容器等に損傷をもたらすようなエネルギー量ではない。
- 2) さらに、現在の知見からすると不合理であるが、炉心の燃料の上下軸ブランケット部への流失を制限し、制御棒案内管を通じての燃料流出が起きないとするなどの極めて保守的な条件を想定し、安全審査当時と同様に、熱の移動やロスが無視して「機械的エネルギー」を求めても、発生する「機械的エネルギー」は安全審査当時の値の 3 分の 1 以下（約 110MJ）である。

なお、安全審査当時から 1980 年代において炉心崩壊事故評価に用いた解

析コードは、いずれも米国で開発され、協力協定に基づき日本や欧州に導入され、共通に使用されたものである。すなわち、「もんじゅ」の安全審査当時の炉心崩壊事故の解析技術は、米国 CRBRP（クリンチリバー増殖炉）及び独国 SNR-300 と同程度の水準であった。

一方で、安全審査以降においてもこの分野の安全研究は継続して実施しており、1990 年代後半には新たな実験データが蓄積され、また新しい解析コードも開発され、安全評価の精度や信頼度の向上が達成された。

これらの解析コードは米国が権利を保有していたり、サイクル機構が権利を保有しても欧州研究機関との協定で共同開発を継続中であることから、非公開となっている。

4 安全性の評価（立地評価）

4.1 原子炉施設の立地評価

原子炉をどこに設置するとしても事故を起こさないように設計、建設、運転及び保守を行わなければならないのは当然なことであるが、安全審査では、万一、原子力施設で異常や大きな事故が発生したとすればどのような結果となり、発電所周辺の公衆にどのような影響が及ぶか等を分析、評価している。これを安全設計評価と呼び、放射性物質が発電所敷地外へ多量に放出されるのを防止できることを確認している。

更に、安全審査では、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。

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、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る。図 4.1-1 に安全性の評価の全体を示す。

4.2 「もんじゅ」の立地評価

4.2.1 重大事故

「もんじゅ」の重大事故の評価では、1 次冷却材漏えい事故と 1 次アルゴンガス漏えい事故の二つを想定して評価している。

1 次冷却材漏えい事故では、特に事故の原因や経過を問わず炉心に内蔵されている核分裂生成物のうち希ガスの 10%、ヨウ素の 1%が原子炉容器床上雰囲気中に放出されると仮定し、格納容器からの漏えい、アニュラス

循環排気装置のよう素フィルターによるヨウ素の除去等を考慮して、大気中に漏えいして行くとして評価する。(図 4.2-1) 1 次冷却材漏えい事故を想定した場合、大気中に放出されるヨウ素の量は約 240Ci、希ガスでは約 47,000Ci である。

また、1 次アルゴンガス漏えい事故では、常温活性炭吸着塔に貯留されている希ガス核分裂生成物の全量と、原子炉容器カバーガス中の希ガス及びヨウ素の 5%が、常温活性炭吸着塔収納設備内に放出されるとし、1 次アルゴンガス系収納施設から大気中に漏えいするとして評価する。(図 4.2-2) アルゴンガス漏えい事故を想定した場合には、大気中に放出されるヨウ素の量は約 2.5Ci、希ガスは約 59,000Ci である。

1 次冷却材漏えい事故も 1 次アルゴンガス漏えい事故も、敷地境界外における最大の被ばく量は、原子力安全委員会が定めた「原子炉立地評価指針」に示されているめやす線量を十分下回る。表 4.2-1 に重大事故の線量評価の最大値を示す。

4.2.2 仮想事故

「もんじゅ」の仮想事故の評価では、特に事故の原因や経過を問わず、炉心に内蔵されている核分裂生成物のうちの希ガス 100%、ヨウ素 10%及びプルトニウムの 1%が原子炉格納容器内の床上に放出されると仮定し、格納容器からの漏えい、アニュラス循環排気装置フィルタユニットによるヨウ素の除去等を考慮して、大気中に漏えいして行くとして評価する。(図 4.2-1) 仮想事故の評価で大気中に放出されるヨウ素の量は約 2,300Ci、希ガスは約 470,000Ci、プルトニウムは約 51Ci である。

仮想事故を想定したとしても、敷地境界外における最大の被ばく量は、原子力安全委員会が定めた「原子炉立地評価指針」に示されているめやす線量及び「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」に示されているところのめやす線量を十分下回る。表 4.2-1 に仮想事故の線量評価の最大値を示す。

なお、仮想事故において格納容器外に漏えいするプルトニウムは約 51Ci で炉内存在量の約 0.00034%である。

4.2.3 仮想的なプルトニウムの放出

米国原子力委員会が 1975 年に発刊した報告書 WASH-1400 に「軽水炉の重大事故時のプルトニウム放出量」が記載されている。WASH-1400 の作成目的は、1980 年までに米国で稼動する軽水炉原子力発電所 100 基の安全性について確率論的安全評価を用いて検討・考察することであり、原子力発電

所 100 基のリスクは、いん石落下によるリスクと同程度であると結論している。

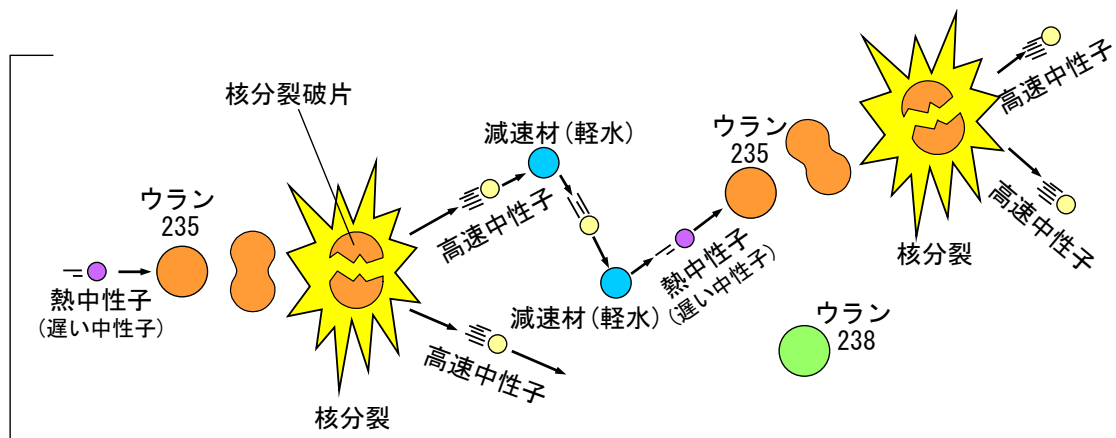
この評価の中で、加圧水型軽水炉（PWR）を対象にした評価の 1 例では、炉心溶融と放射性物質除去系の不動作を仮定した場合、水素燃焼と水蒸気の圧力によって格納容器が破損してプルトニウム等の炉内存在量の約 0.4% が環境へ放出されるとしている。そして、この事故による人的被害と発生頻度を評価している。また、同様に、沸騰水型軽水炉（BWR）を対象にした評価の 1 例では、原子炉容器中で水蒸気爆発が起こって炉心燃料の半分が格納系外に放出されると仮定した場合、プルトニウム等の炉内存在量の約 0.4% が環境へ放出されるとしている。そして、この事故による人的被害と発生頻度を評価している。

このように、WASH-1400 では、自然災害などと比較して、原子炉の安全性を定量的に評価するため、確率論的安全評価手法を使い、原子力発電所で仮定し得るあらゆる事象の発生頻度を評価し、事象によってもたらされる被害の程度と発生頻度の積で表す「リスク」という指標を算出したものであり、その過程では、色々な技術的見地からは非現実的である事象も含めて、その事象による被害の程度と発生頻度を評価している。

WASH-1400 におけるプルトニウム等の放出量と「もんじゅ」における仮想事故のプルトニウム放出量は、その評価目的が全く異なるものであり、評価のために設定された条件も違うことから、両者を比較することはできない。

以 上

軽水炉の
反応過程



高速増殖炉の
反応過程

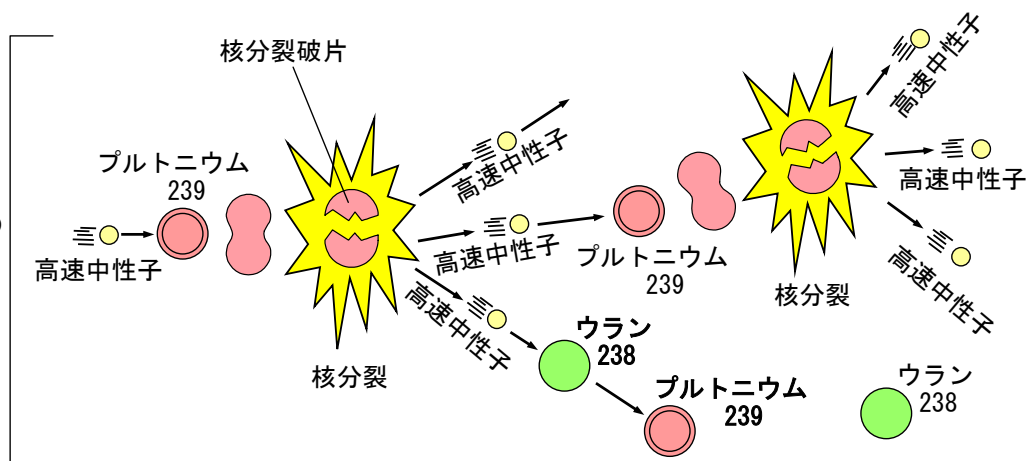


図1.1-1 核分裂連鎖反応

表1. 1-1 高速増殖炉と軽水炉との比較

	高速増殖炉	軽 水 炉
燃 料	プルトニウム	ウ ラ ン
中 性 子	高速中性子	熱中性子
冷 却 材	ナトリウム	水
温 度	約500℃	約300℃
圧 力	約0.6気圧	157気圧 (PWR) 71気圧 (BWR)

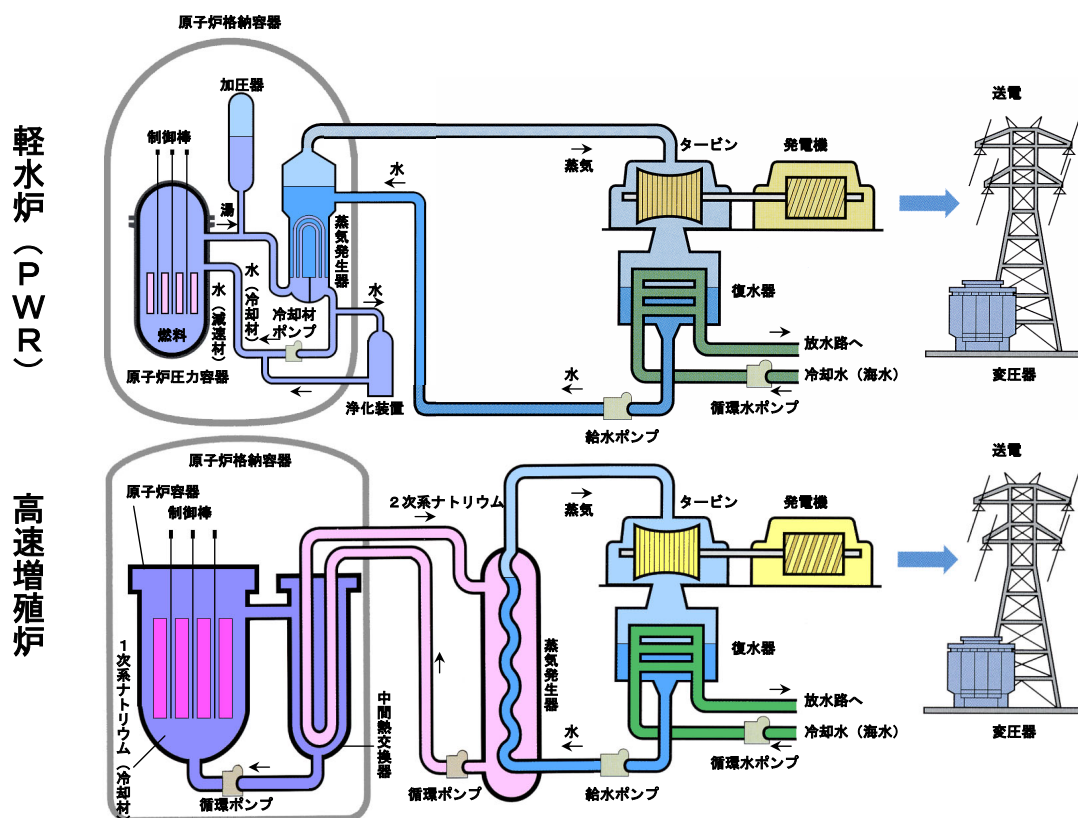


図1. 1-2 高速増殖炉と軽水炉の構成

表1. 1-2 増殖の仕組み

	高速増殖炉	軽水炉
核分裂を引き起こす中性子	高速中性子	熱中性子
燃 料	プルトニウム 2 3 9	ウラン 2 3 5
飛び出してくる中性子の数	2. 2 個以上	2. 2 個以下
核分裂連鎖反応の 維持に必要な中性子の数	1 個	1 個
原子炉での洩れ、吸収	0. 2 個	0. 2 個
余りの中性子の数	1 個以上	1 個以下
増殖の可能性	○ (余りの中性子をウラン 2 3 8 に吸収させる)	×

