

第 1 画面

「もんじゅ安全性調査検討委員会」

第 7 回委員会

6. 高速増殖炉の安全性

平成 14 年 4 月 16 日

核燃料サイクル開発機構

第 2 画面

高速増殖炉の安全性

県民の意見を踏えた本日の説明項目

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)

## 第1画面

### 高速増殖炉と軽水炉

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)

## 第2画面

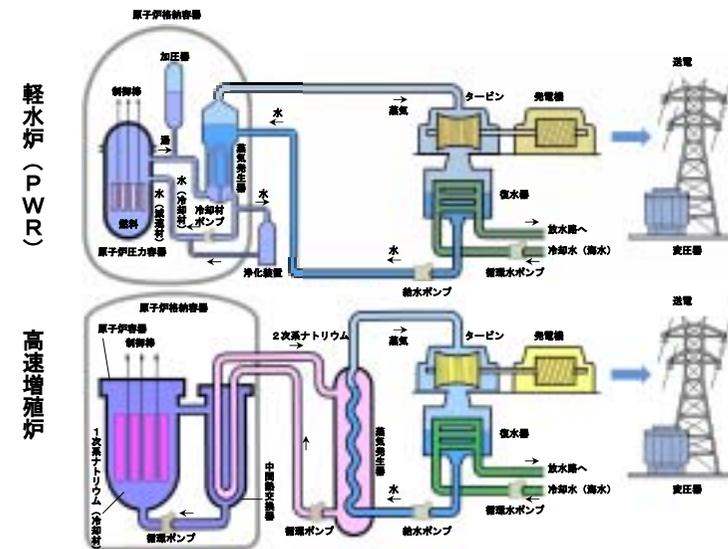


図1.1-2 高速増殖炉と軽水炉の構成

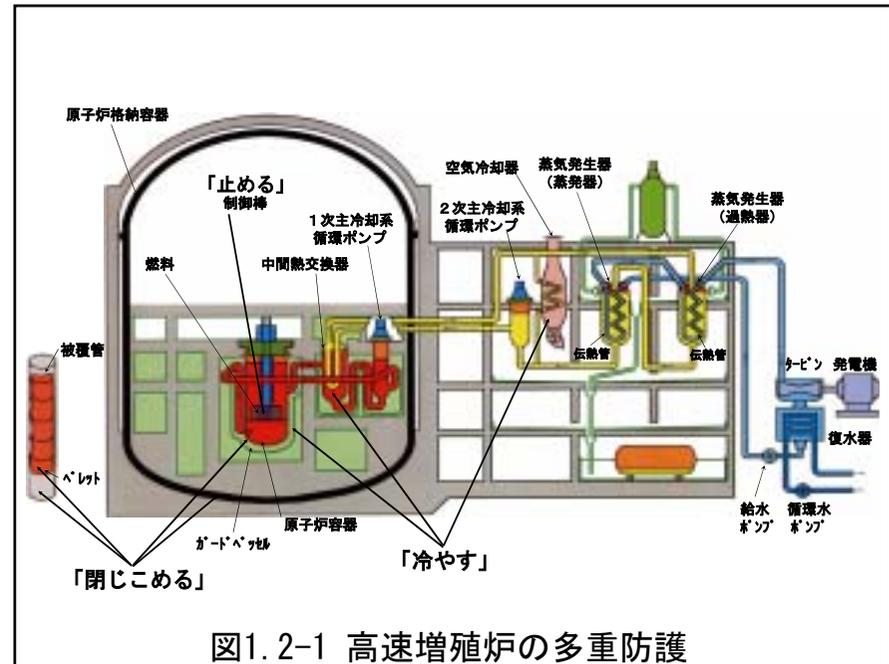
## 第1画面

### 原子炉の安全確保の考え方 多重防護による安全確保

「人は誤り 機械は故障する」  
↓  
「異常は起こる」ことを前提とした安全対策

- 運転時の異常発生の防止
  - 高い品質管理, 余裕のある設計
  - インターロックによる誤操作の防止
  - 保守管理
- 異常の拡大と事故への発展の防止
  - フェイル・セーフな設計
  - 異常の早期発見
  - 異常の拡大の防止（「止める」）
- 放射性物質の異常放出の防止
  - 炉心の確実な冷却（「冷やす」）
  - 放射性物質の閉じこめ（「閉じこめる」）

## 第2画面

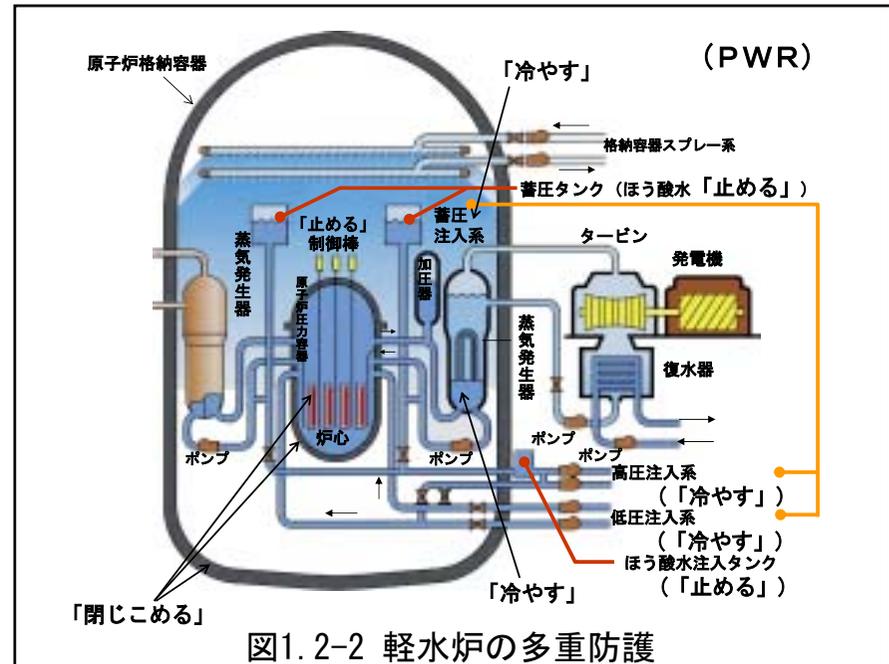


第1画面

原子炉停止系の信頼性確保（「止める」）

	原子炉停止系	
	主設備	バックアップ設備
軽水炉	制御棒 (PWR,BWR)	ほう酸水の注入設備
高速増殖炉	制御棒 (調整棒)	制御棒 (後備炉停止棒)

