

# 高速増殖炉の炉心崩壊事故 について



平成15年6月9日

東京工業大学

二ノ方 寿



# 序論 -1

---

- 炉心崩壊事故
- 確率的にはゼロでない
- 技術的に起こりえない



# 序論 – 2 : 深層防護と多重防護

- 起こりうる事故、ではなく
- 起き難いように炉心の設計を行い、
- 故障や軽微な変化が事故へ繋がらないように安全性が強化され、  
【多重防護】
  - まずは異常を検知すること
  - 検知したら確実に「止める」こと(原子炉停止系)
  - 炉心を「冷やす」こと(崩壊熱除去系)
  - 放射性物質を「閉じ込める」
- したがって、炉心崩壊事故へ繋がる可能性を“可能な限り”全てカットして (確率の世界へ)
- 技術的に起こりえない事故とする
- 原理的にも起こりえないこと: Best

事故の発生防止  
事故への発展防止  
放射性物質の放出の抑制

深層防護

放射性物質が存在する原子炉の炉心が損傷しないよう  
十分な安全対策をとる

止める

異常が起これば、  
原子炉を安全に  
停止する

冷やす

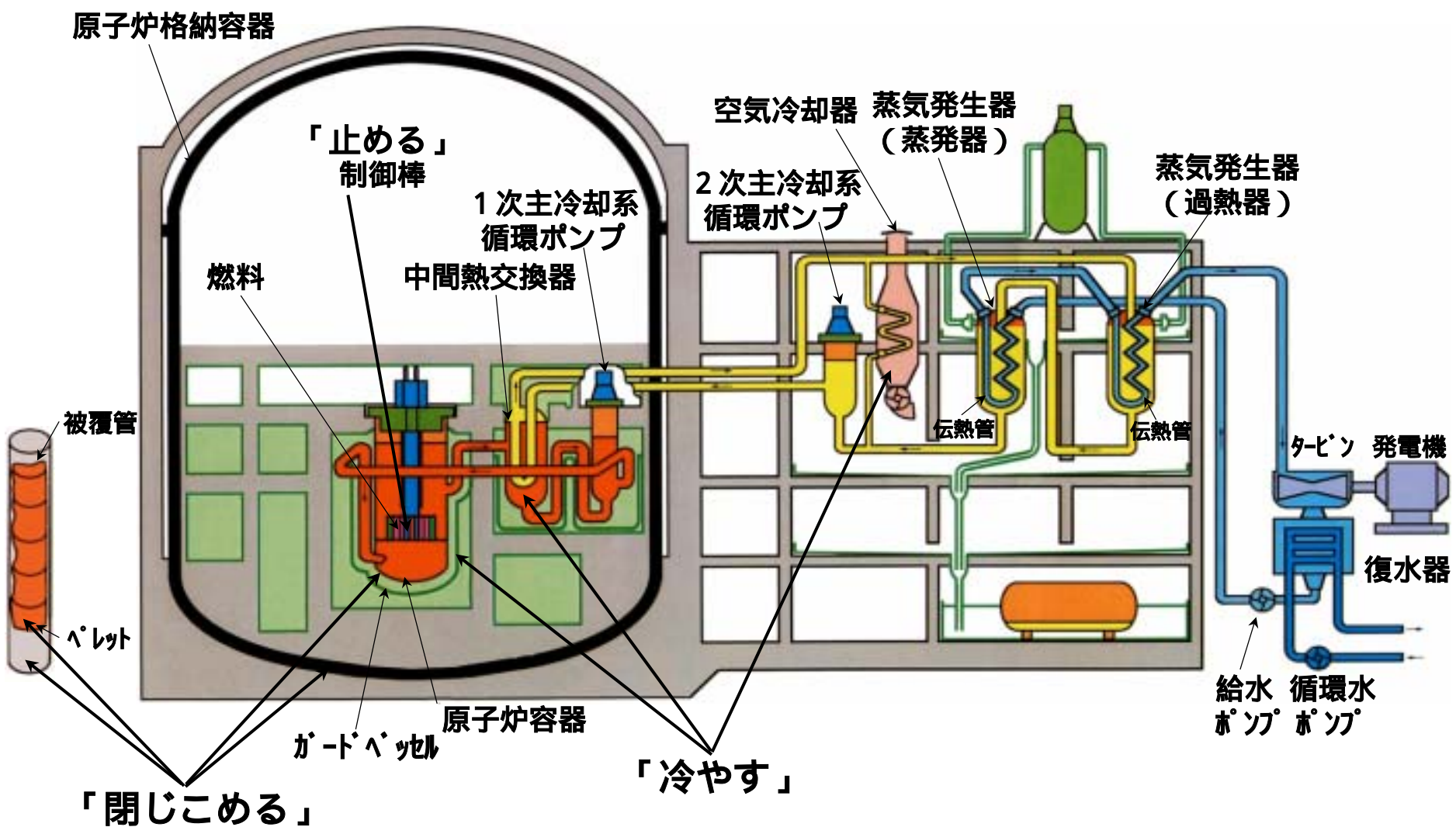
原子炉の熱を  
安全に冷却する

閉じ込める

放射性物質を  
格納する

「多重防護」による安全設計

図B-1 原子炉の安全確保の基本的な考え方



図B-2 高速増殖炉の多重防護



# 炉心崩壊事故の評価

---

- 起こりえないのに何故？ I, II
- 何を？ III
- どのように？ VI
- その結果は？ V



# 1. 高速炉の安全上の特徴

---



# 炉心熱流動特性

---

## ■ 低圧

- TMI、LOCA、ECCS、ガードベッセル、RIA

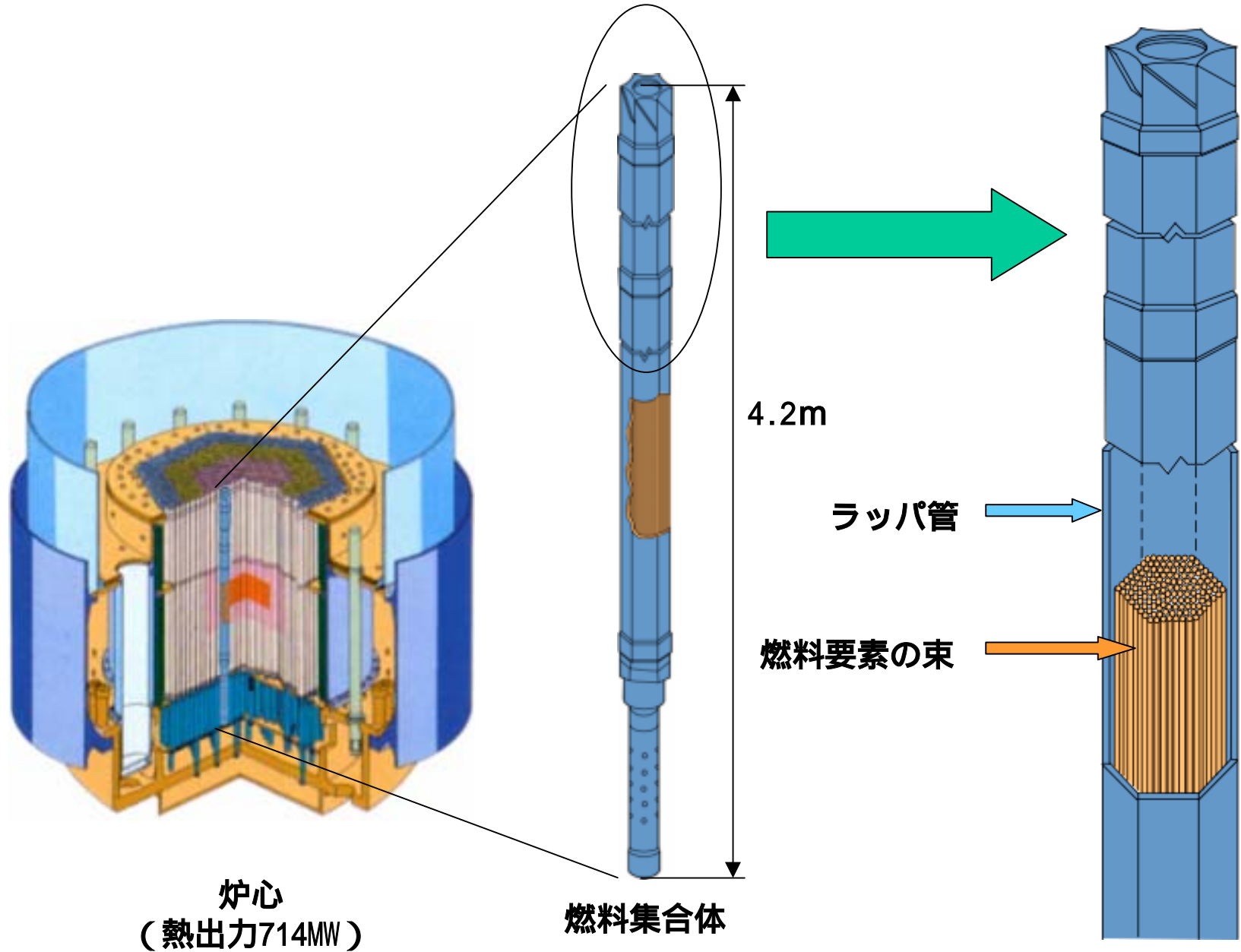
## ■ 高出力密度

- 軽水炉の3倍から4倍(したがってコンパクト)
- 除熱能力が極めて高い冷却材要求

## ■ ナトリウムの利用

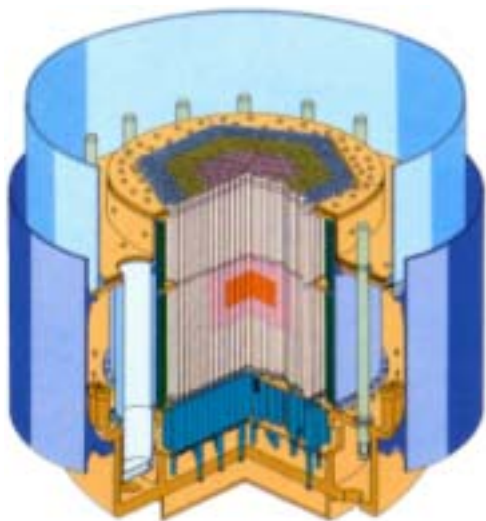
- 熱輸送媒体(冷却材)として最適
- 材料との共存性
- 応力腐食割れなし
- 燃焼する、水と反応して水素を出す(水素が危険)