高速中性子を使用すると
増殖が可能

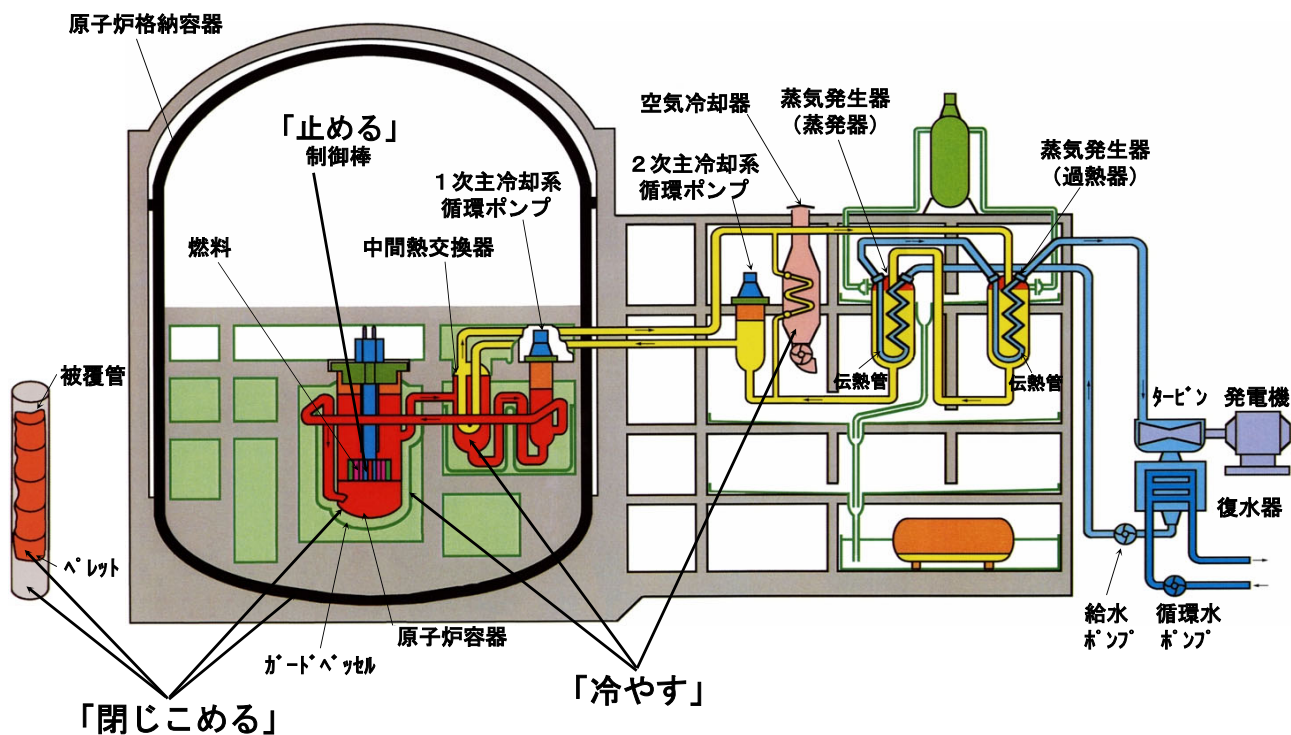


図1.2-1 高速増殖炉の多重防護

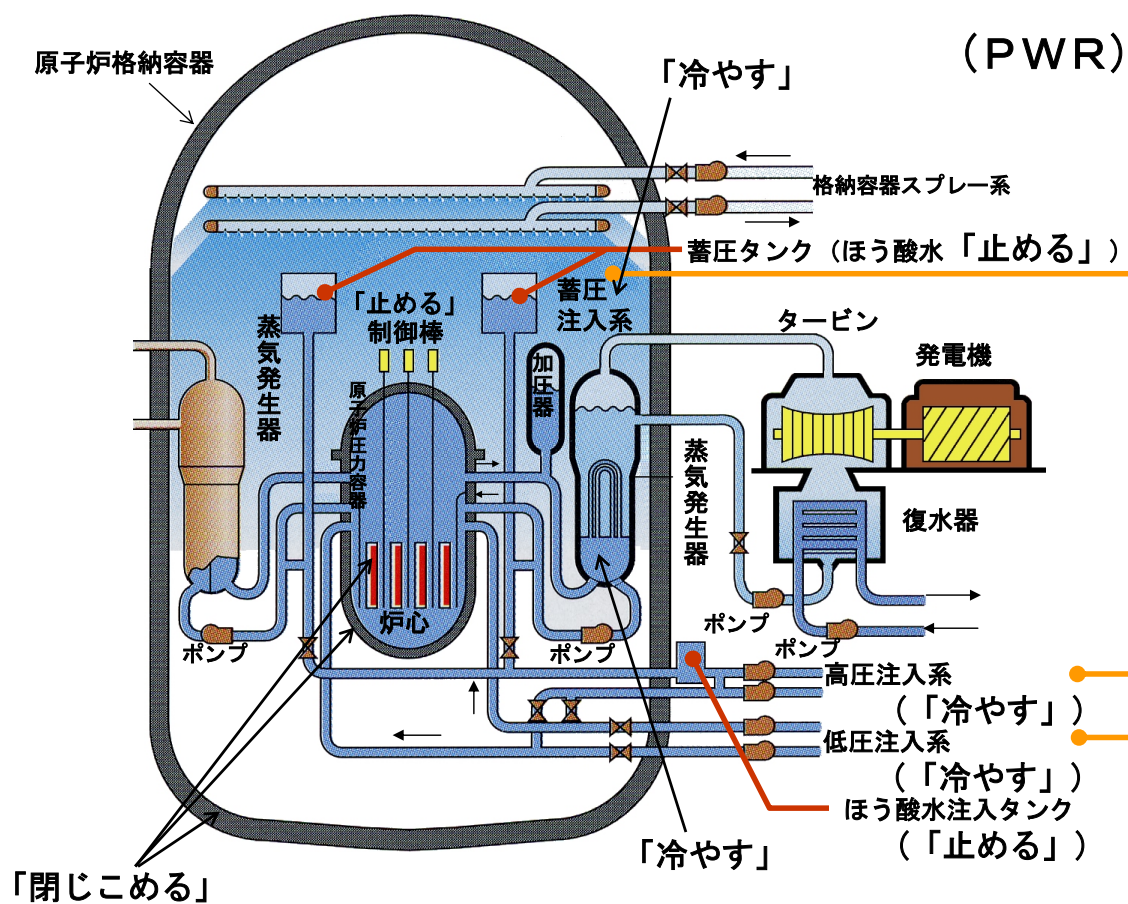
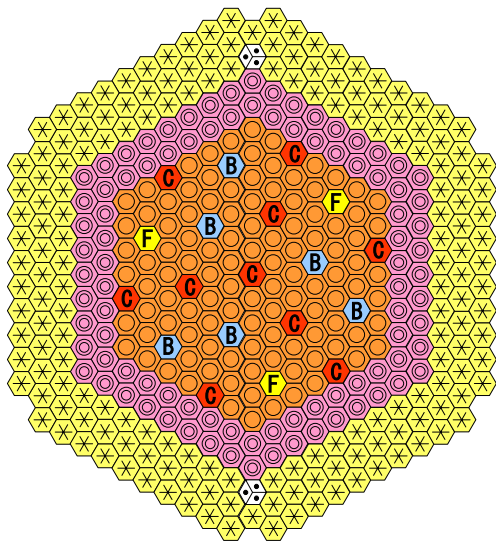


図1.2-2 軽水炉の多重防護



炉心構成要素		記号	数量
炉心燃料 集合体	内側炉心		108
	外側炉心		90
ブランケット燃料集合体			172
制御棒 集合体	微調整棒		3
	粗調整制棒		10
	後備炉停止棒		6
中性子源集合体			2