第2画面



## 第 1 画面

### 原子炉停止系の信頼性確保（「止める」）

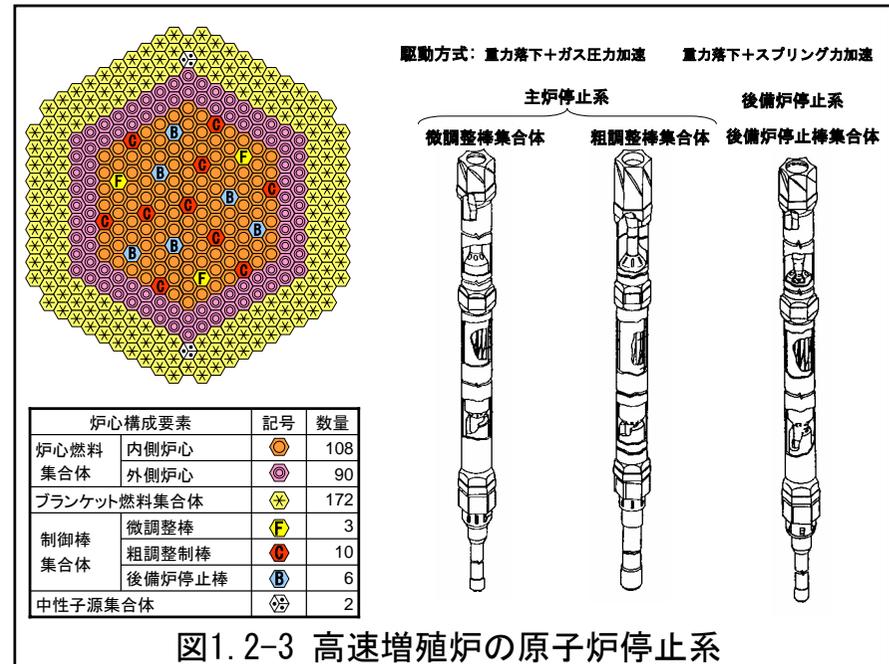
- 原子炉停止系の多重性 独立性

主炉停止系 → 13本のうち1本の制御棒が  
 (微調整棒 3本) 炉心に入らなくても  
 (粗調整棒 10本) 原子炉停止可能

主炉停止系の全部の制御棒が炉心に入らなくても  
 後備炉停止棒6本で原子炉停止可能

- フェイルセーフな設計  
 電源が切れると制御棒は重力、スプリング力、  
 ガス圧力により炉心に入る

## 第 2 画面



## 第1画面

緊急時の炉心冷却（「冷やす」）

軽水炉

○ 1次系圧力：157気圧（PWR）

1次系の破損：高圧の水が噴出

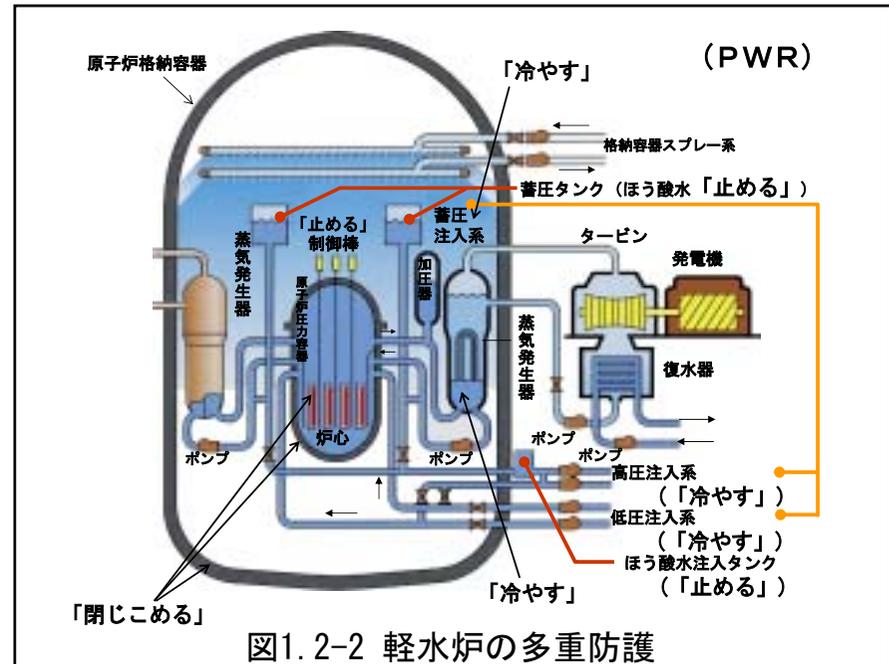


原子炉内冷却材が失われる



非常用炉心冷却系設備（ECCS）設置

## 第2画面



## 第1画面

### 緊急時の炉心冷却（「冷やす」）

#### 高速増殖炉

- 崩壊熱
  - 独立した3ループの補助冷却設備で除去
  - 1ループのみでも除去可能（15MW）
- 1次系圧力：0.6気圧