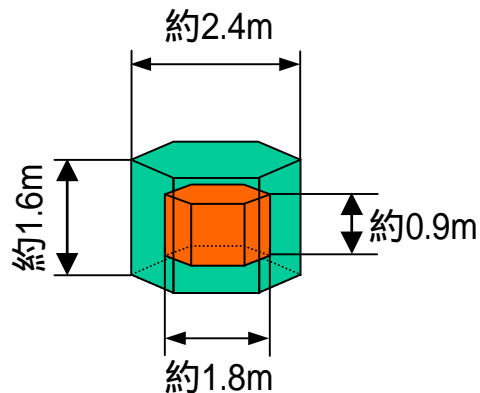


図B-3 「もんじゅ」の炉心と燃料集合体

もんじゅ



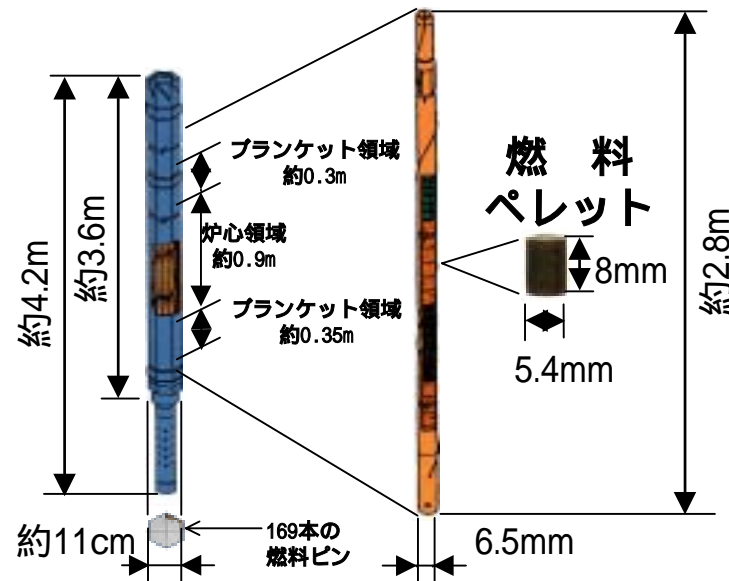
熱出力 714MW



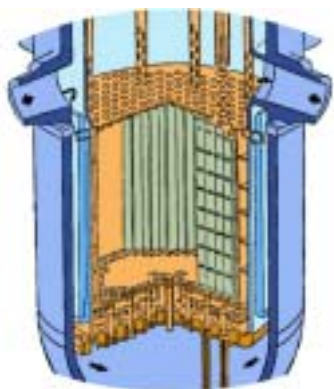
- :プルトニウムと劣化ウランの混合燃料(MOX燃料)
- :劣化ウラン燃料(ブランケット燃料)