駆動方式：重力落下+ガス圧力加速

重力落下+スプリング力加速

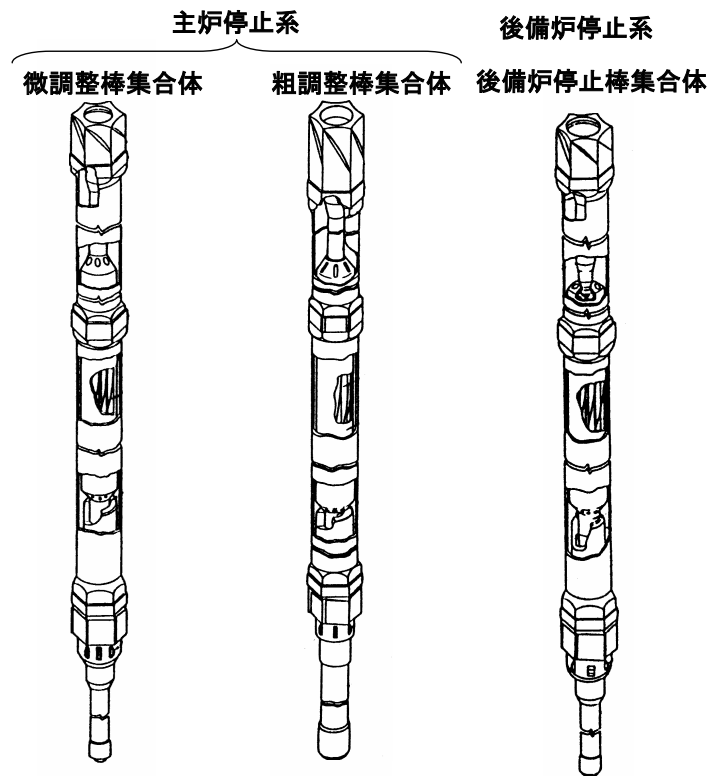


図1. 2-3 高速増殖炉の原子炉停止系

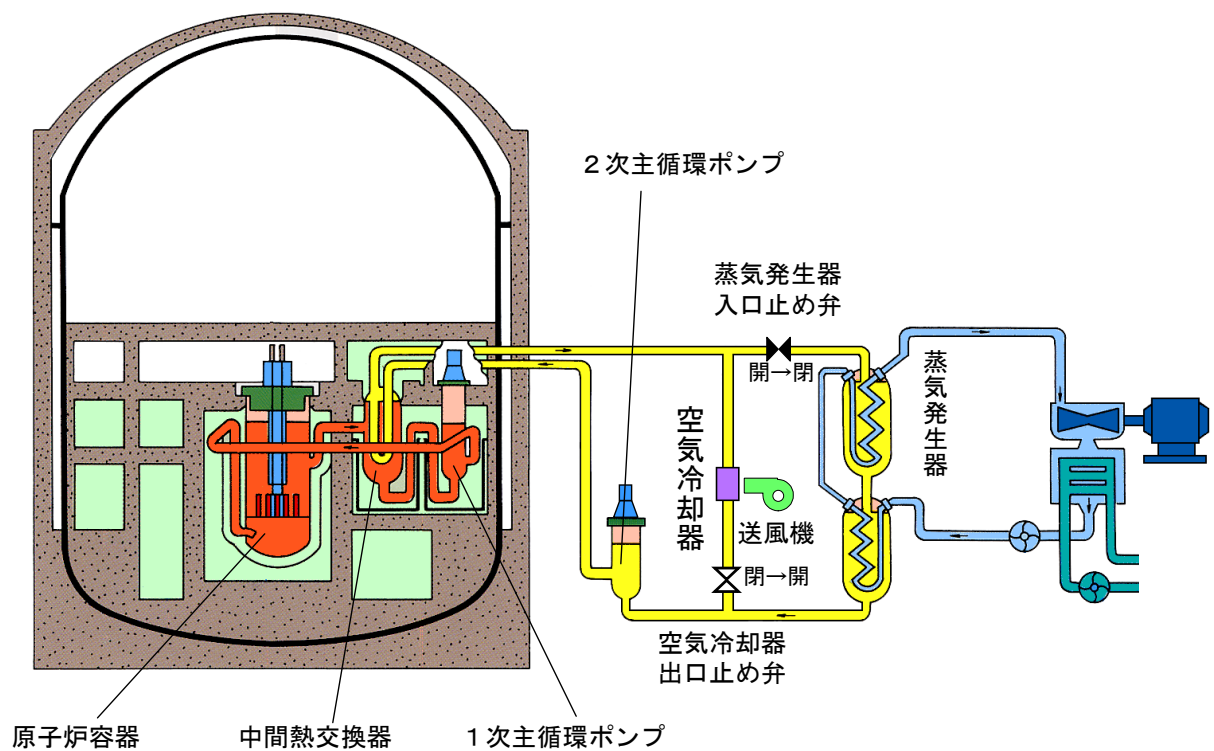


図1.2-4 補助冷却設備での崩壊熱除去

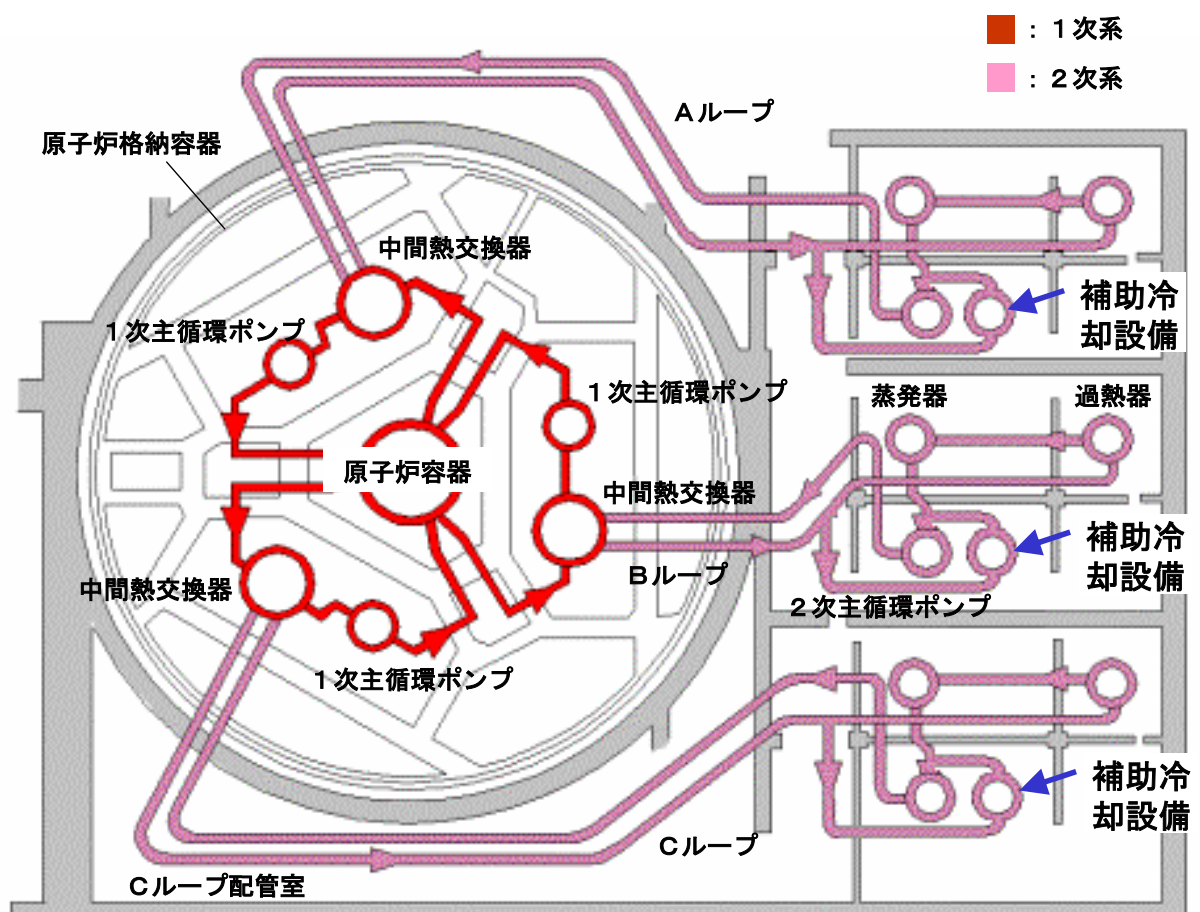
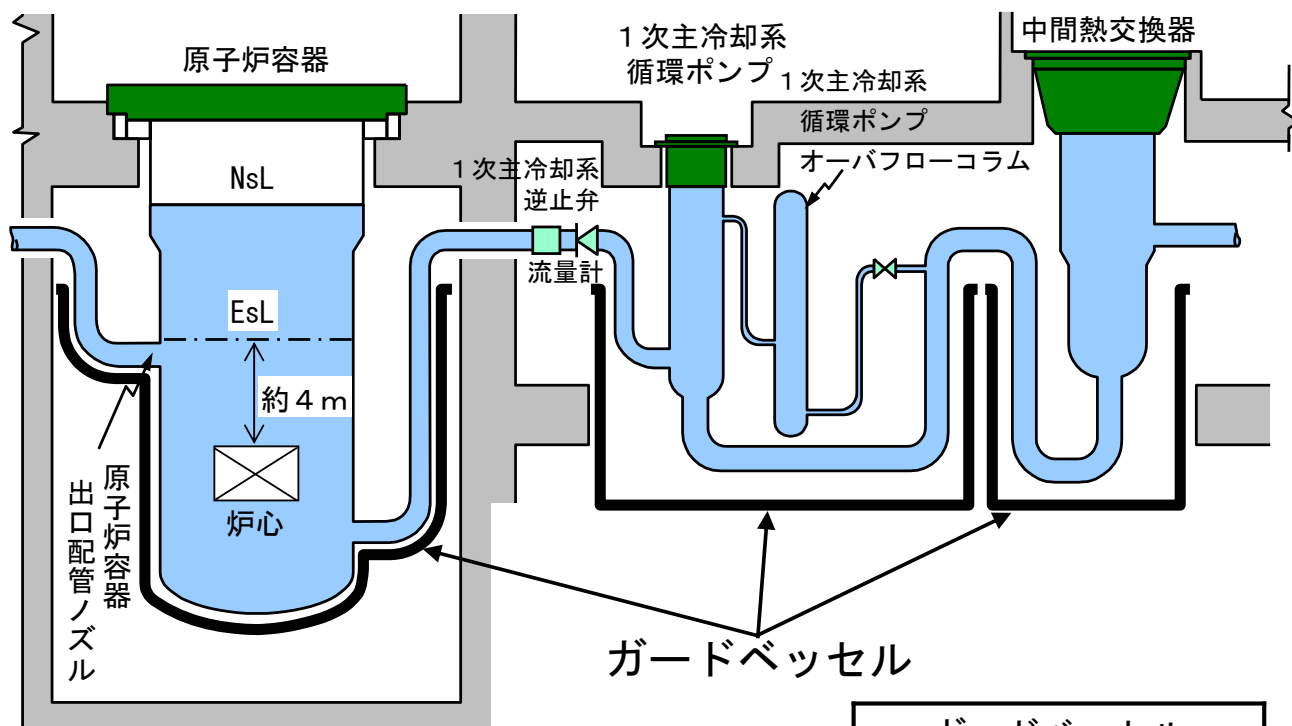