1次系の破損：ナトリウム流出

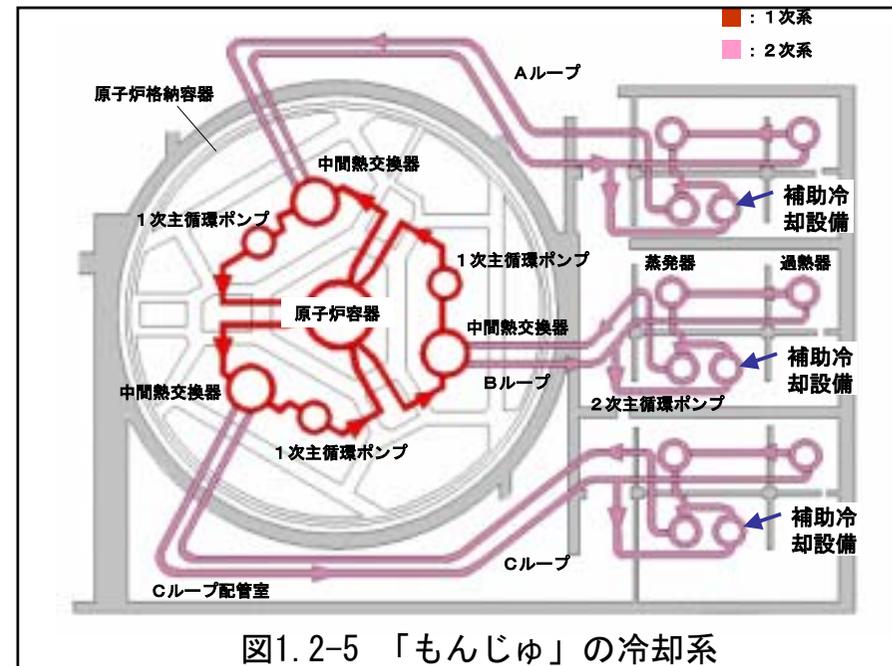


ガードベッセルで流出したナトリウムを受けることにより、原子炉内ナトリウム液位確保



非常用炉心冷却系設備(ECCS)不要

## 第2画面



## 第1画面

### 緊急時の炉心冷却（「冷やす」）

#### 高速増殖炉

- 崩壊熱
  - 独立した3ループの補助冷却設備で除去
  - 1ループのみでも除去可能（15MW）
- 1次系圧力：0.6気圧

1次系の破損：ナトリウム流出

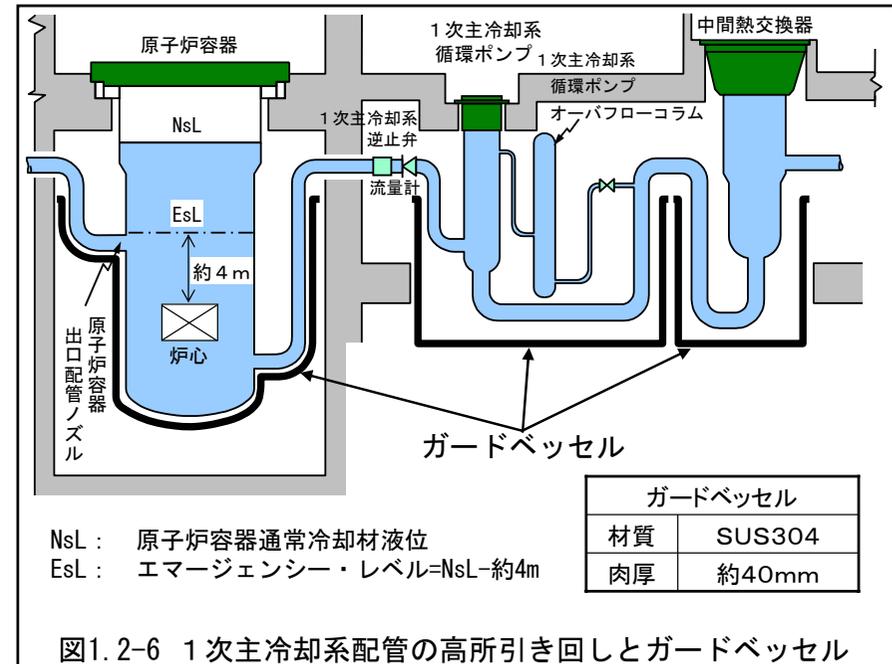


ガードベッセルで流出したナトリウムを受けることにより、原子炉内ナトリウム液位確保



非常用炉心冷却系設備（ECCS）不要

## 第2画面

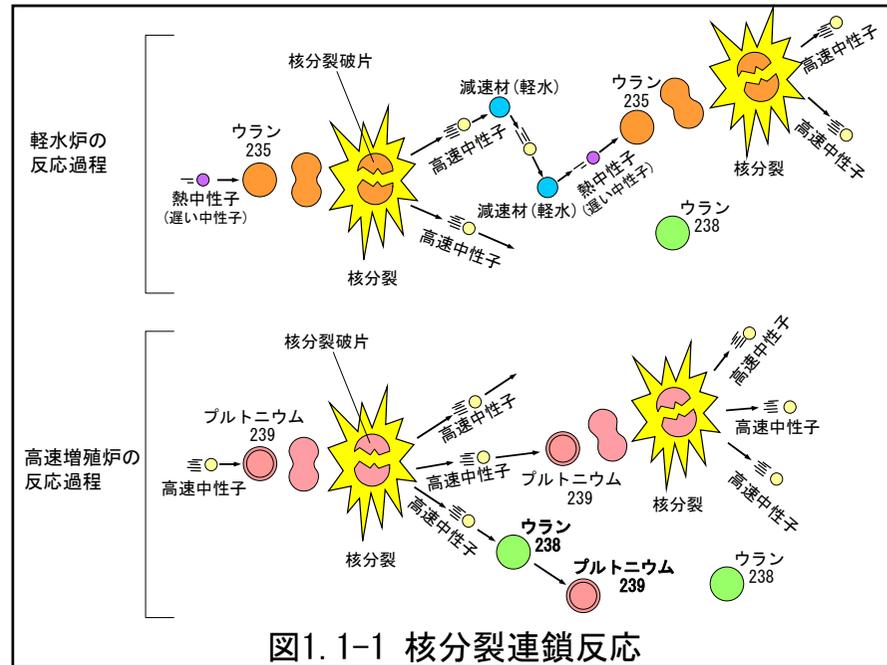


## 第1画面

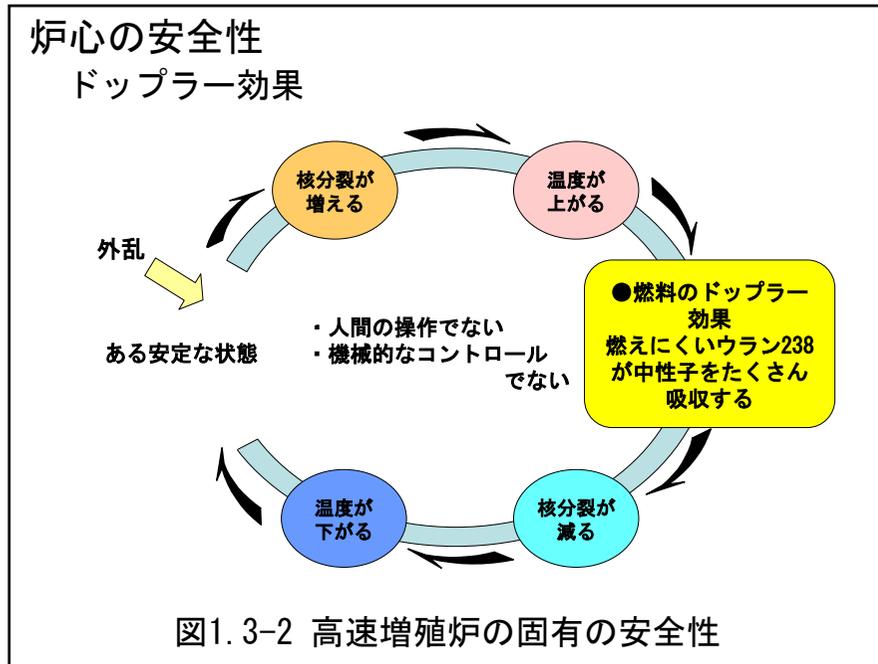
### 原子炉の特徴

- 軽水炉
  - 高速中性子を減速して熱中性子として利用
- 高速増殖炉
  - 高速中性子を利用