熱出力密度 約280MW/m<sup>3</sup>

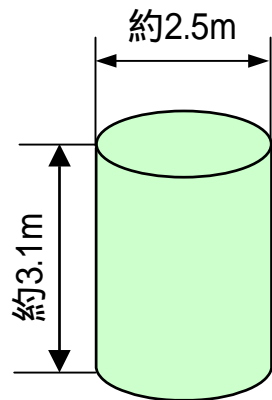
炉心燃料集合体 燃料ピン



美浜1号炉



熱出力 1031MW

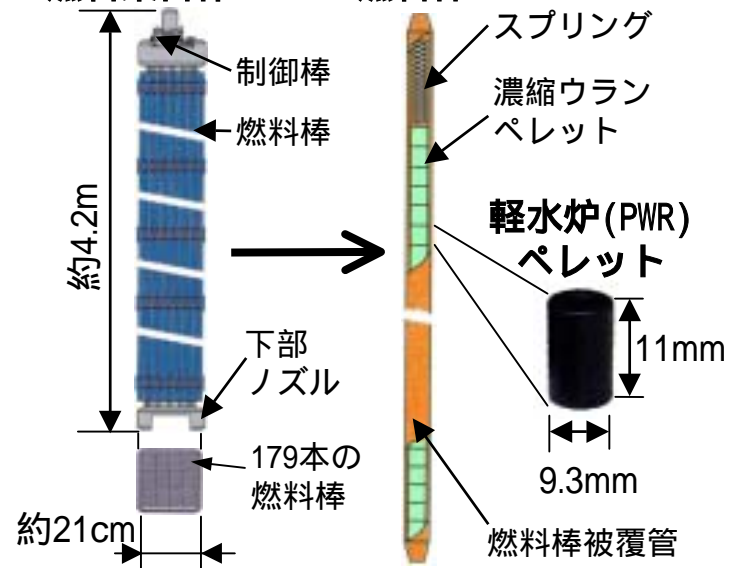


- :濃縮ウラン

熱出力密度 約70MW/m<sup>3</sup>

燃料集合体

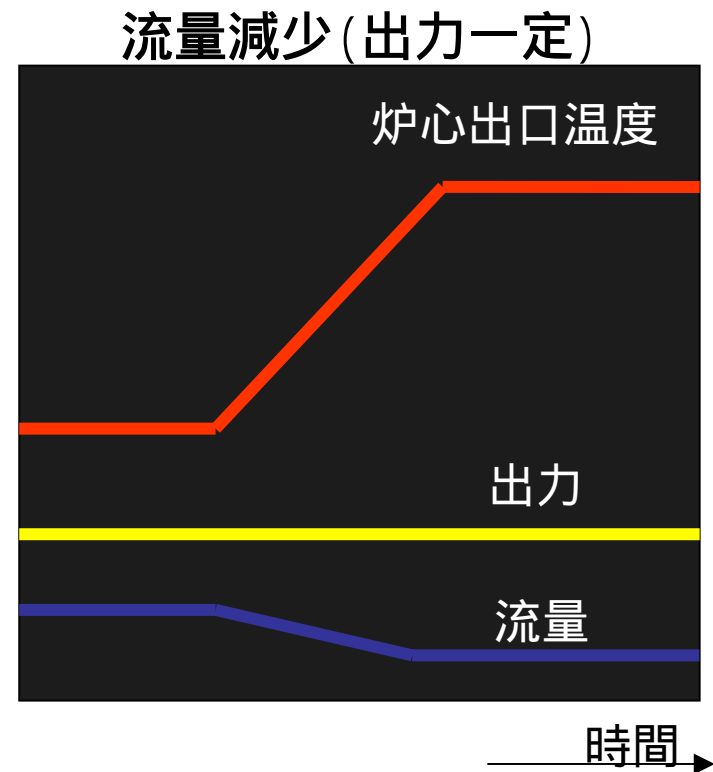
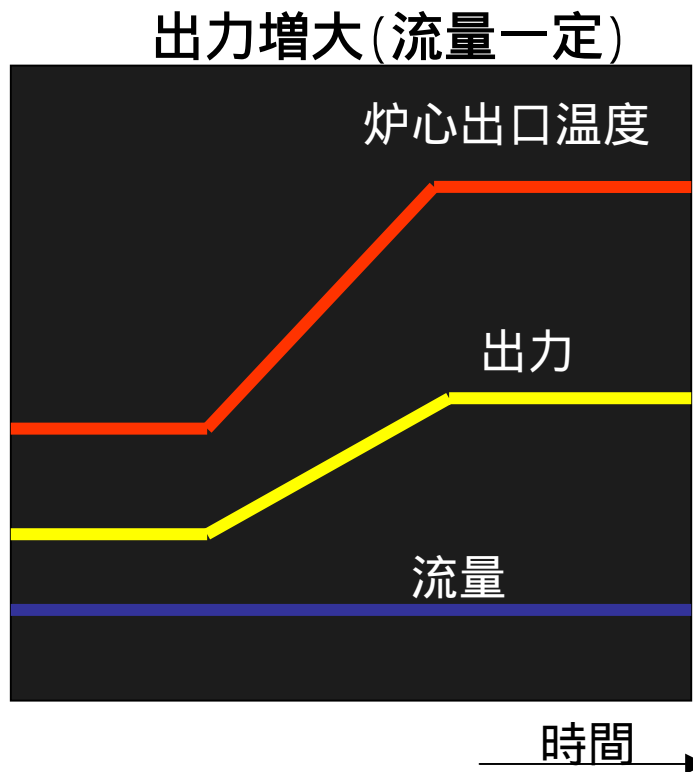
燃料棒



図B-4 高速増殖炉と軽水炉の原子炉のちがい

# 基礎知識

## ■ 炉心温度と出力、流量の関係





# 基礎知識

---

- 中性子の減速
- 中性子のエネルギー：高速中性子、熱中性子
- 中性子の吸収と核分裂
- 反応度と出力の変化：正と負の反応度
- ボイド反応度：正の場合が多い
- ドップラー反応度：負
- 即発臨界



# 炉心の熱的・核的特性

---

- 冷却不足： 炉心の温度が上昇
    - 流量一定で出力が上昇する場合
    - 出力一定で流量が減少する場合
  - 炉心の温度が上昇すると：
    - 減速の効果が減って中性子のエネルギーが高くなる
    - 炉心の中の核分裂反応が起こりやすくなる
- (正の反応度が入り出力増大) **最大反応度体系にないため**
- ただし、ドップラー効果が顕著となり、出力増大を抑える



# 最大反応度体系

---

## ■ 軽水炉の場合

- 通常運転時の炉心の状態が変化すると、負の反応度が入る
- つまり、正の反応度が入らないから、「最大反応度体系」にあるという

## ■ 高速炉の場合

- 通常運転時の炉心の状態が変化すると、正の反応度が入る可能性がある
- 溶融燃料の一箇所集中：大きな正の反応度挿入
- つまり、正の反応度が入る余地があるため、「最大反応度体系」にないという