図1.2-5 「もんじゅ」の冷却系



NsL : 原子炉容器通常冷却材液位

EsL : エマージェンシー・レベル=NsL-約4m

ガードベッセル	
材質	SUS304
肉厚	約40mm

図1.2-6 1次主冷却系配管の高所引き回しとガードベッセル

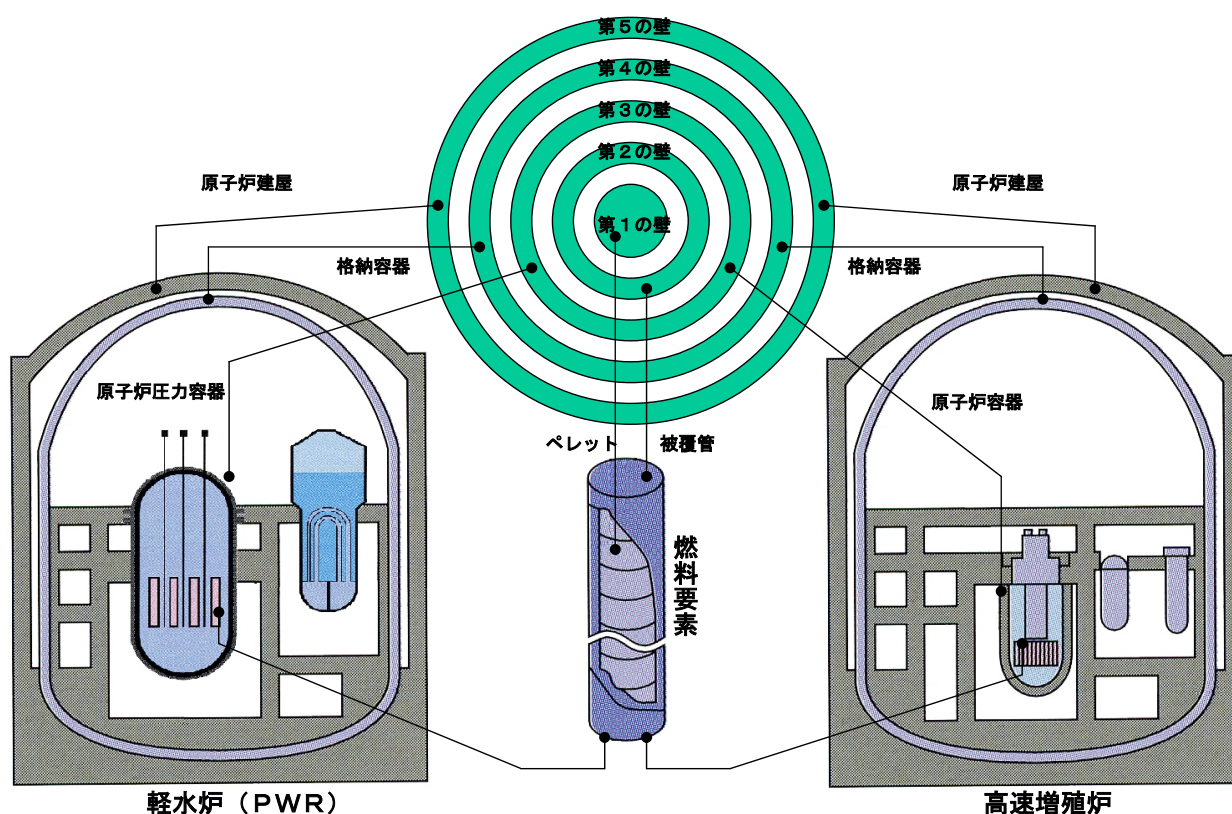


図1.2-7 放射性物質の閉じこめ

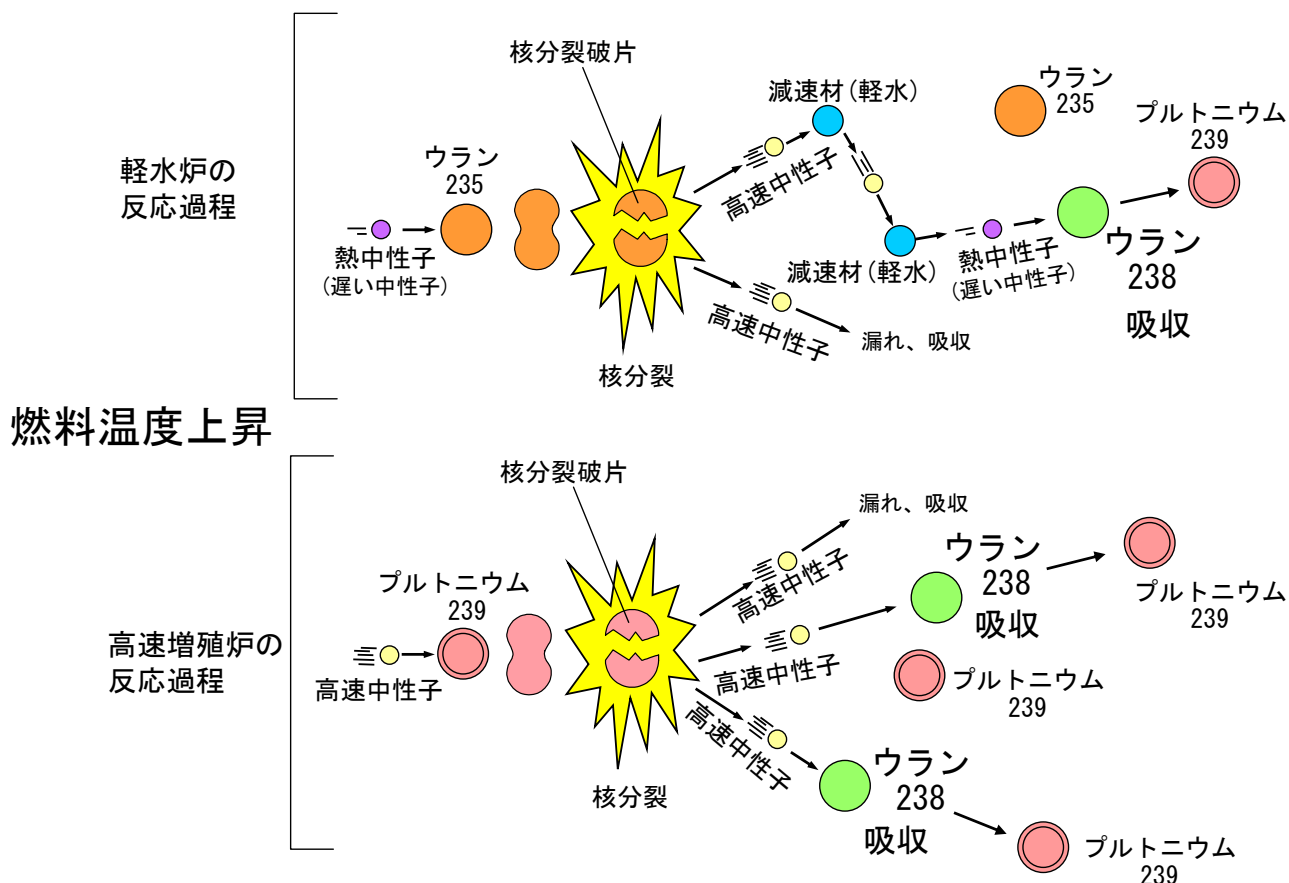


図1. 3-1 ドップラー効果の概念

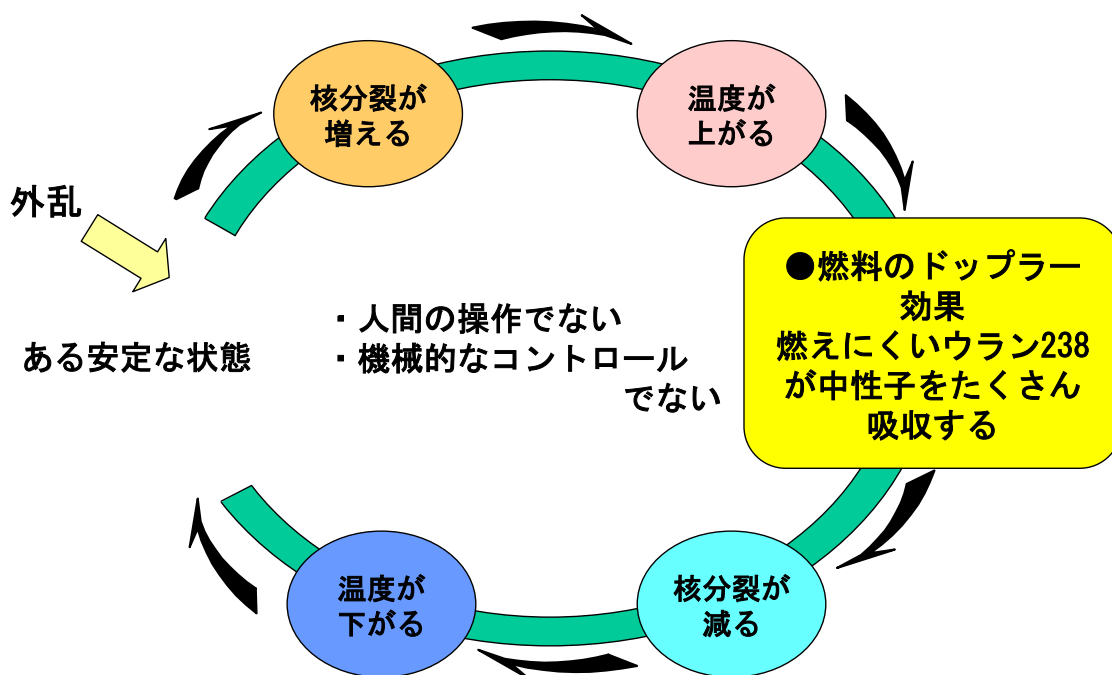
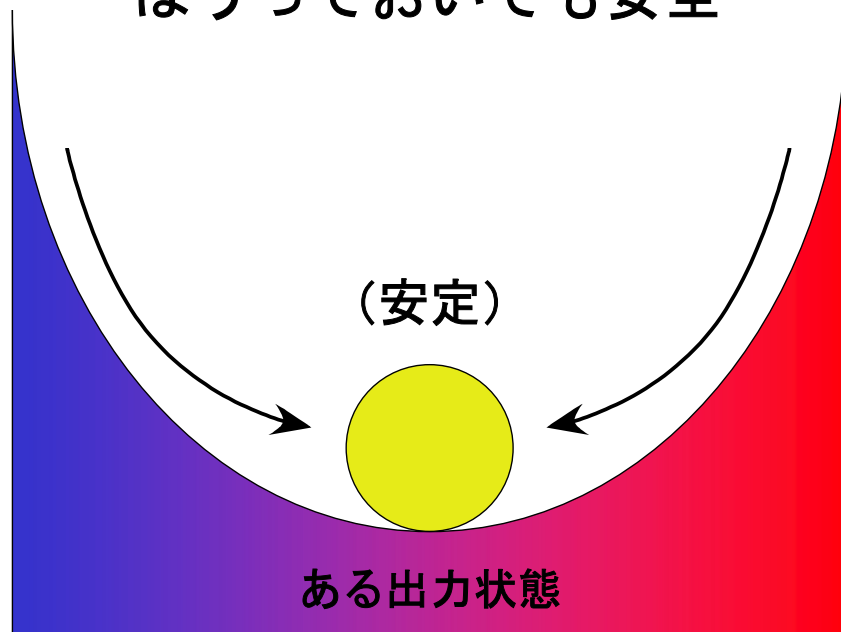


図1. 3-2 高速増殖炉の固有の安全性

自己制御性

ほうっておいても安全



〔出力小の状態〕

〔出力大の状態〕

図1.3-3 固有の安全性による自己制御

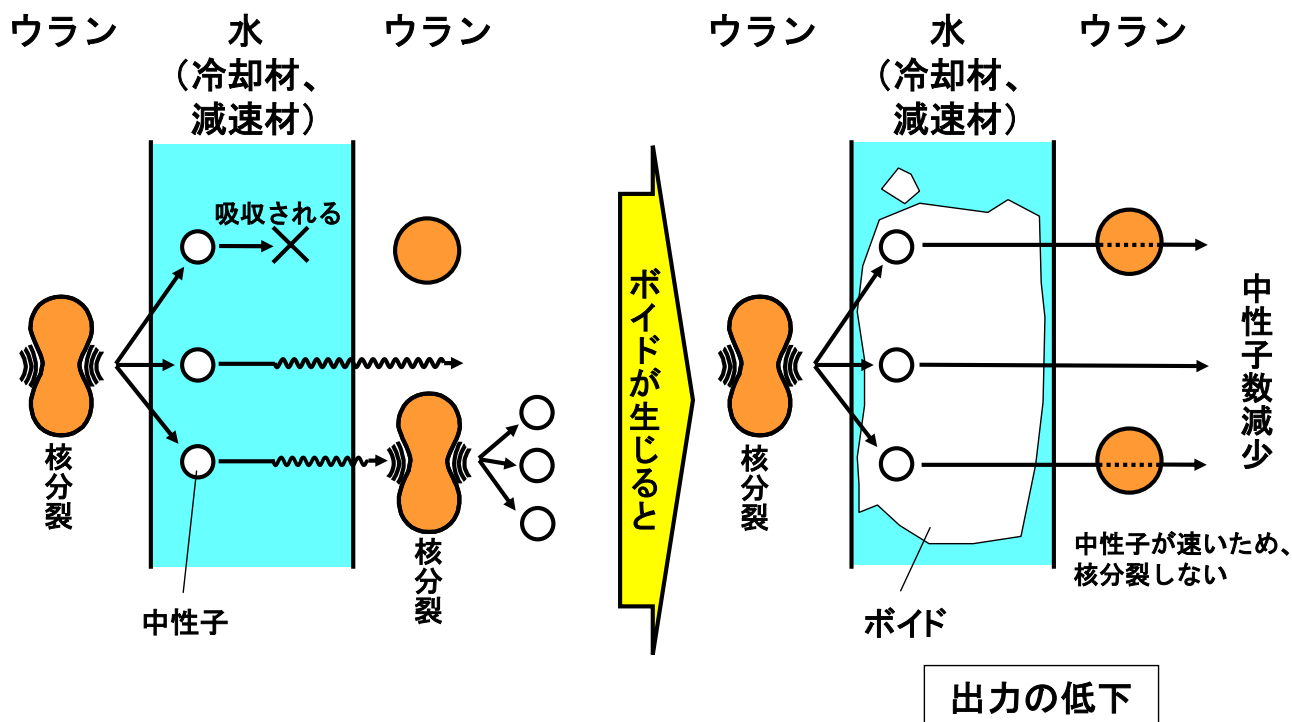


図1.3-4 軽水炉のボイド効果

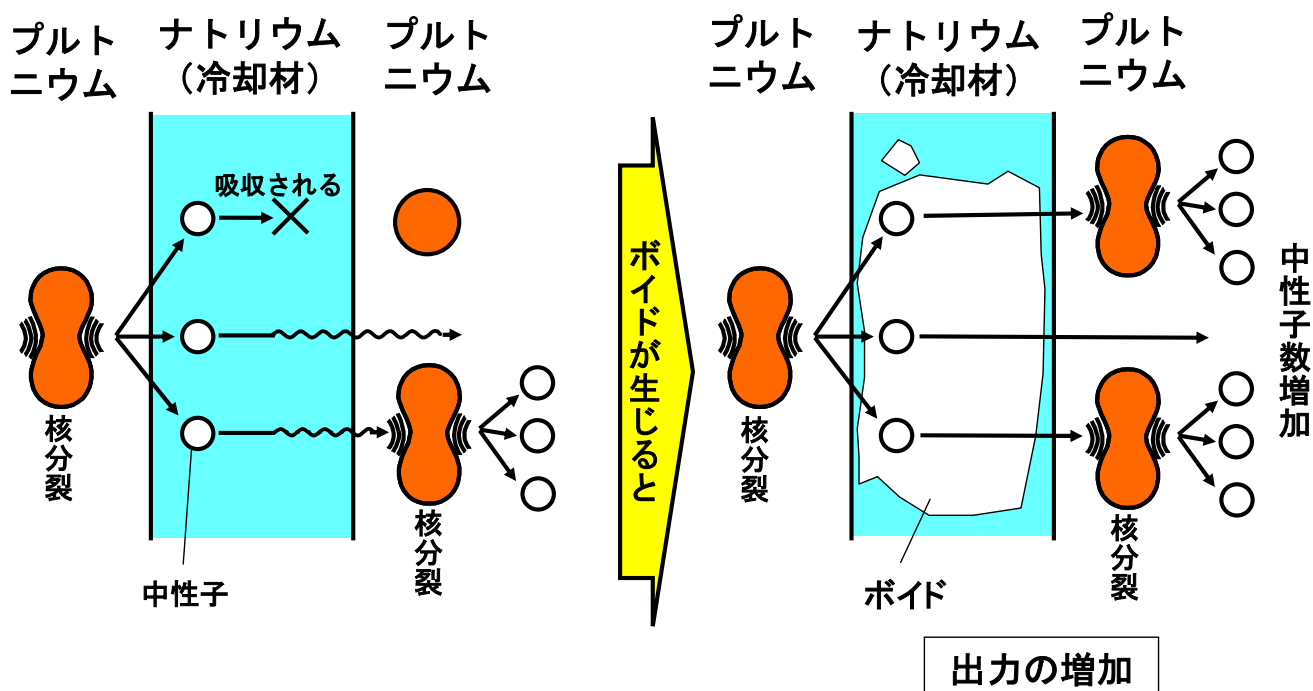


図1.3-5 高速増殖炉のボイド効果

表1.3-1 ボイド効果

ボイドが発生すると		高速増殖炉	軽水炉
冷却材の中性子吸収	減少	出力増加	出力増加
冷却材による中性子の減速	低下	出力増加	出力低下
中性子の漏れ	増大	出力低下	出力低下
炉心の出力		増加 正の反応度効果	減少 負の反応度効果