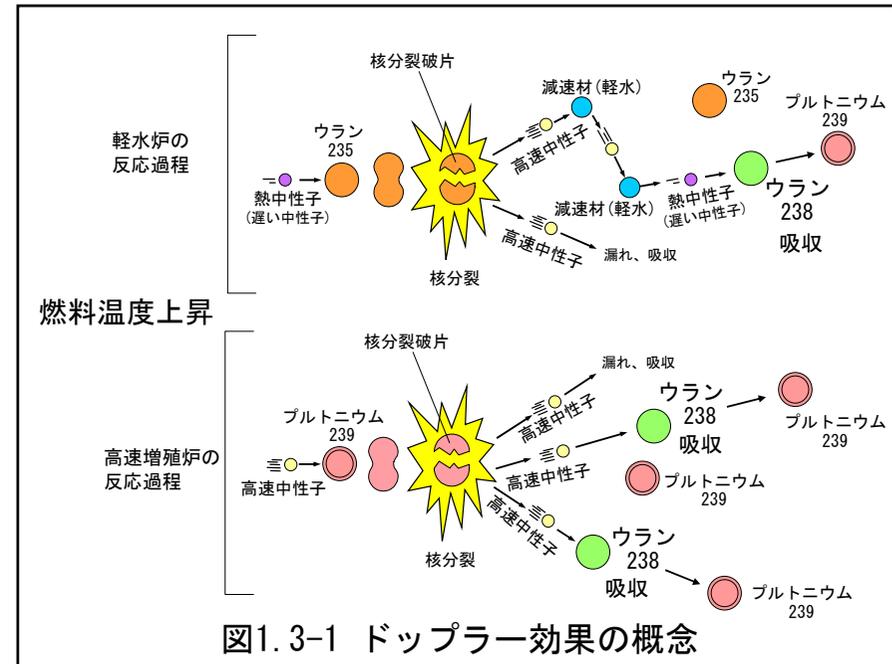
## 第2画面



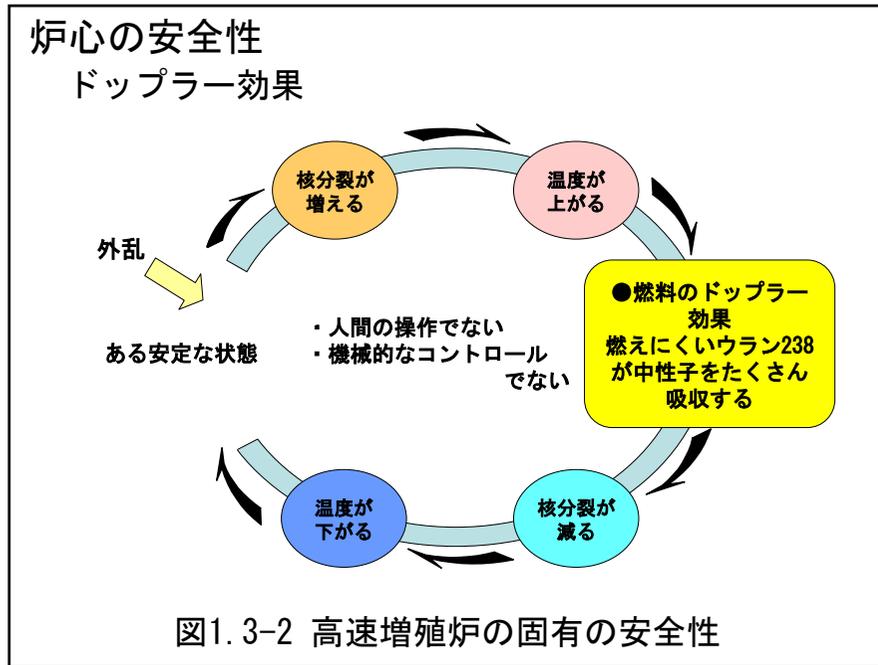
## 第1画面



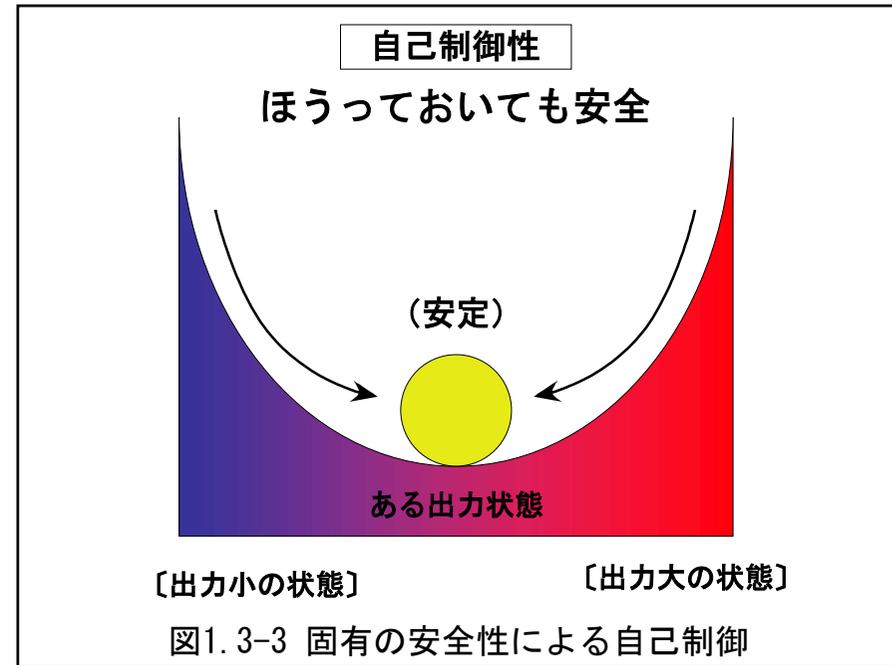
## 第2画面



第1画面



第2画面



## 第1画面

### 高速増殖炉におけるボイド効果

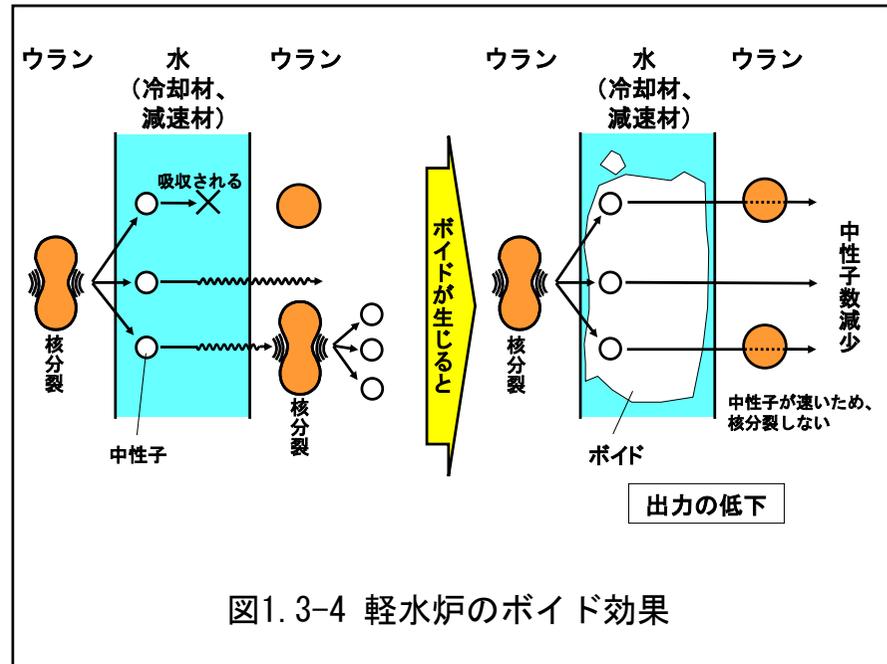
- ボイド効果とは？  
 仮に、冷却材の沸騰、冷却材へのボイド(気泡)の混入により、炉心の冷却材にボイドが生じたときの炉心の出力への影響

ボイドが発生すると		高速増殖炉	軽水炉
冷却材による中性子の減速	低下	プルトニウム239が反応しやすくなる	ウラン235が反応しにくくなる

↓  
出力増加

↓  
出力低下

## 第2画面



## 第1画面

### 高速増殖炉におけるボイド効果

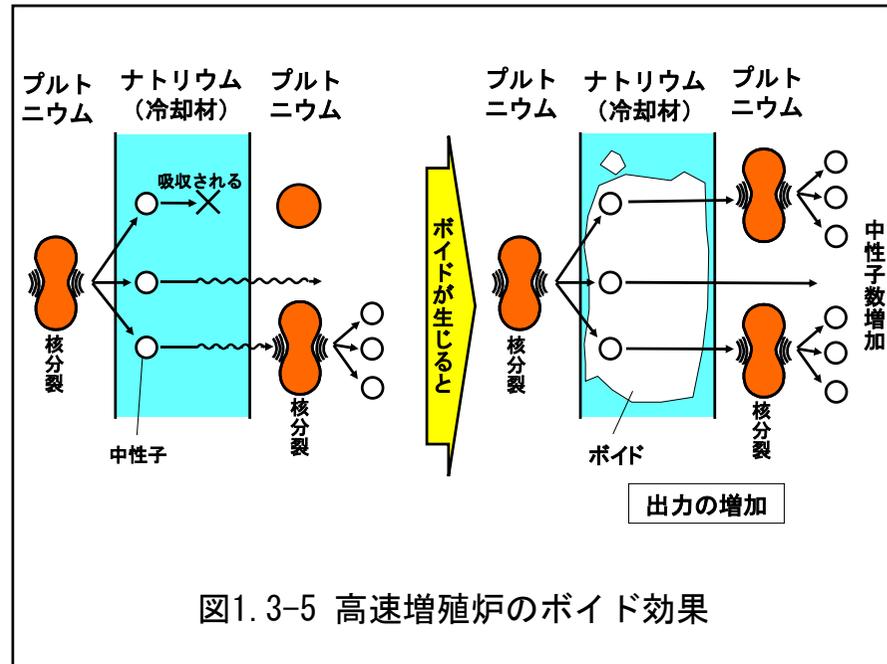
- ボイド効果とは？  
 仮に、冷却材の沸騰、冷却材へのボイド(気泡)の混入により、炉心の冷却材にボイドが生じたときの炉心の出力への影響