安全上の特徴	高速増殖炉	軽水炉
冷却材の特徴	ナトリウム	水
	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ カバーガス設置、漏えい対策など、化学反応に対する配慮</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 腐食を防止するための水管理に対する配慮</li> </ul>
原子炉冷却系の圧力 (機械的ポテンシャル)	低い(数気圧以下)	高い(70～150気圧)
	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 配管が破損しても冷却材液位を保てば炉心は裸にならない</li> <li>■ 軽水炉のように制御棒が飛び出すことはない</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 冷却材喪失事故に対する対策(非常用炉心冷却系等)</li> <li>■ 圧力による制御棒の飛び出し(反応度事故)への対策</li> </ul>
中性子による核分裂 反応の特徴 (核的ポテンシャル)	高速中性子 + MOX燃料	熱中性子 + UO <sub>2</sub> 燃料
	通常運転時の制御はいずれも安定	
	仮に原子炉の緊急停止に失敗 <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 炉心から冷却材が無くなると正の反応度(核分裂が増加して出力が上昇する)</li> <li>■ 燃料が融けて一箇所に集まると大きな正の反応度(再臨界が起こる可能性がある)</li> </ul>	仮に原子炉の緊急停止に失敗 <ul style="list-style-type: none"> <li>■ 炉心から冷却材が無くなって、燃料が融けても、大きな正の反応度となることはない(核分裂が減少して出力は低下する)</li> </ul>

図B-5 高速増殖炉と軽水炉の安全上の比較(まとめ)



## 最大反応度体系：補足

---

### 軽水炉

- 最大反応度体系が辛うじて臨界になっている
- 熱を出すだけ
- それ故、性能が低い、故に安全ともいえる

### 高速炉

- 最大反応度体系にない状態で臨界になっている
- 炉心の中に中性子の数が多いため、熱を出すだけでなく、増殖、放射性物質の消滅などの芸当ができる





## II. 炉心崩壊事故の評価

---



# 歴史的背景

---

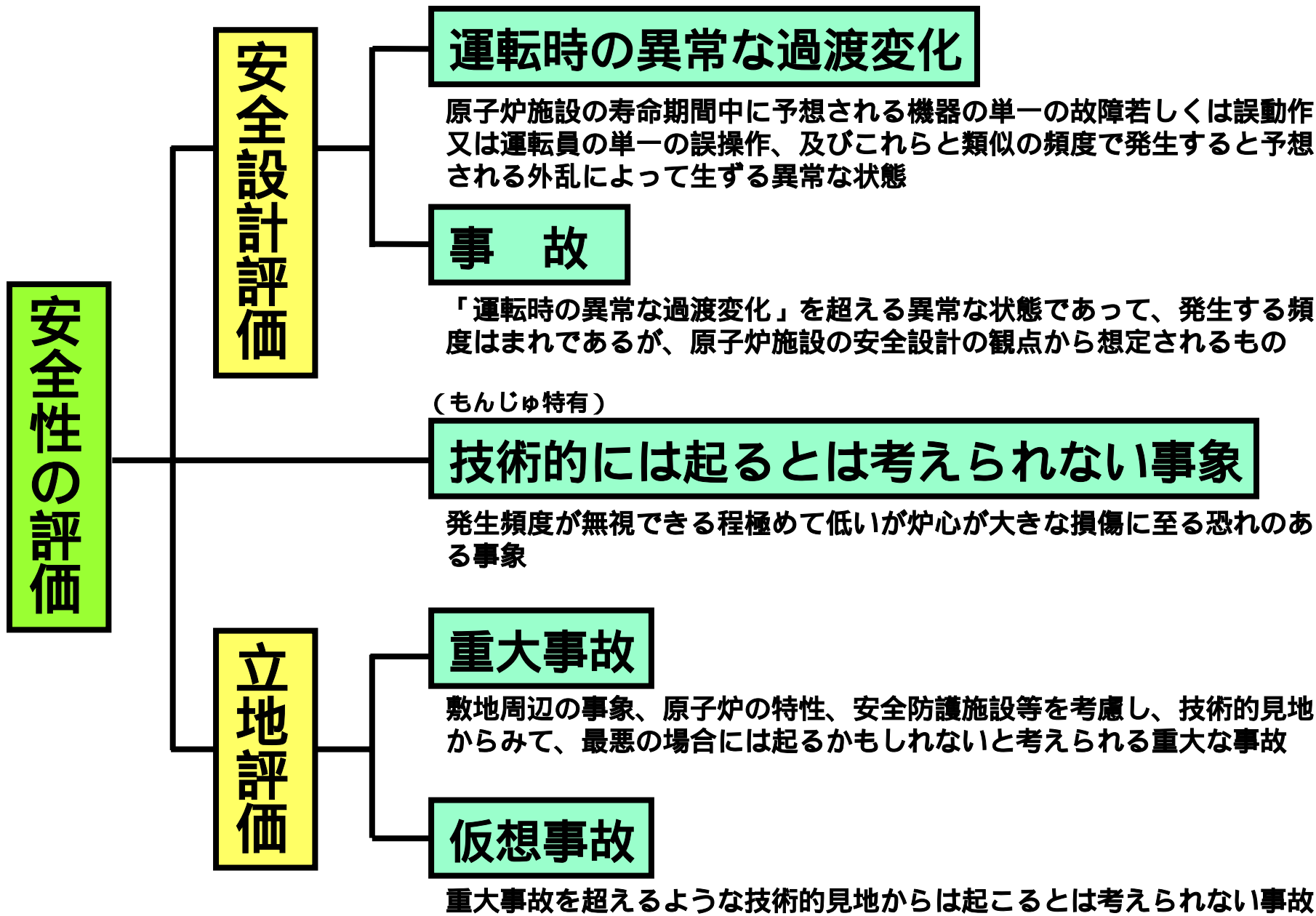
- 歴史的背景と高速炉の特徴に由来する特別の考慮
  - 最大反応度体系に無いこととの関係
  - もし炉心燃料が溶けて一箇所に集中したら？
  - Bethe-Tait (1956)
  - HCDA研究 (1960～): 最大仕事量の計算
  - 原子炉を使った実験研究: ドップラー反応度の確認など
  - 計算機の進歩に伴う数値シミュレーションの進歩
- 機械的エネルギーに耐えるか否かが眼目
- もんじゅの場合も過去の例に倣っている