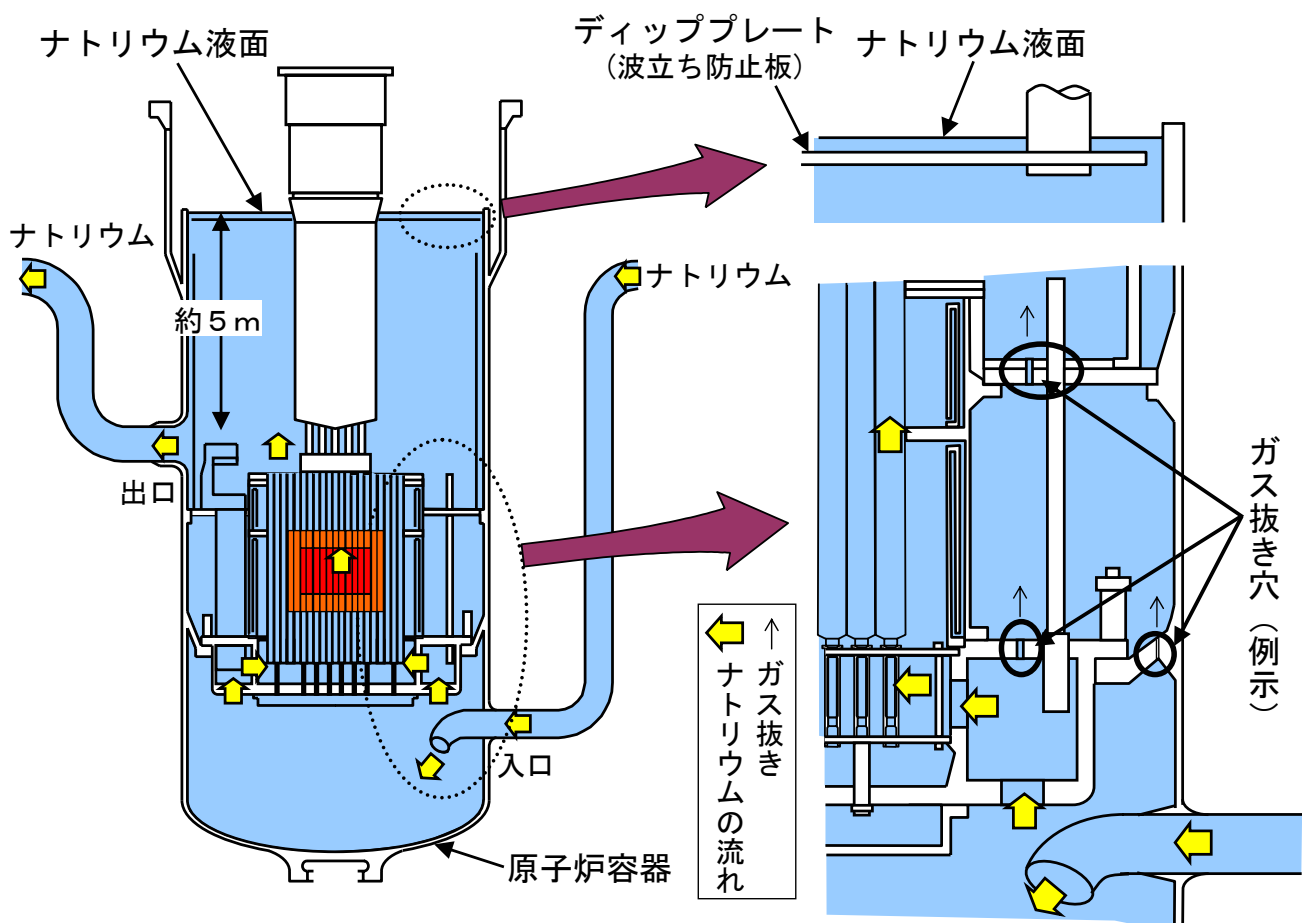


図1.3-6 「もんじゅ」におけるボイド対策

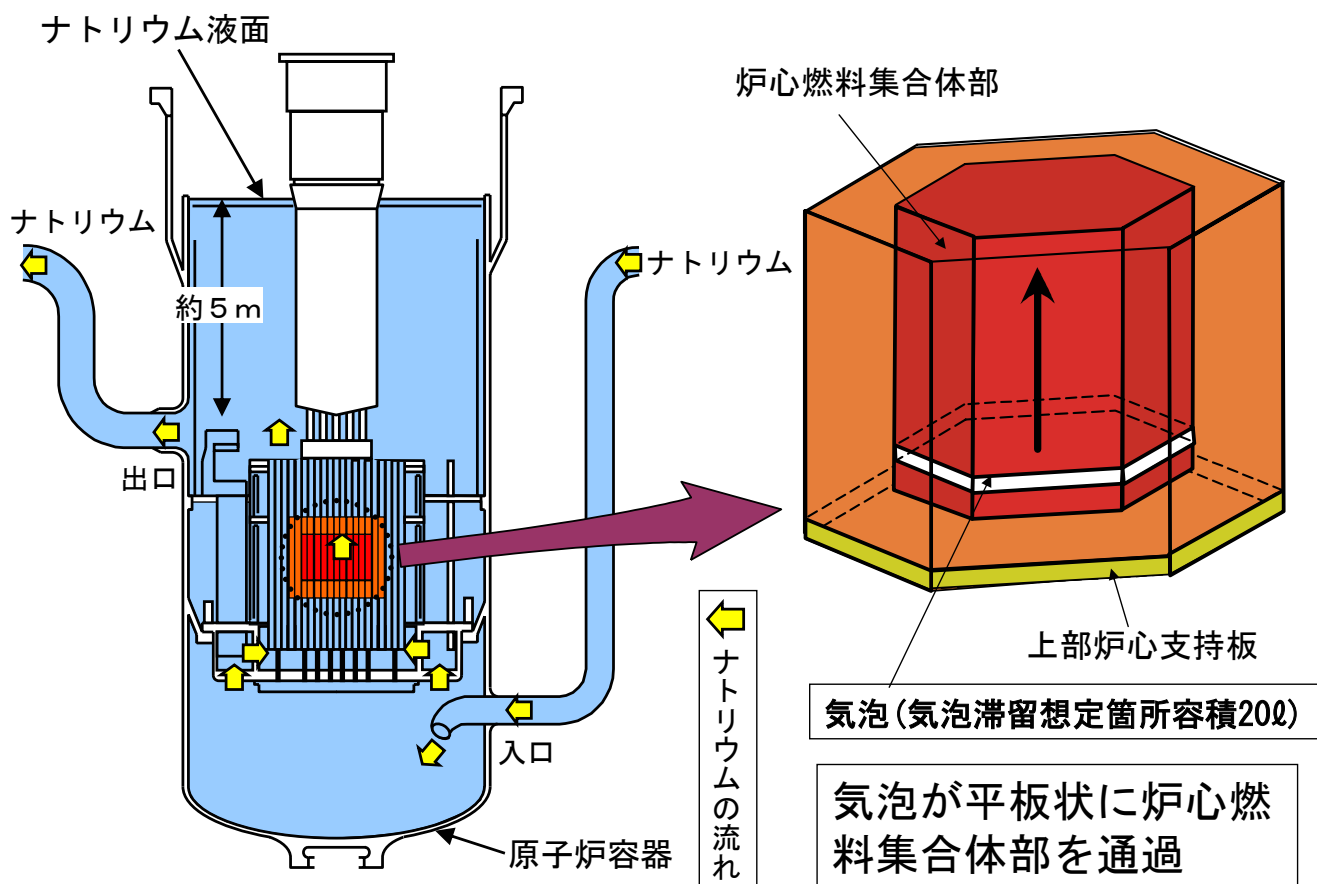


図1.3-7 「もんじゅ」 気泡通過事故の評価の想定イメージ

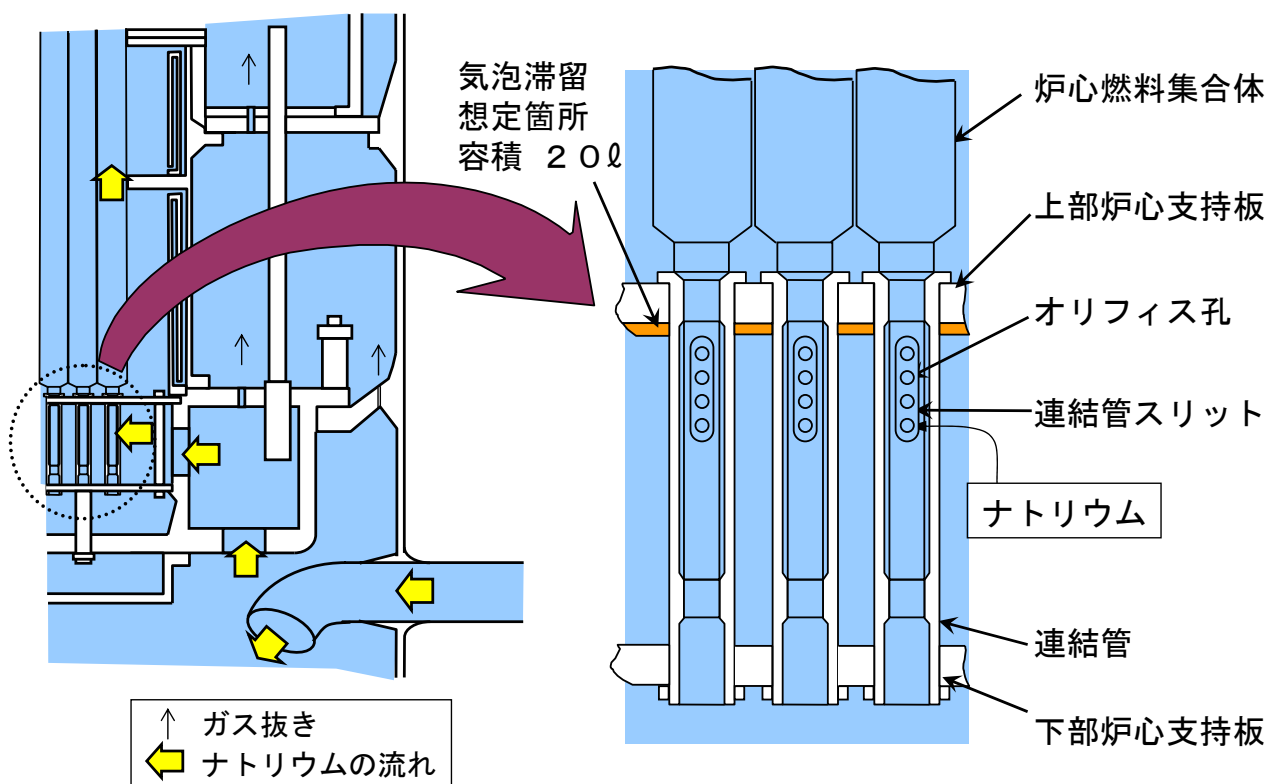


図1.3-8 「もんじゅ」 気泡通過事故評価における気泡の想定

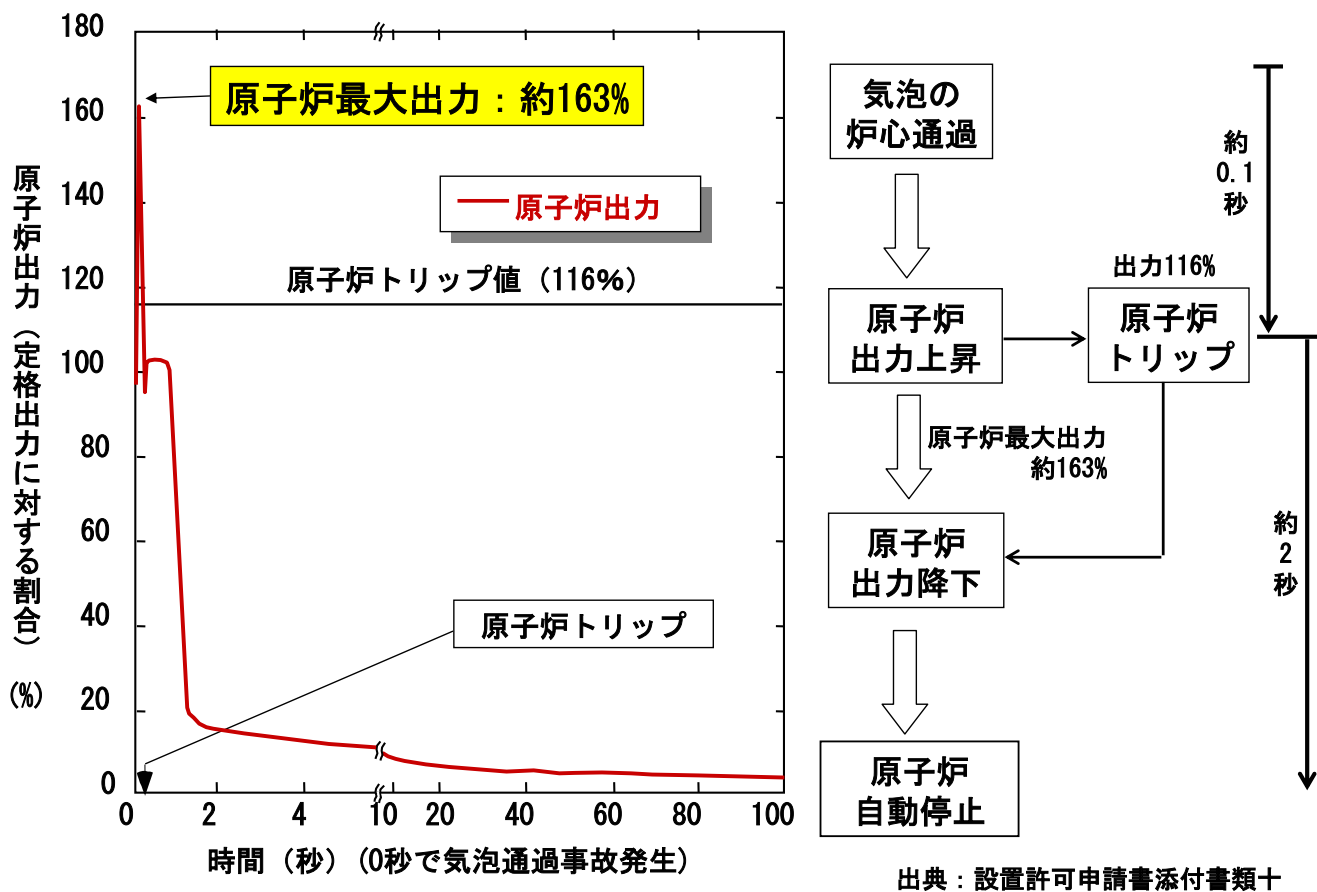


図1.3-9 「もんじゅ」の気泡通過事故の評価結果

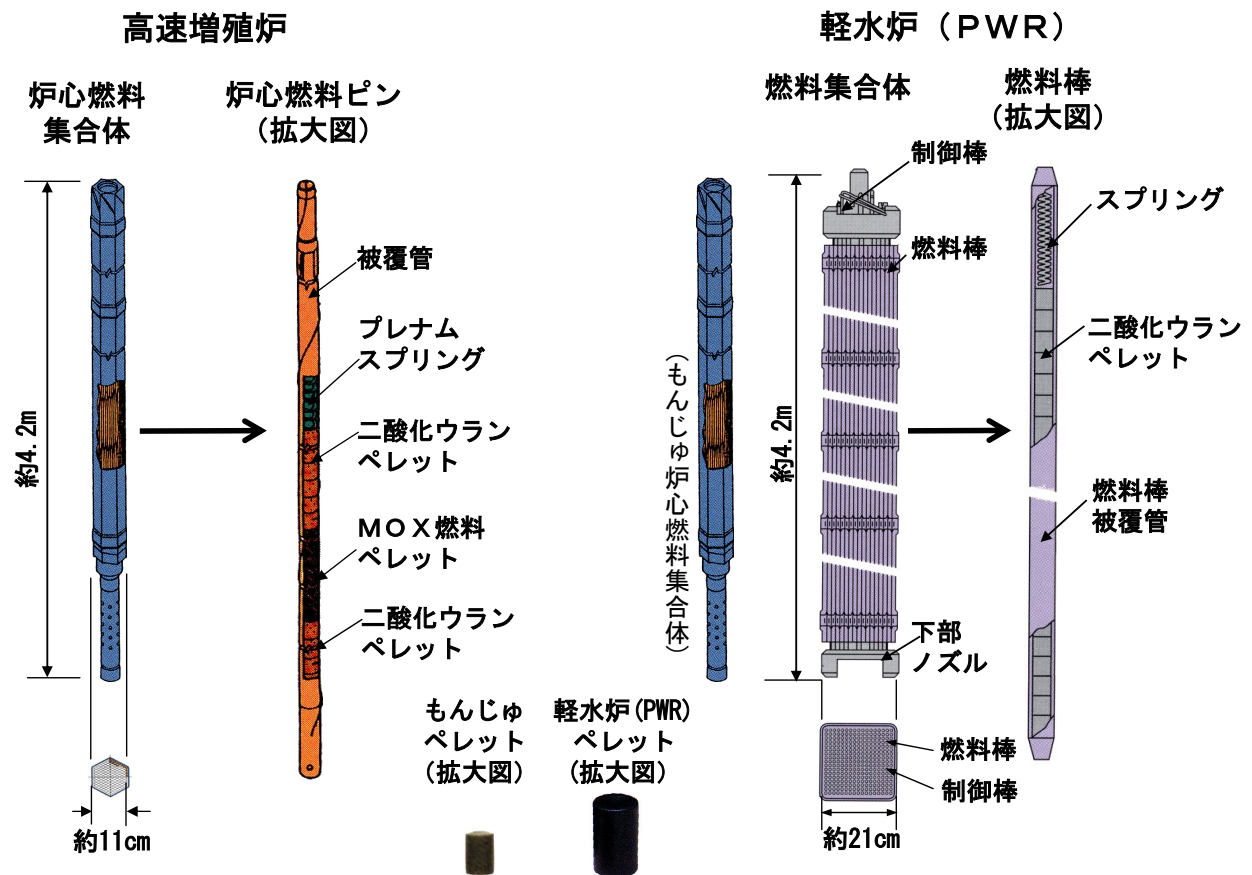
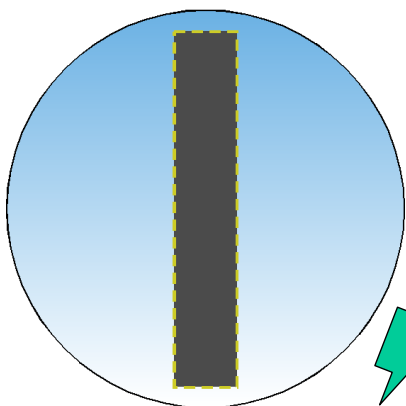