ボイドが発生すると		高速増殖炉	軽水炉
冷却材による中性子の減速	低下	プルトニウム239が反応しやすくなる	ウラン235が反応しにくくなる

↓  
出力増加

↓  
出力低下

## 第2画面



## 第1画面

### 「もんじゅ」におけるボイド対策

- 炉心部のナトリウム中にボイド（気泡）が生じない設計
  - ナトリウムを沸騰させない  
集合体出口ナトリウム最高温度：660℃  
(原子炉出口温度：529℃)  
    << 沸点（約880℃）
  - ナトリウム中にカバーガスを巻き込ませない
  - 仮に炉心燃料集合体入口部（下部プレナム）にボイド（気泡）が入ったとしても、滞留しないようにする

## 第2画面

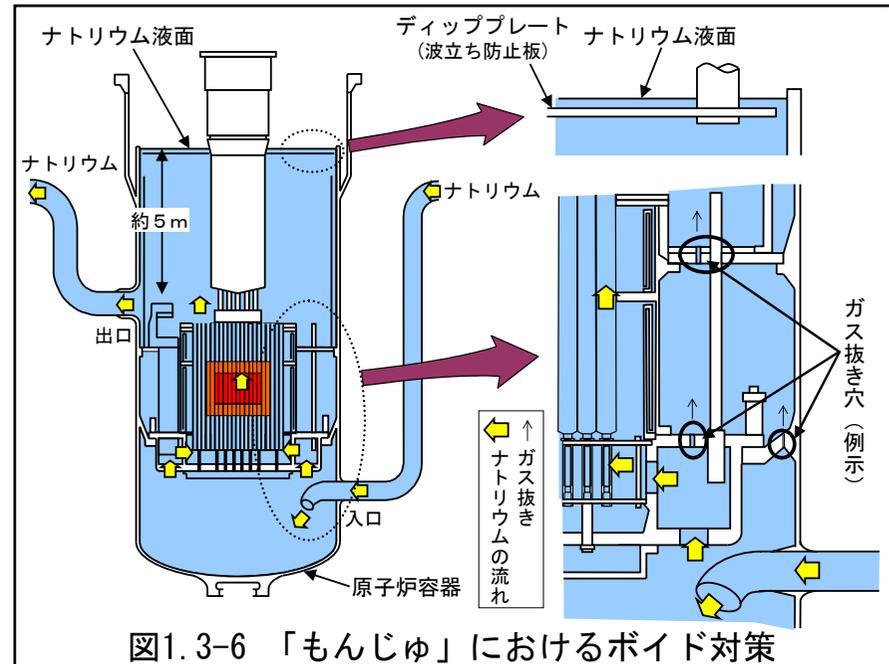


図1.3-6 「もんじゅ」におけるボイド対策

## 第1画面

### 「もんじゅ」の気泡通過事故評価

炉心支持板の下に20ℓの気泡(ボイド)が貯まり、  
一斉に炉心燃料集合体部を通過すると仮定する



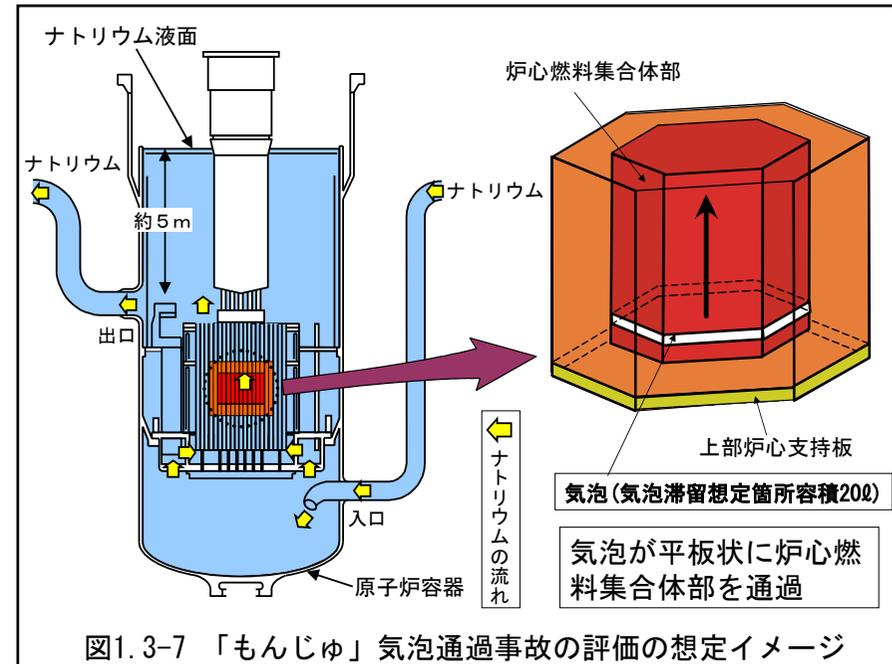
中性子束上昇



原子炉自動停止

事故は安全に終息

## 第2画面



## 第1画面

### 「もんじゅ」の気泡通過事故評価

炉心支持板の下に20ℓの気泡(ボイド)が貯まり、  
一斉に炉心燃料集合体部を通過すると仮定する



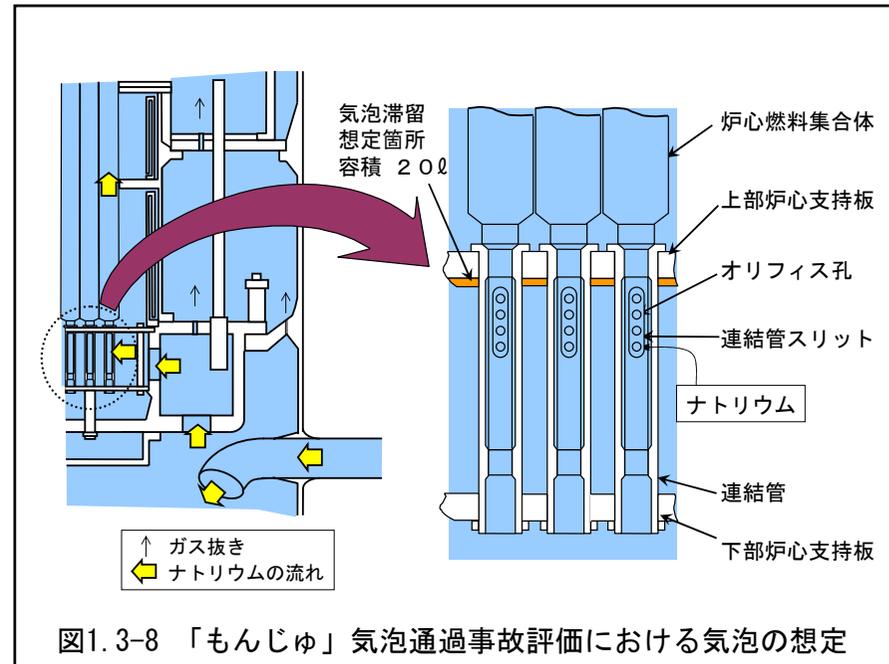
中性子束上昇



原子炉自動停止

事故は安全に終息