# 評価の位置づけ

---

- 非現実系
- 位置付け (図B-6)
- 考え方
  - 設計そのものの妥当性を審査するのではない
  - プラントの安全尤度の確認のため (図B-7)



図B-6 安全性の評価

## 炉心崩壊事故の評価目的

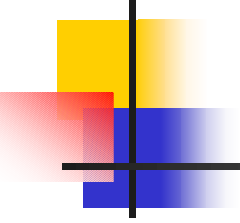
高速増殖炉の運転実績が少ないことから、「技術的に起るとは考えられない事故」をあえて仮定して、この事故が起った場合に放射性物質の放出が抑制されること(安全余裕)を確認する。

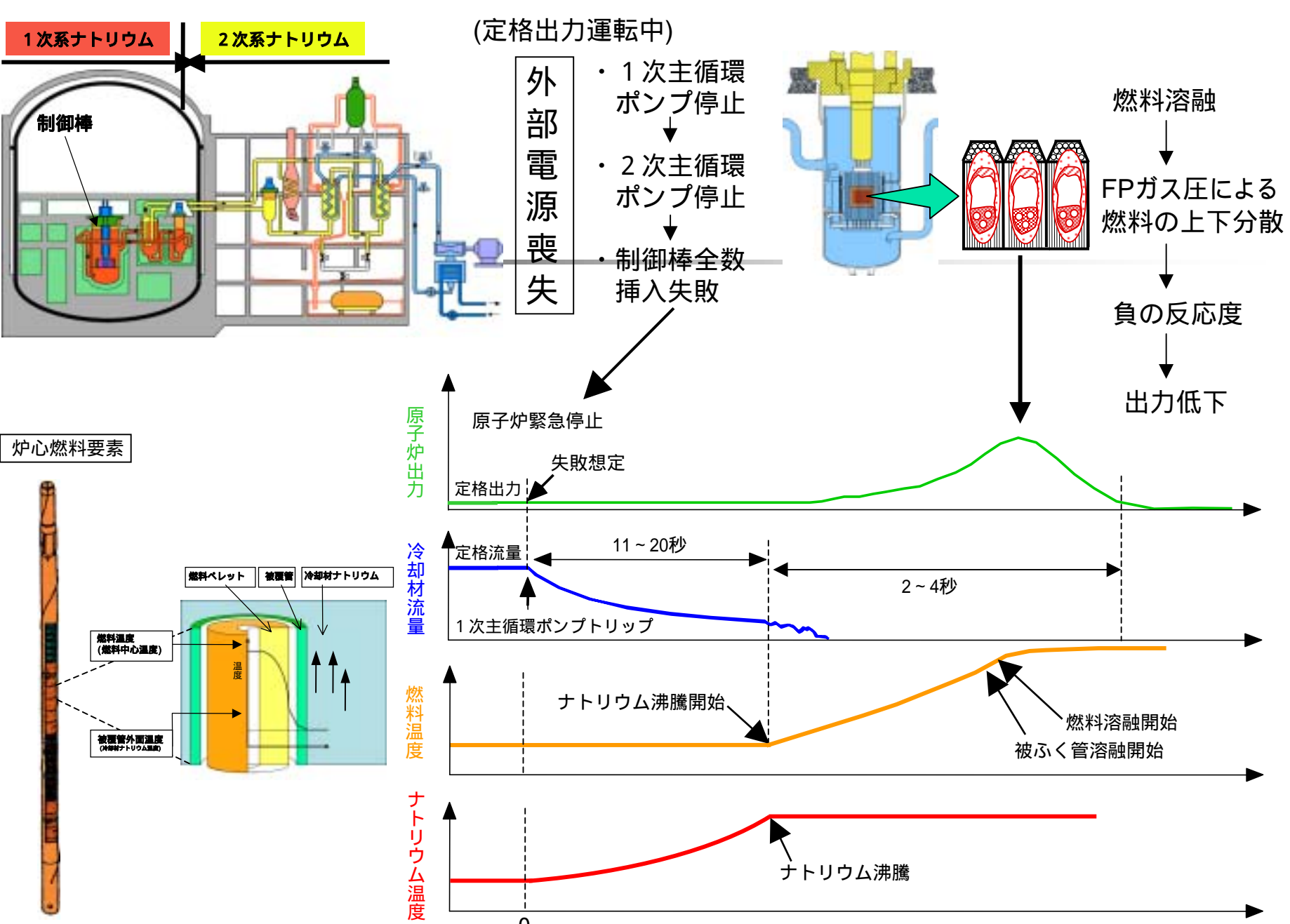
図B- 7 炉心崩壊事故の評価目的



## III. 評価の対象

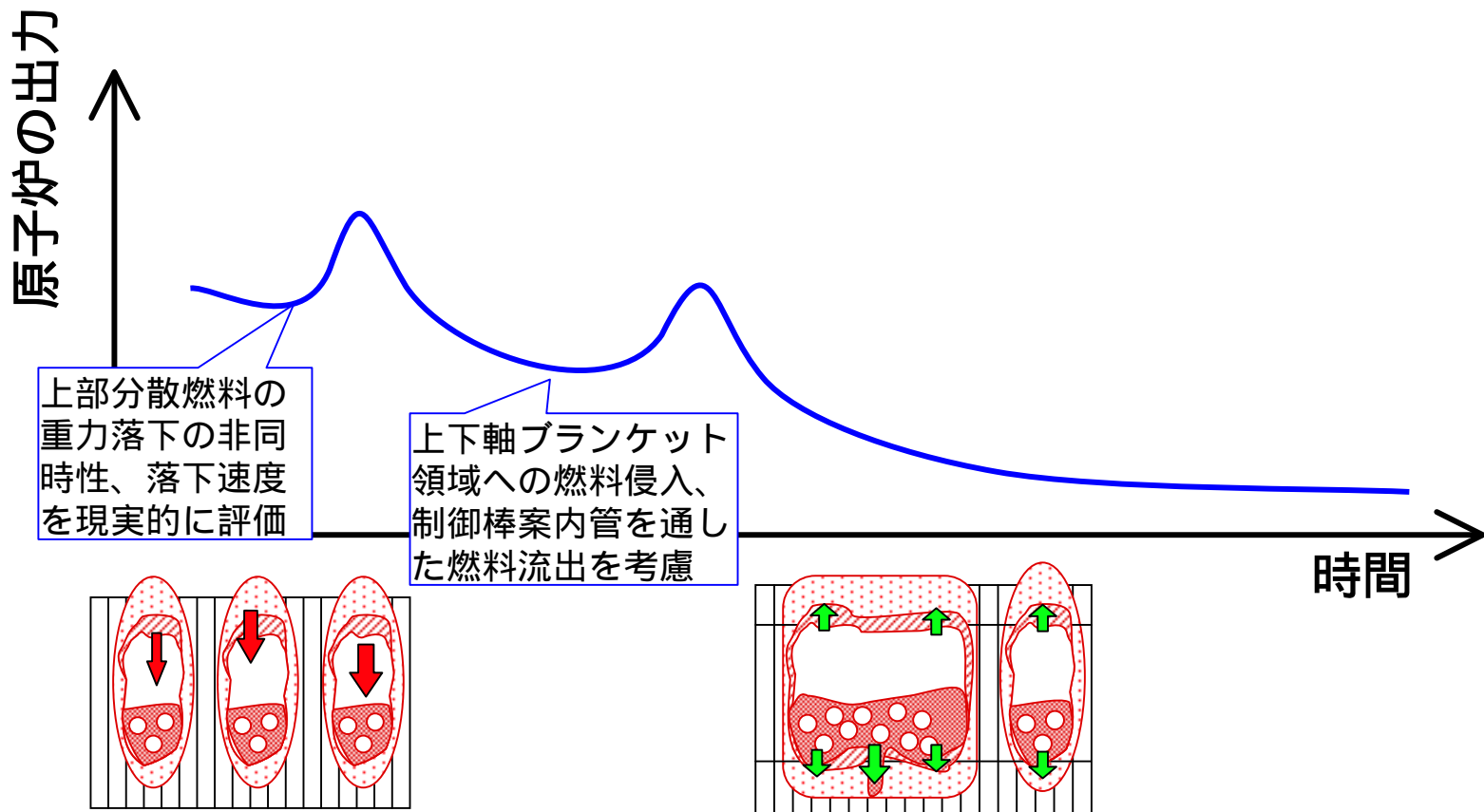
---

- 
- 
- 炉心崩壊事故の事象推移の推定
    - 代表例: U L O F (図B-8)
  