図2. 1-1 「もんじゅ」の燃料集合体

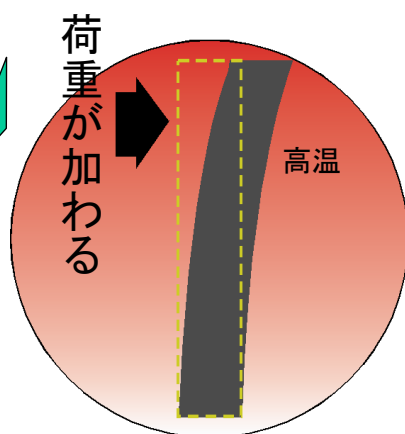
表2. 1-1 「もんじゅ」燃料の比較

燃料		もんじゅ	軽水炉 (PWR)
		プルトニウムと劣化ウランの混合酸化物	濃縮ウランの酸化物
ペレットの大きさ	mm	直径 約5 高さ 約8	直径 約 8 高さ 約 10
集合体最高燃焼度	MW d / t	約 94, 000	約 48, 000
出力密度	kW / l	約 275	約 105
燃料被覆管材料	—	ステンレス鋼	ジルコニウム合金
燃料被覆管温度	℃	約 675 以下 (肉厚中心)	約 350 以下 (表面)
冷却材温度	℃	397 ~ 529	289 ~ 325

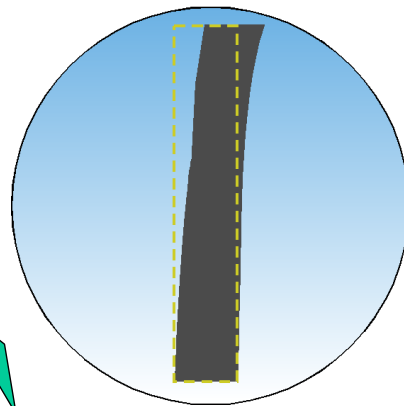
1. 照射前



2. 照射中



3. 照射後



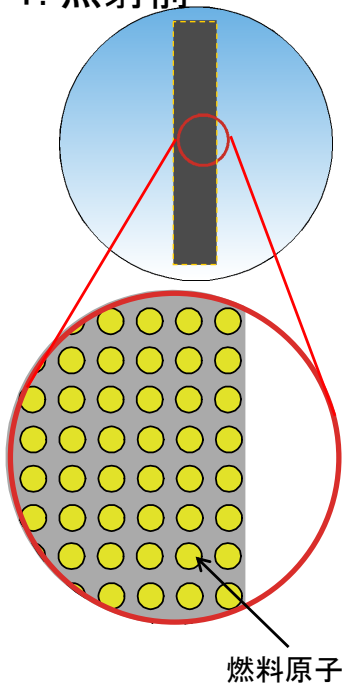
変形部分は完全には戻らない

高温状態で長時間、荷重が加わると変形する

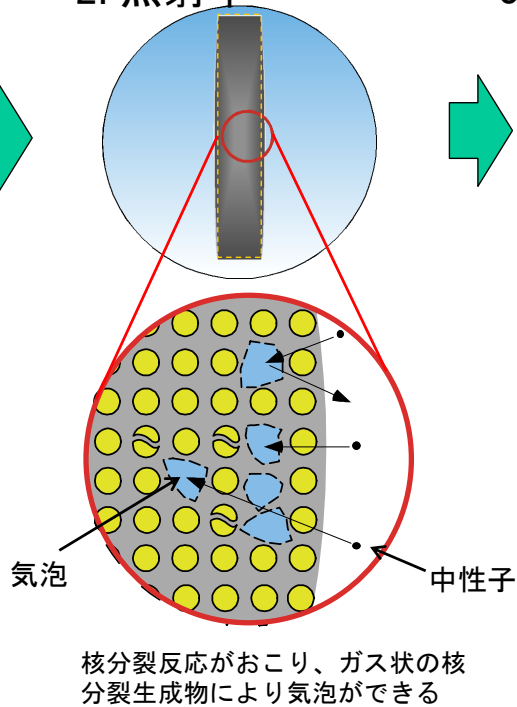
クリープにより変形する

図2. 1-2 クリープによる損傷

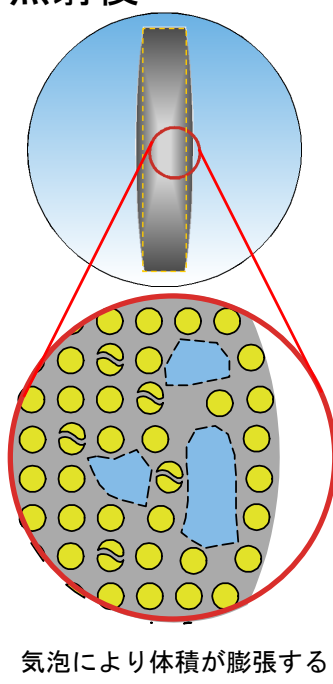
1. 照射前



2. 照射中



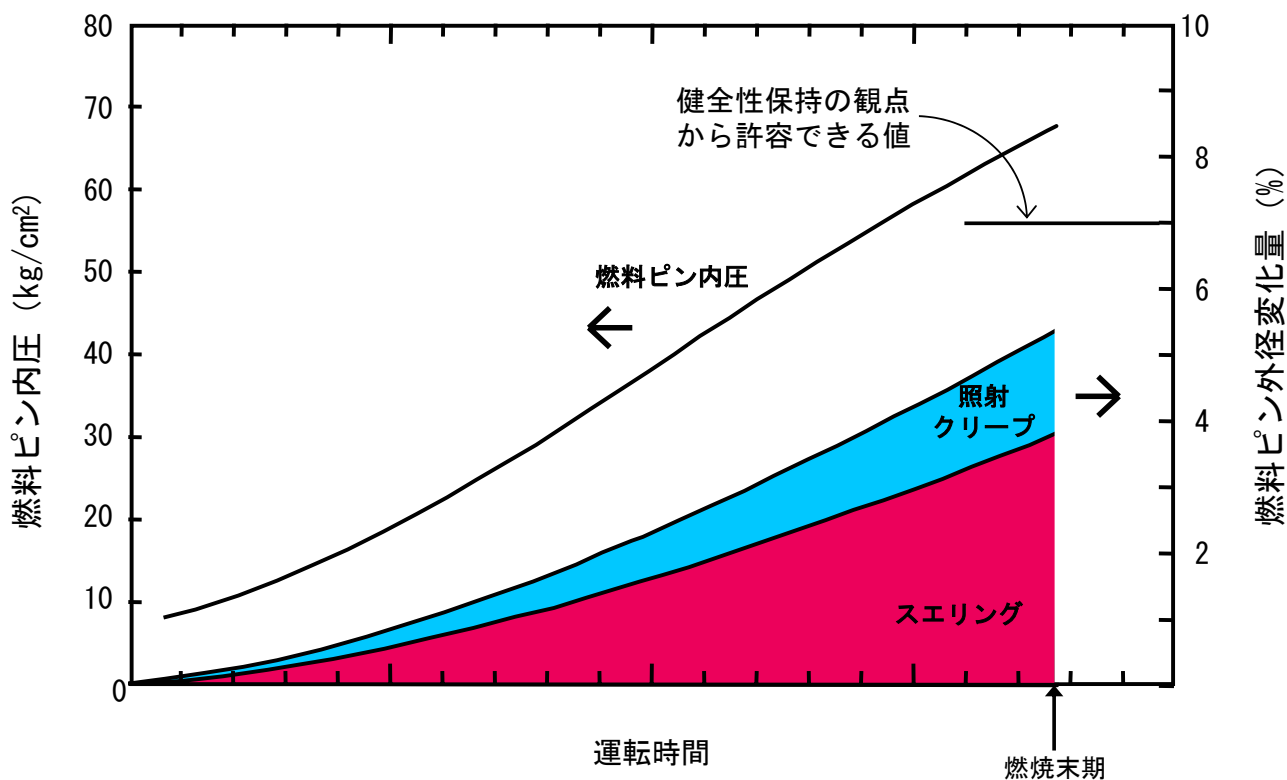
3. 照射後



気泡により体積が膨張する

スエリングにより体積が膨張する

図2. 1-3 スエリングによる体積膨張



出典：設置許可申請書添付書類八

図2-1-4 「もんじゅ」の燃料の使用条件

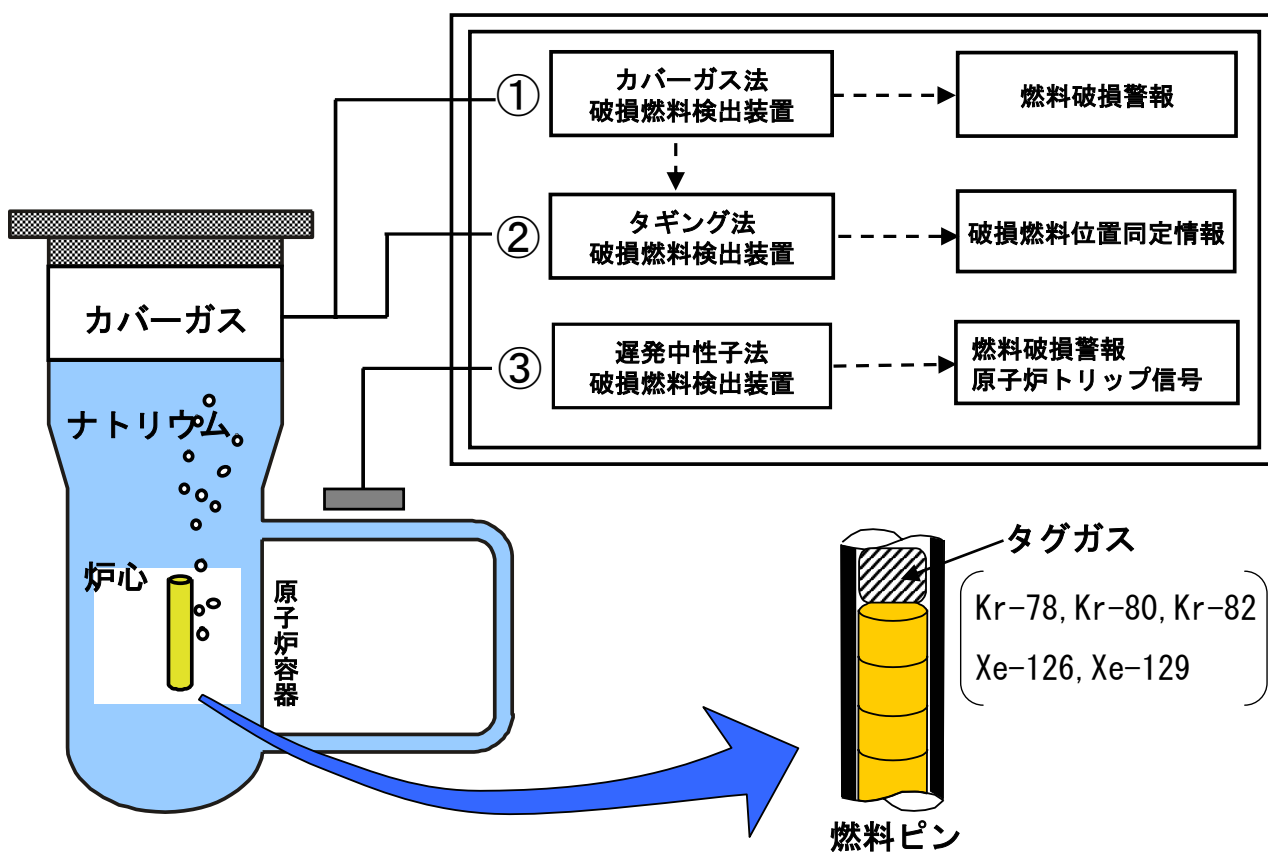


図2.3-1 「もんじゅ」の破損燃料検出装置

表2. 3-1 破損燃料位置同定装置の比較

	もんじゅ	フェニックス		KNK-Ⅱ
測定方法	タギング法	セクターバルブ法		炉外 SHIPPING 法
		ガス分析法	遅発中性子法	
実施時期	原子炉運転中			原子炉停止後
検出器	質量分析計	ガンマ線検出器	中性子検出器	ガンマ線検出器
同定性能	198体の集合体から1体を同定	121体の集合体から破損燃料を含む3体（1グループ）を同定		29体の集合体から1体を同定
同定時間	12時間	45分	5分, 15分, 45分	4時間～8日*