## 第2画面



## 第1画面

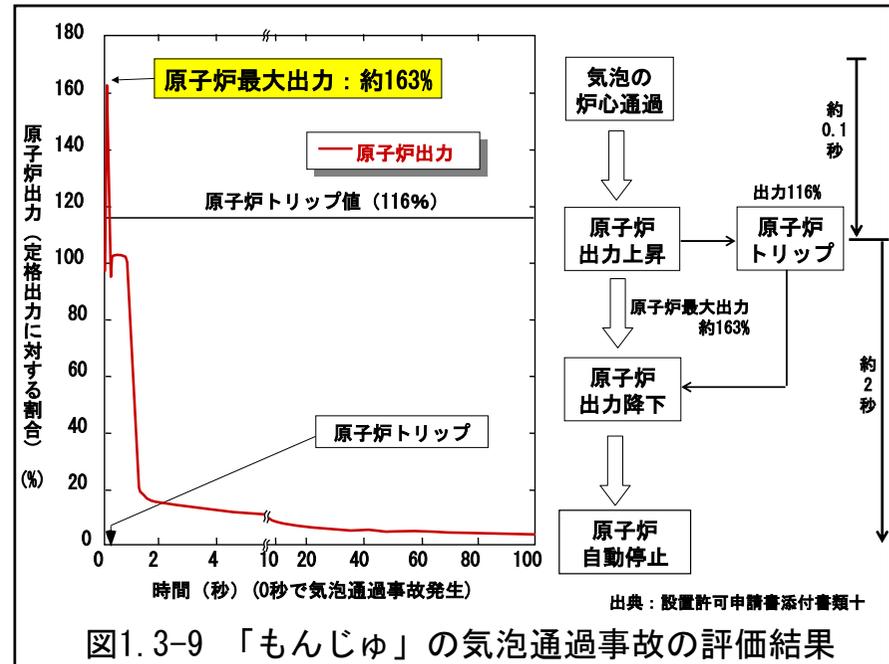
### 「もんじゅ」の気泡通過事故評価

炉心支持板の下に20lの気泡(ボイド)が貯まり、  
一斉に炉心燃料集合体部を通過すると仮定する



事故は安全に終息

## 第2画面



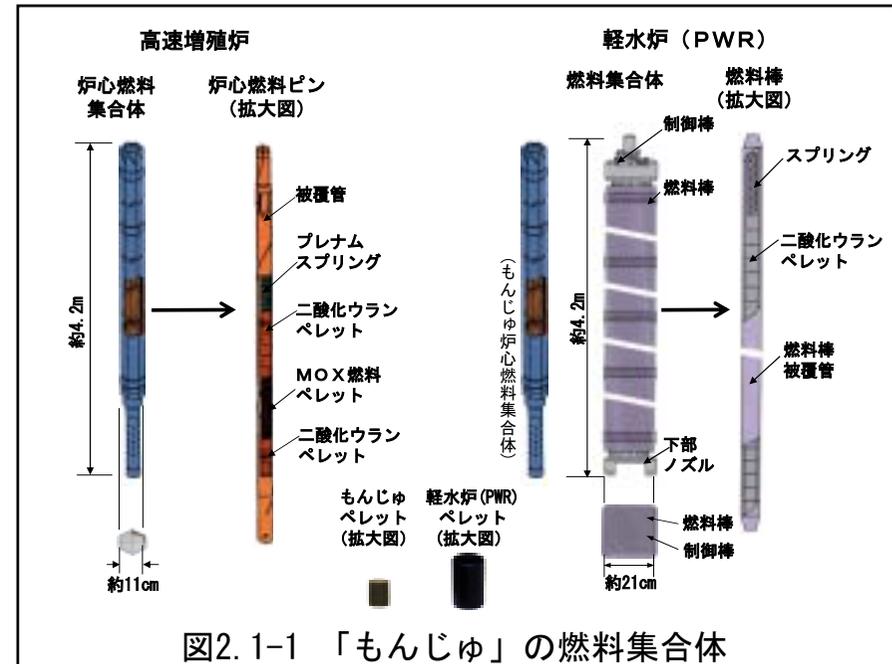
## 第1画面

「もんじゅ」の燃料

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	MWd/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

## 第2画面

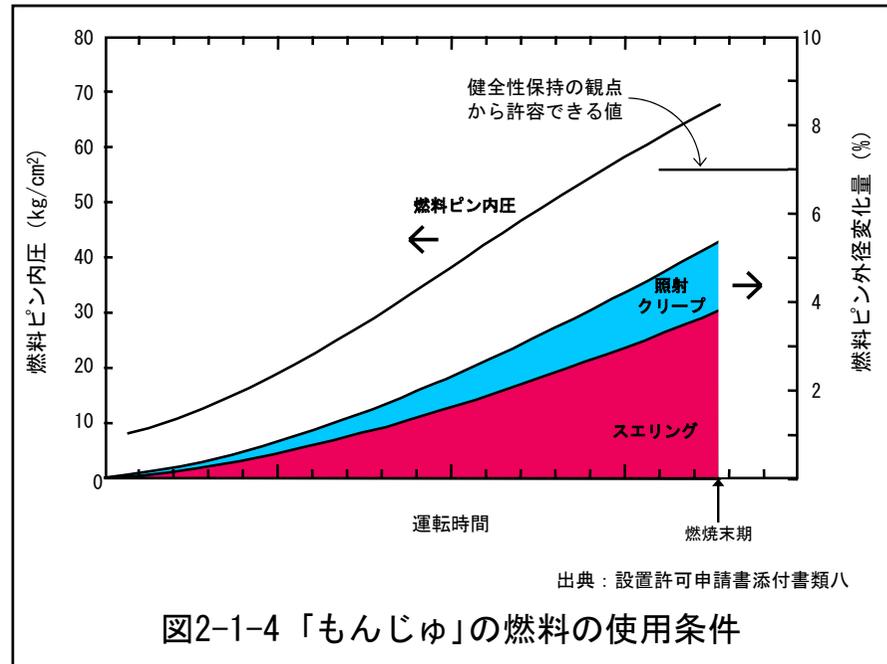


## 第1画面

### 燃料の健全性確保

- サイクル機構が独自に開発したステンレス鋼の使用
- 原子炉内での燃料の挙動を十分考慮
- 海外先行炉や「常陽」による照射試験実績の反映

## 第2画面



## 第 1 画面

### 高速増殖炉の燃焼度

燃料集合体平均で約100,000MWd/tが  
現在、世界的に標準的な目標



集合体平均約150,000MWd/t～約200,000MWd/tを目指し  
研究開発を実施

燃焼度		「もんじゅ」	「常陽」 (Mk-II)
燃料集合体 最高	MWd/t	約94,000	約70,000
燃料ピン 最高		約98,000	約75,000
燃料集合体 平均		約80,000	約60,000

## 第 2 画面

### 燃焼度とは

- 燃焼度
  - 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、燃焼の進行の度合いを表す
  
- 燃焼度の単位 (MWd / t)
  - 1 MWd / t は、燃料 1 トンあたり 1 MW の発熱が 1 日つづいたときの発熱量

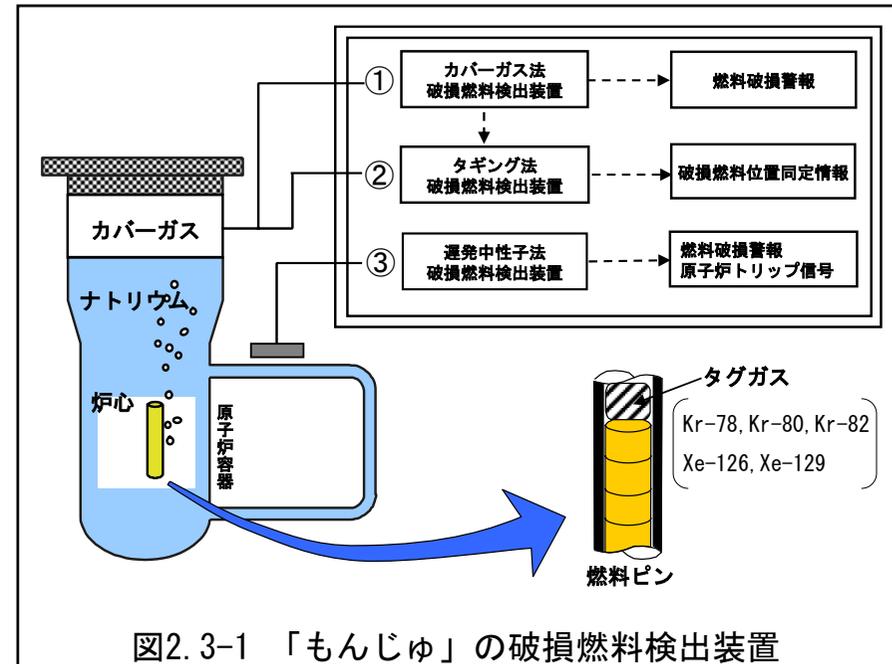
## 第1画面

### 「もんじゅ」の破損燃料検出装置

万一、燃料が破損しても3種類の破損燃料検出装置によって素早く破損検出と破損燃料同定を行い、原子炉を停止する

- ① カバーガス法破損燃料検出装置
- ② タギング法破損燃料検出装置
- ③ 遅発中性子法破損燃料検出装置

## 第2画面



## 第1画面

### 海外炉の破損燃料検出装置

「KNK-II」では、タギング法やセクターバルブ法のような破損燃料位置同定装置がない



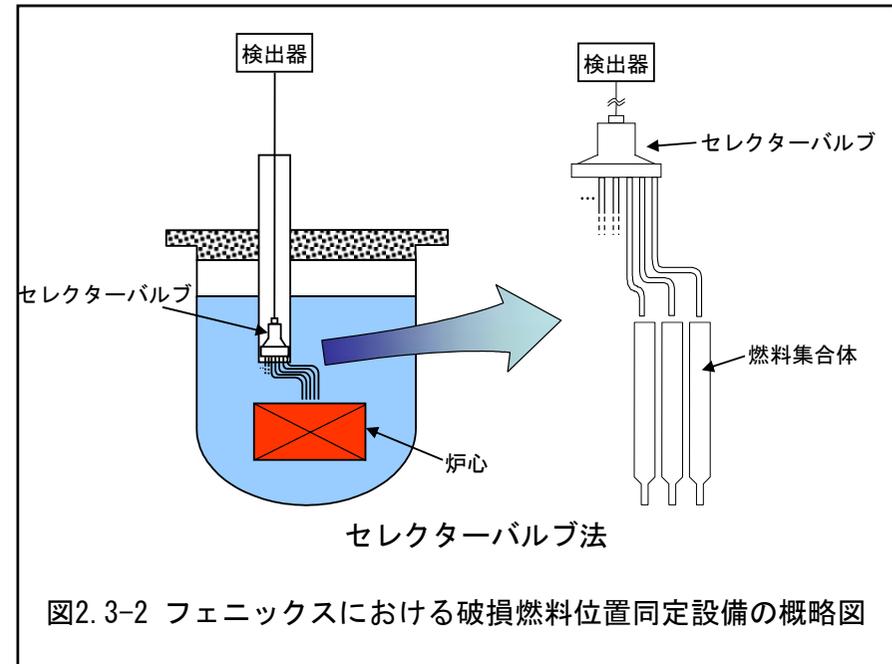
破損燃料の位置を炉心の1/4領域に絞りこむため、長時間原子炉を運転する必要がある

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 ガス分析法    遅発中性子法		炉外シッピング法
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

## 第2画面



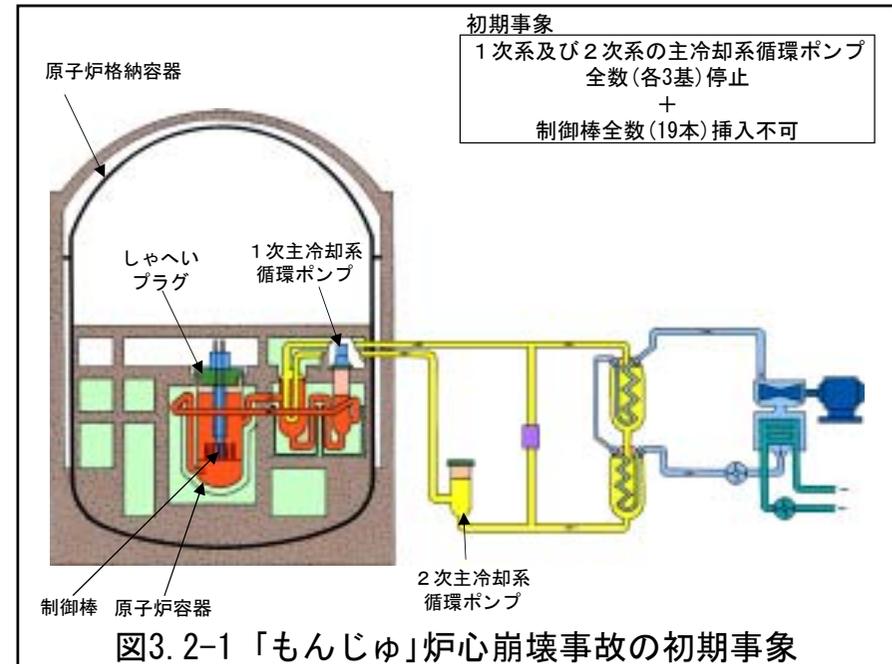
## 第1画面

「もんじゅ」の炉心崩壊事故評価			
評価の種類	分類	内容	事象の例
運転時の異常な過渡変化	設計基準事象	寿命期間中に1回以上の頻度で発生する可能性があると思われる事象	外部電源喪失
事故		運転時の異常な過渡変化を超える事象	1次主冷却系循環ポンプ軸固着事故

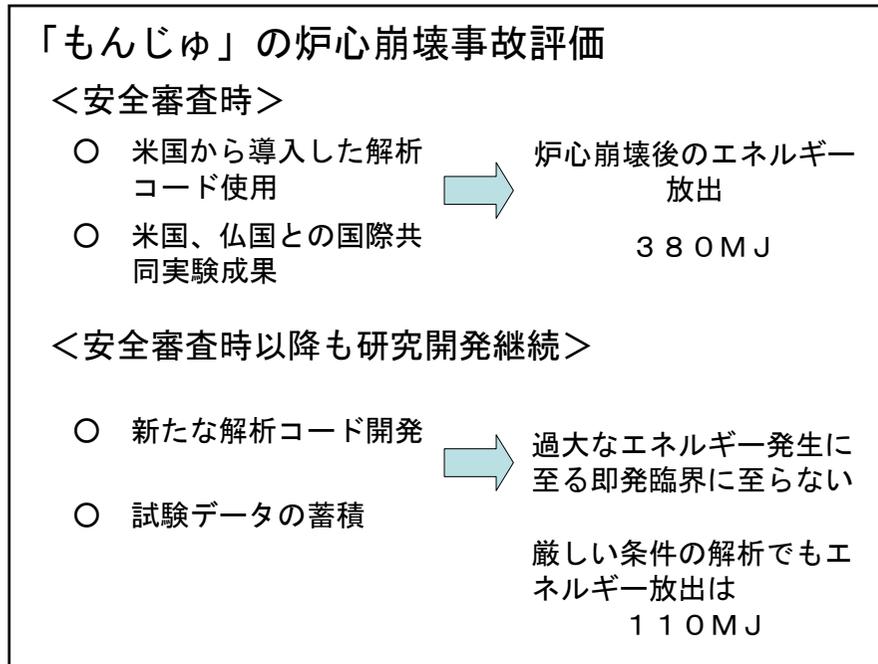
  

研究開発段階の原子炉について実施			
技術的には起こることは考えられない事象	設計基準外事象	「事故」より発生頻度は低い結果が重大であると想定される事象	炉心崩壊事故