* 破損燃料の位置を炉心の1／4領域に絞り込むための時間を除く。

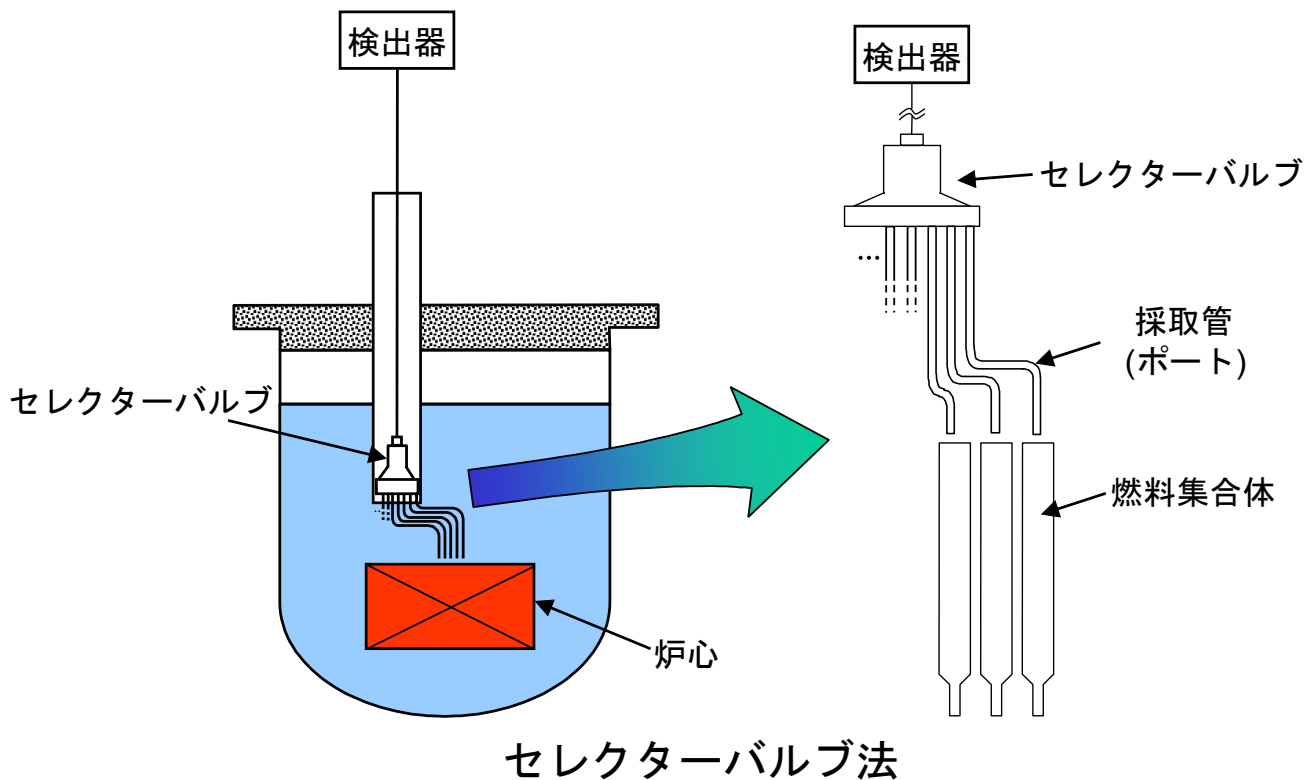


図2. 3-2 フェニックスにおける破損燃料位置同定設備の概略図

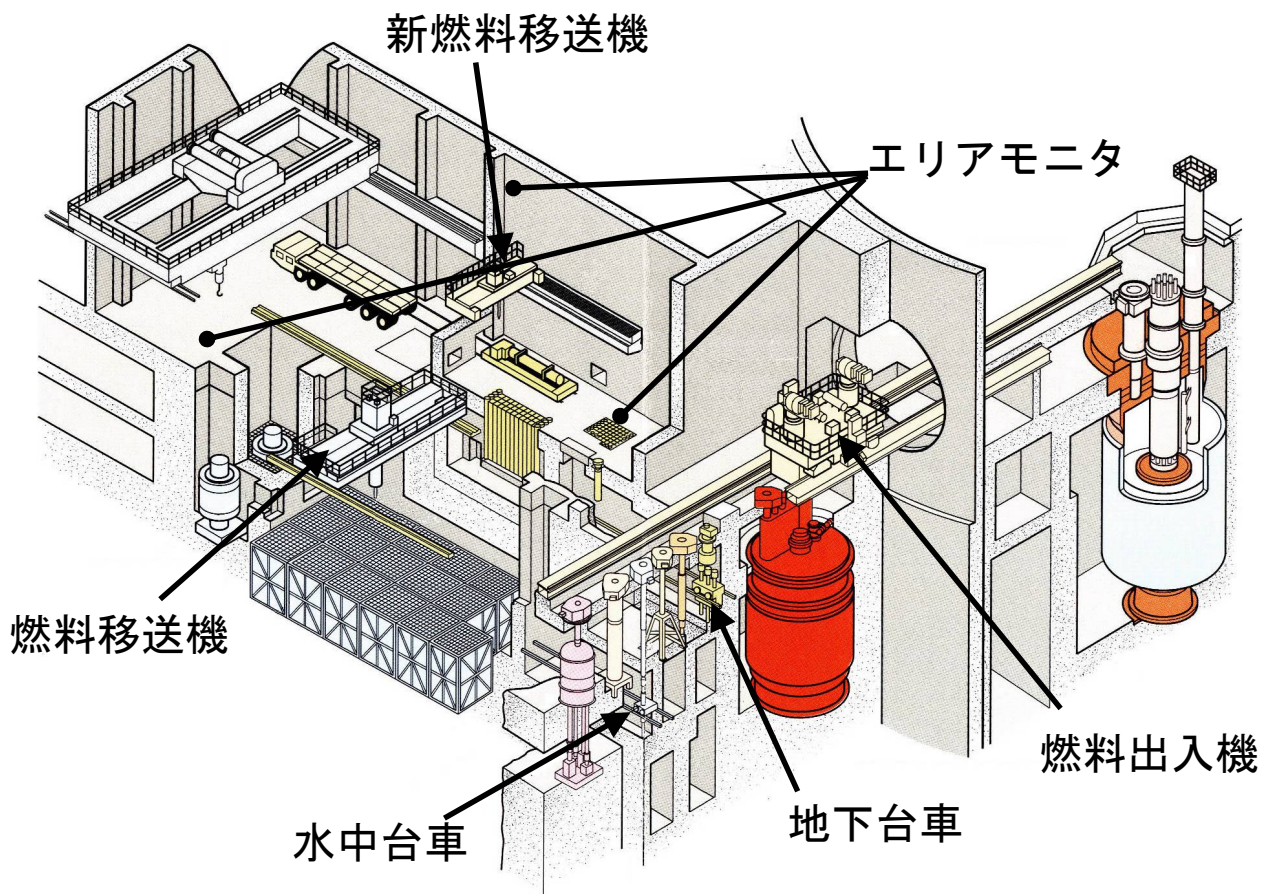


図2. 4-1 燃料取扱設備の鳥瞰図

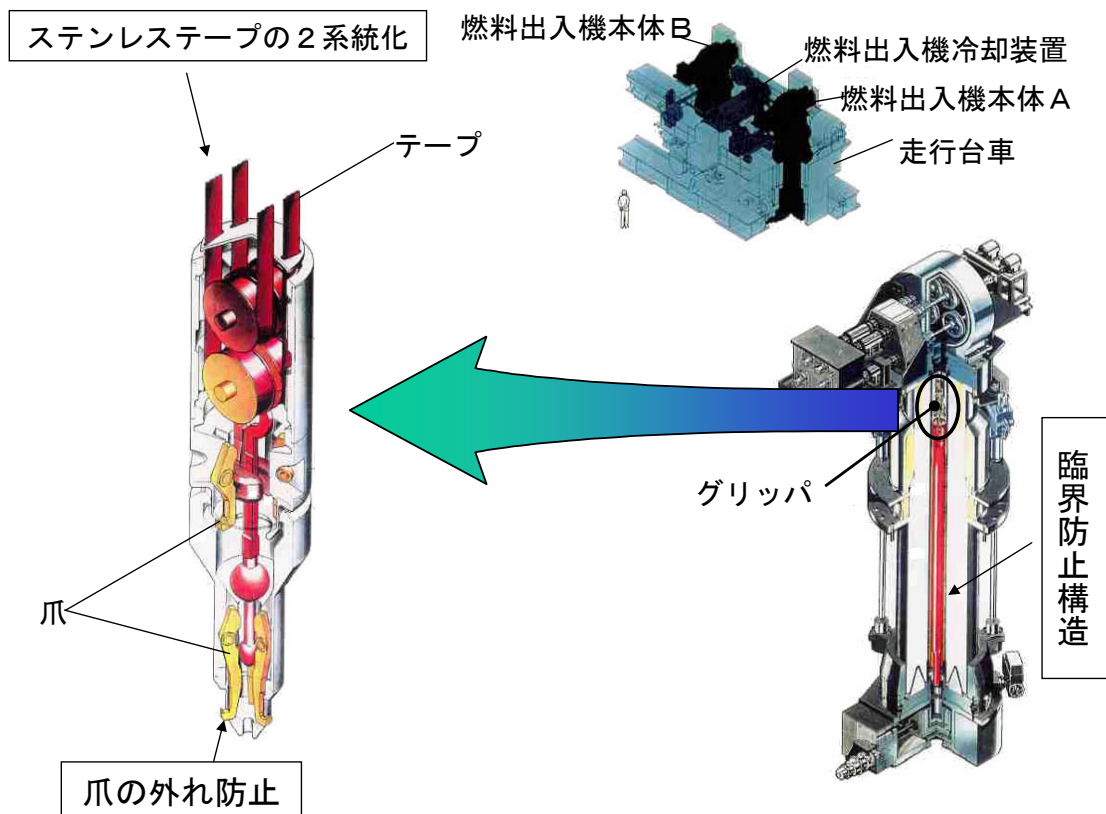
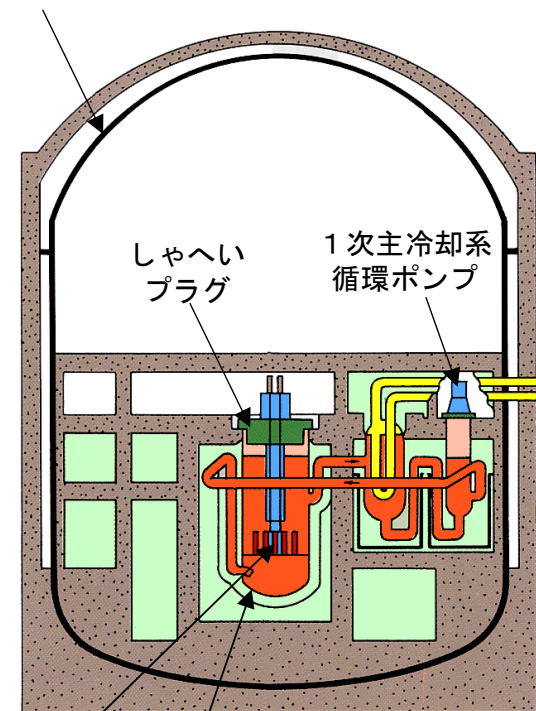


図2. 4-2 燃料取扱設備の主な安全設計

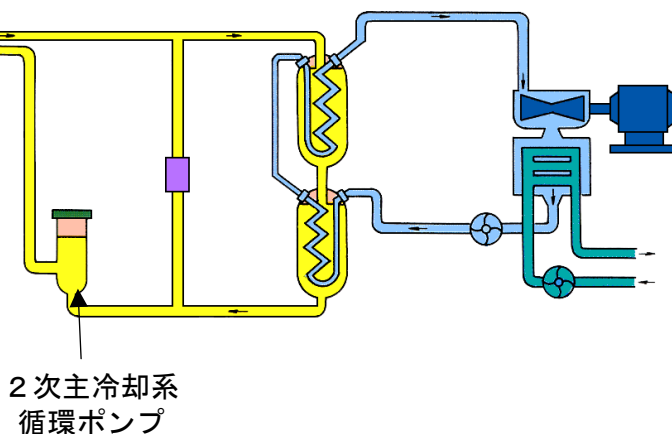
原子炉格納容器



制御棒 原子炉容器

初期事象

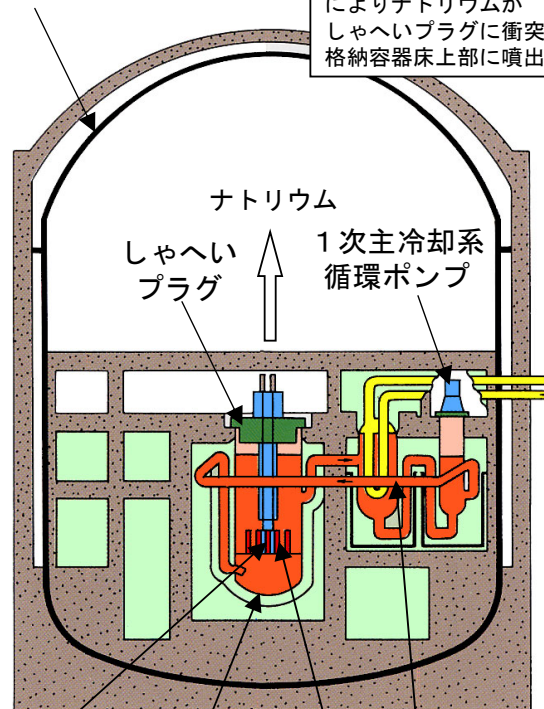
1次系及び2次系の主冷却系循環ポンプ
全数(各3基)停止
+
制御棒全数(19本)挿入不可



2次主冷却系
循環ポンプ

図3. 2-1 「もんじゅ」炉心崩壊事故の初期事象

原子炉格納容器



放出されたエネルギー
によりナトリウムが
しゃへいプラグに衝突し
格納容器床上部に噴出

制御棒 原子炉容器 炉心 1次主冷却系

初期事象

1次系及び2次系の主冷却系循環ポンプ
全数(各3基)停止
+
制御棒全数(19本)挿入不可

解析

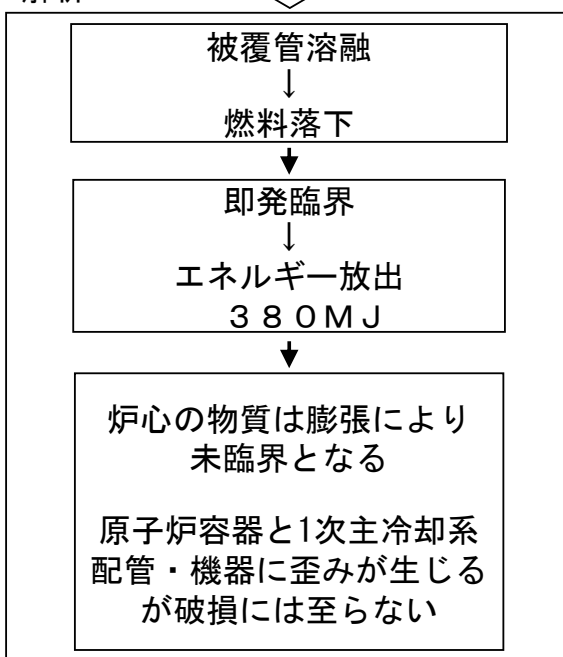


図3. 2-2 安全審査時の「もんじゅ」炉心崩壊事故評価

安全性の評価(立地評価)