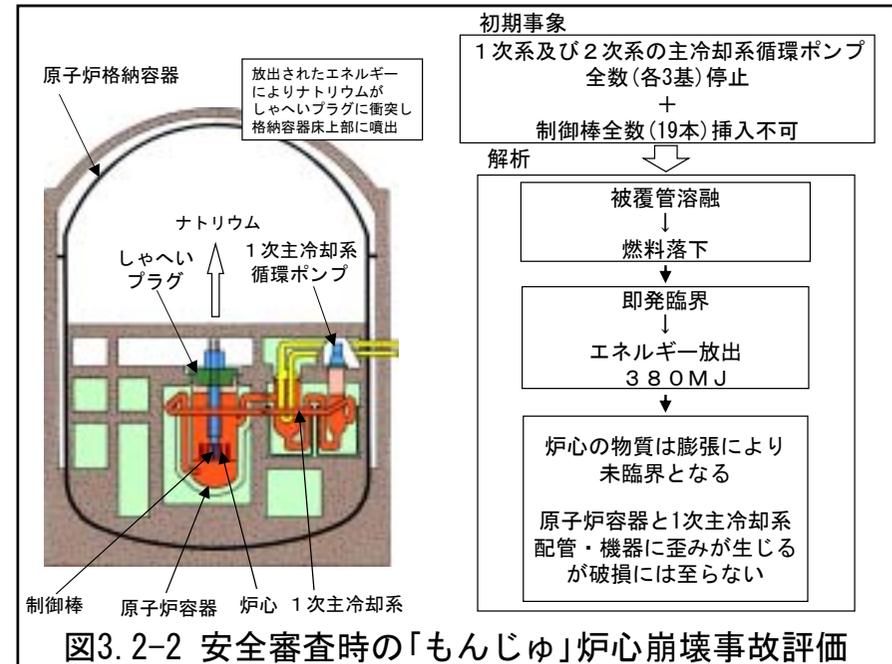
## 第2画面



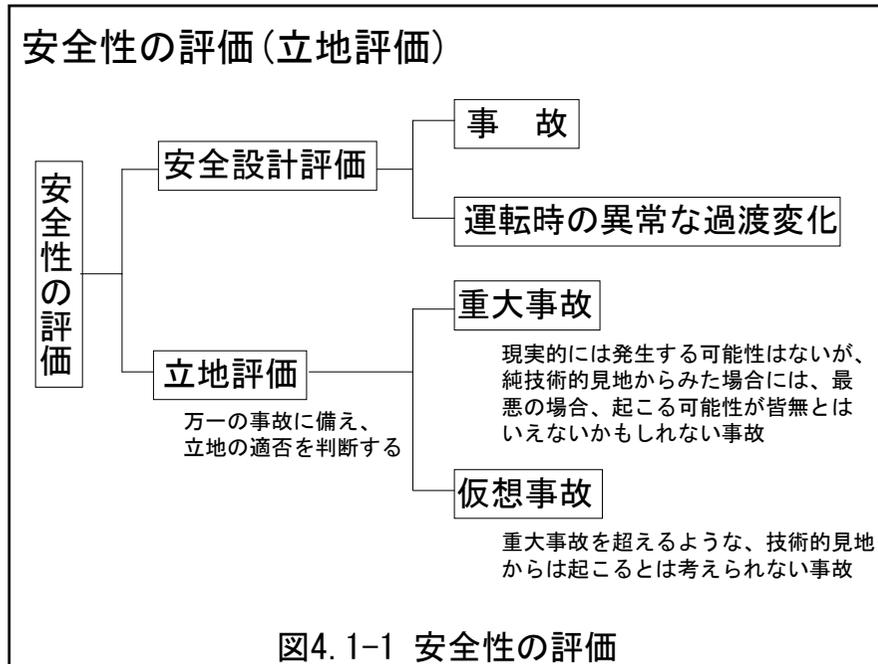
## 第1画面



## 第2画面



## 第 1 画面



## 第 2 画面

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

## 第 1 画面

仮想的なプルトニウムの放出  
「もんじゅ」の仮想事故とWASH-1400

	事故の位置付け	炉内のプルトニウム等の環境への放出割合
「もんじゅ」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 (格納容器は壊れない)	約0.00034%
WASH-1400 (軽水炉(PWR))	確率論的安全評価のため格納容器の破損を考える	約0.4%

出典：設置許可申請書添付書類十  
WASH-1400 「原子炉安全研究」

## 第 2 画面

「もんじゅ」の仮想事故とWASH-1400

	事故の想定	
「もんじゅ」 仮想事故	炉心内の 希ガス 100% よう素 10% プルトニウム 1%	格納容器内床上 に放出 (格納容器は健全)
	アニュス循環排気装置 (よう素フィルタ)	作動
WASH-1400 (軽水炉(PWR))	炉心溶融	格納容器が破損して 放射性物質を環境に放出
	放射性物質除去系	不作動

出典：設置許可申請書添付書類十  
WASH-1400 「原子炉安全研究」

## 第1画面

<参考>第4回委員会資料抜粋

### 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	<ul style="list-style-type: none"> <li>BEではエネルギー発生なし</li> <li>機械的エネルギーの上限：約380MJ</li> </ul>	
安全研究による新たな知見の蓄積、評価手法の改良		<ul style="list-style-type: none"> <li>GABRI試験等で諸現象の理解向上 (緩和メカニズム)</li> <li>核データ (ボイド反応度等の精度向上、保守性低減)</li> <li>SAS4Aコードの開発</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>SIMMER-IIIコードの開発</li> <li>国内外の実験データによる総合的検証</li> <li>緩和メカニズムの理解向上</li> </ul>
現在の知見に基づく解析		<ul style="list-style-type: none"> <li>現在の不確かさ (保守性) の範囲内では即発臨界なし</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>BEでは即発臨界 (再臨界) なし</li> <li>最大限の保守性を考慮しても機械的エネルギーは110MJ</li> </ul>

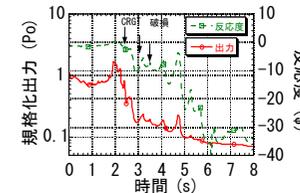
## 第2画面

### 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

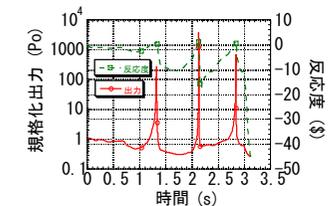
#### ・基準ケース (BE)

- ピン束や制御棒を通した炉心からの燃料流出を考慮



#### ・保守側ケース

- 現状知見で不確かさを最大限に考慮 (燃料流出なし)



- ・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