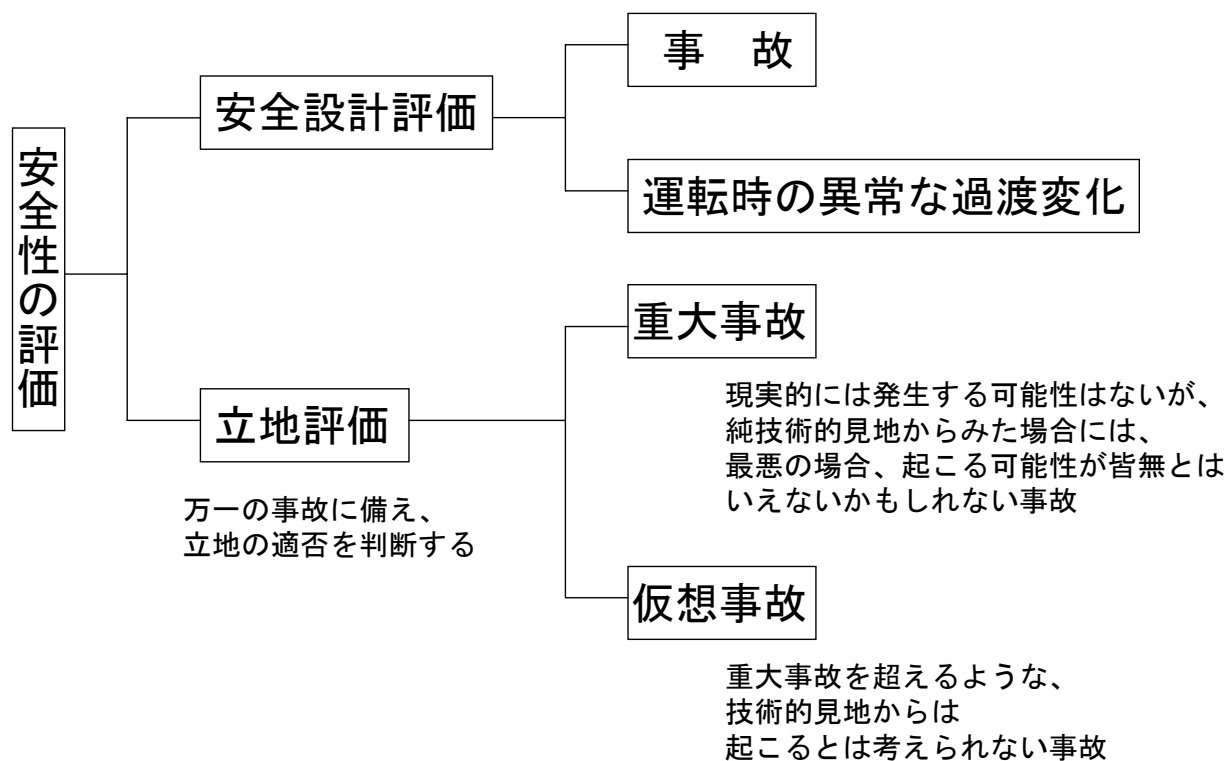


図4. 1-1 安全性の評価

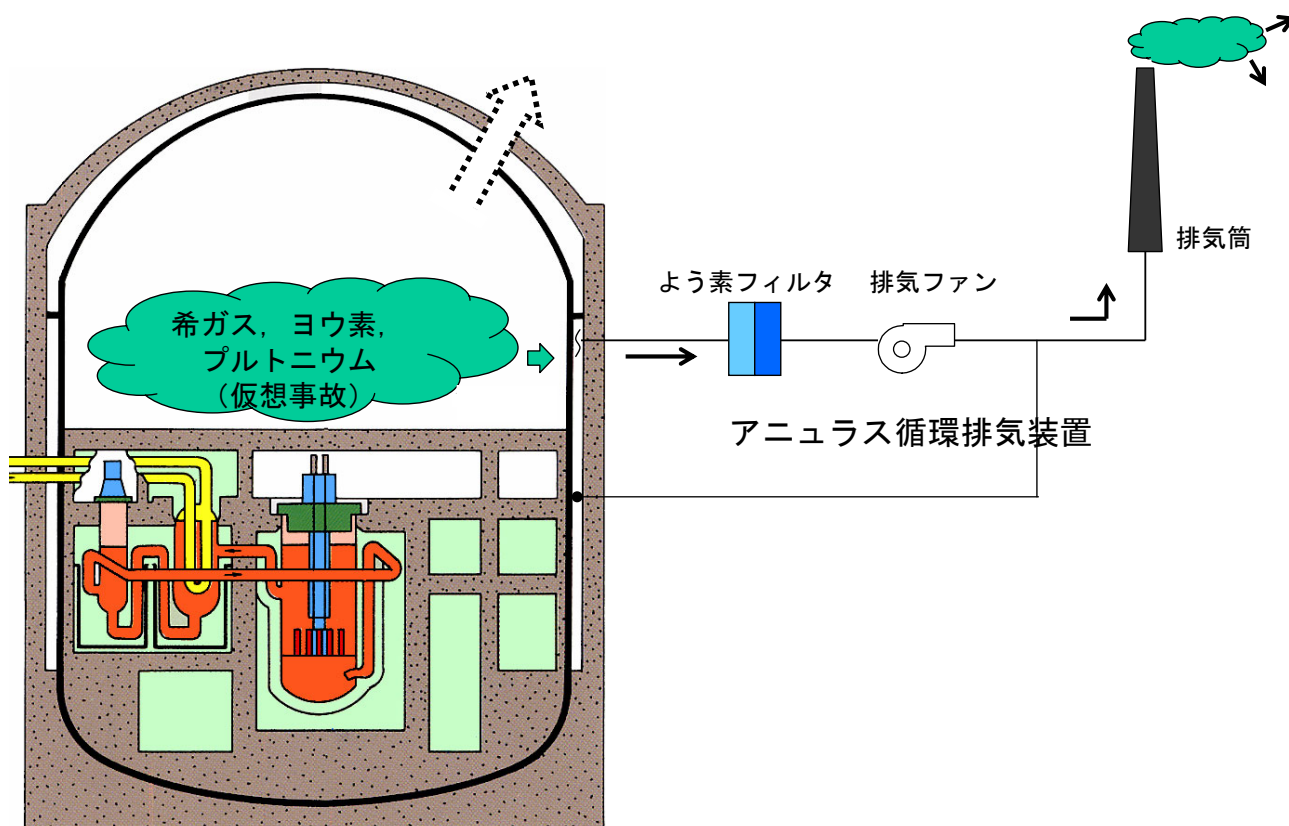


図4. 2-1 「もんじゅ」立地評価における希ガス, ヨウ素, プルトニウムの放出過程

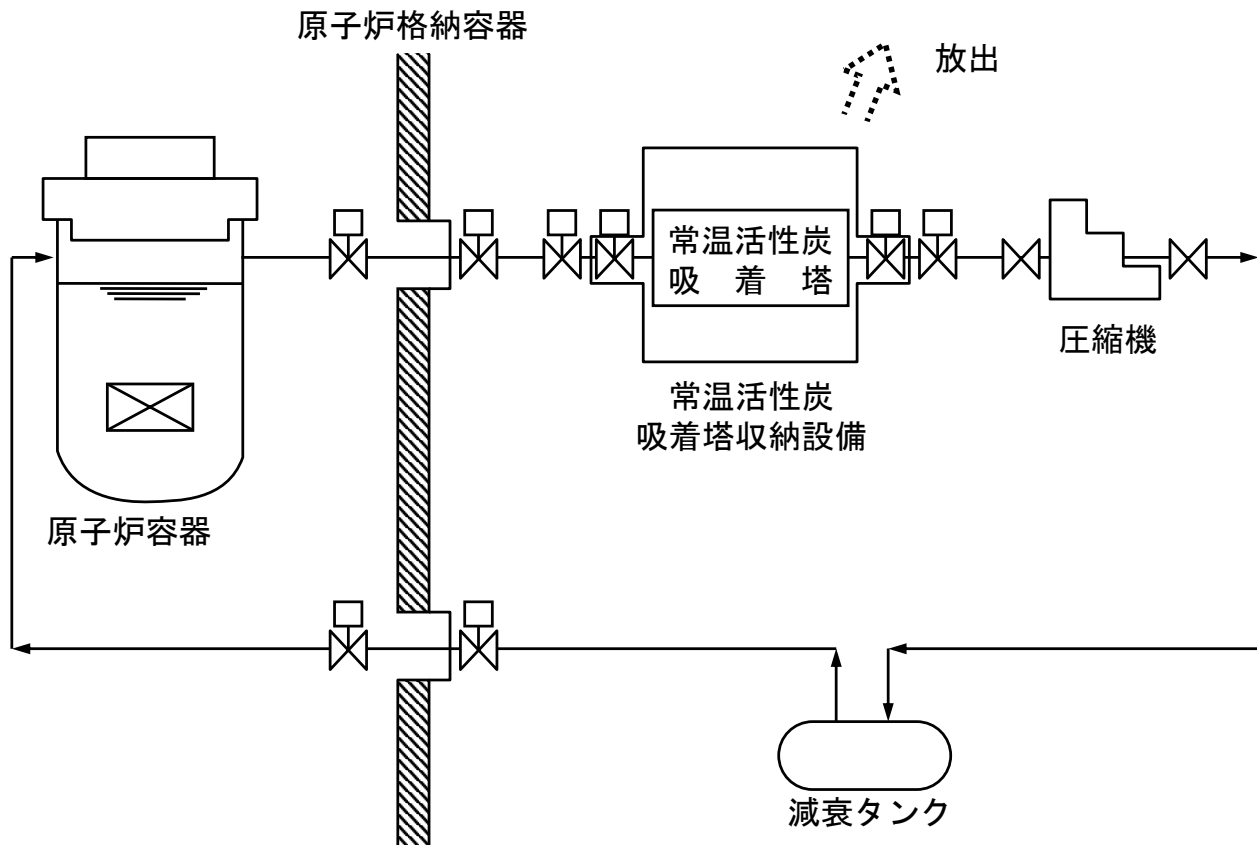


図4. 2-2 1次アルゴンガス系設備

表4. 2-1 「もんじゅ」の立地評価のための事故の解析結果

	項 目		線量評価の 最大値	立地審査指針 のめやす線量
重大事故	全身線量(ミリム)		190	25, 000
	小児甲状腺線量 (ミリム)		1, 800	150, 000
仮想事故	全身線量(ミリム)		1, 400	25, 000
	成人甲状腺線量 (ミリム)		4, 500	300, 000
	プルトニウム による線量 (ミリラド)	骨	990	12, 000
		肺	190	15, 000
		肝	210	25, 000

出典：設置許可申請書添付書類十

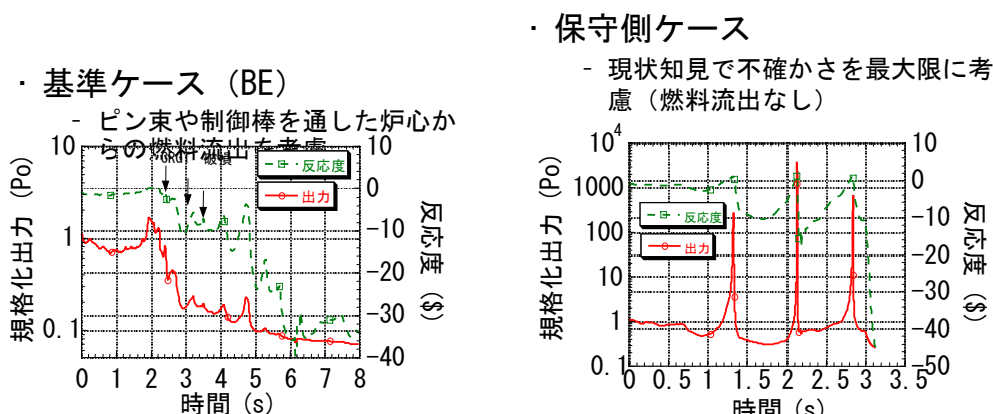
炉心安全に関する研究 炉心損傷事故に関する研究の進展

(炉心損傷事故時の即発臨界による機械的エネルギーの評価)

炉心損傷の過程		起因過程 (炉心溶融の開始)	遷移過程 (炉心溶融の進展)
安全審査 当時の解 析	解析コード	SAS3D+VENUS-PM	(SIMMER-II+簡易評価)
	解析条件	過度な保守性まで考慮	予備的な解析により、発生エネルギーの上限は起因過程の結果に包絡されるものと判断
	解析結果	・ BEではエネルギー発生なし ・ 機械的エネルギーの上限：約380MJ	
安全研究による新たな知見の蓄積、評価手法の改良		・ CABRI試験等で諸現象の理解解向上 (緩和メカニズム) ・ 核データ (ボイド反応度等の精度向上、保守性低減) ・ SAS4Aコードの開発	・ SIMMER-IIIコードの開発 ・ 国内外の実験データによる総合的検証 ・ 緩和メカニズムの理解向上
現在の知見に基づく解析		・ 現在の不確かさ (保守性) の範囲内では即発臨界なし	・ BEでは即発臨界 (再臨界) なし ・ 最大限の保守性を考慮しても機械的エネルギーは110MJ

炉心安全に関する研究 「もんじゅ」の炉心損傷事故解析

SIMMER-IIIコードによる遷移過程解析



- ・ 基準ケースは即発臨界 (再臨界) は発生しない。
- ・ 保守側ケースでは、炉心溶融が拡大したときの溶融燃料の径方向移動による再臨界発生：機械的エネルギーは約110MJ (さらに、原子炉容器に対するエネルギー負荷は約16MJ)
- ・ 安全審査当時の機械的エネルギーの評価結果 (燃料等エントロピー膨脹ポテンシャルで約380 MJ) の保守性を確認