  - 起因過程 / 遷移過程
    - 現実的な事象進展

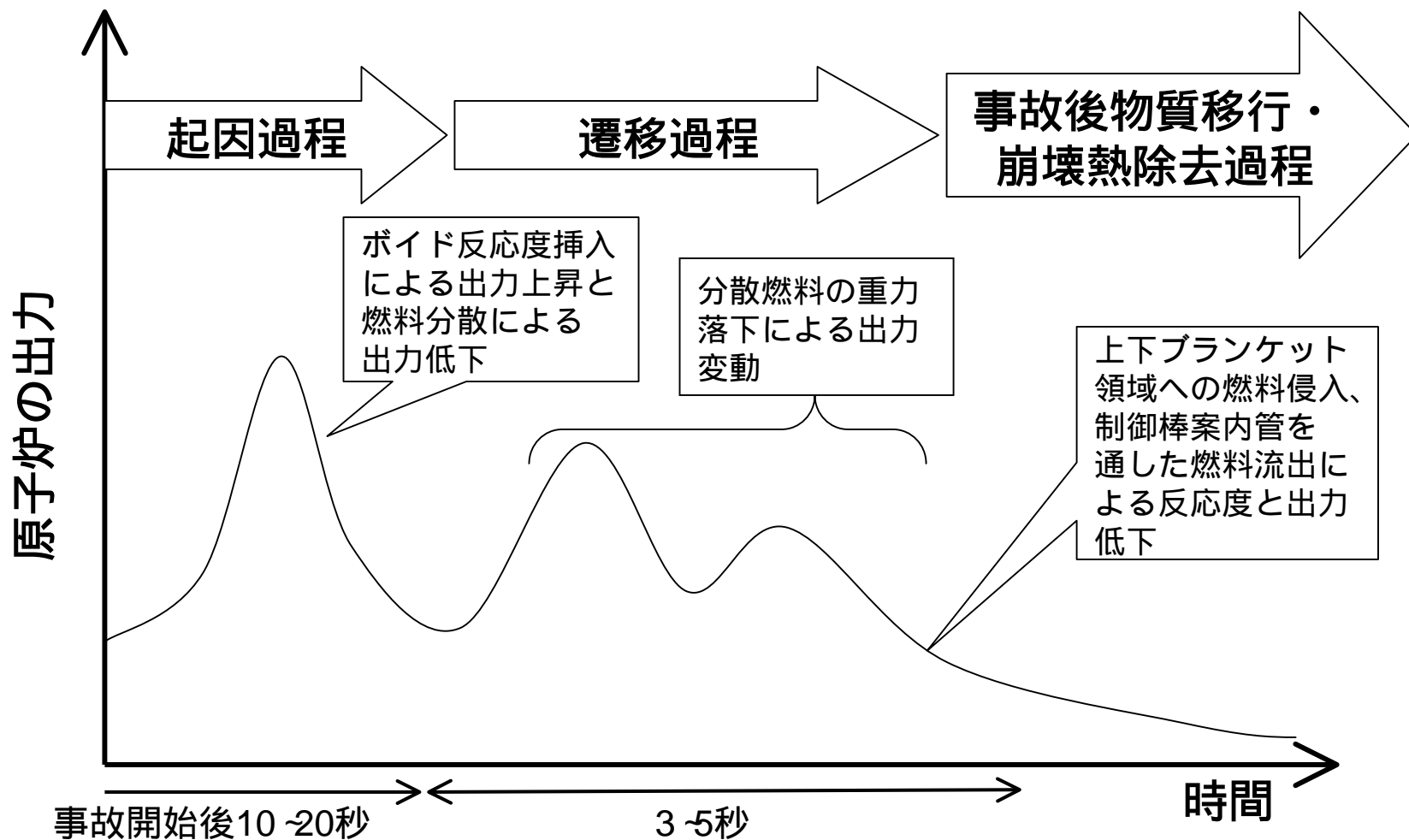


図B-8 炉心崩壊事故の事象推移 (ULOF)

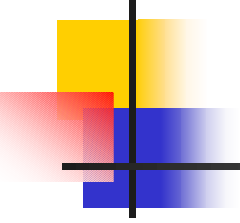




図B-9 現実的シナリオ（遷移過程）



図B-10 炉心崩壊事故の現実的な出力履歴（まとめ）



---

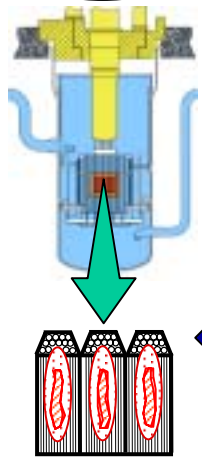
- 炉心崩壊事故の評価過程  
(図B-11)

起因事象

定格出力運転中  
外部電源喪失を仮定

- ・1次、2次主冷却系循環ポンプ全台停止
- ・全制御棒が挿入されない

起因過程

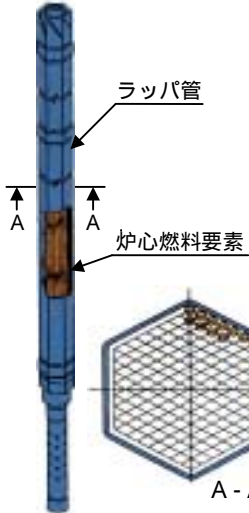


冷却材の沸騰によって正の反応度が挿入される。燃料が急激に発熱する。

起因過程：定常運転状態からラップ管内で炉心燃料が溶融するまでの過程。燃料が発熱し、燃料ピンが破損する。溶けた燃料ピン、燃料ペレットがラップ管内に留まる。

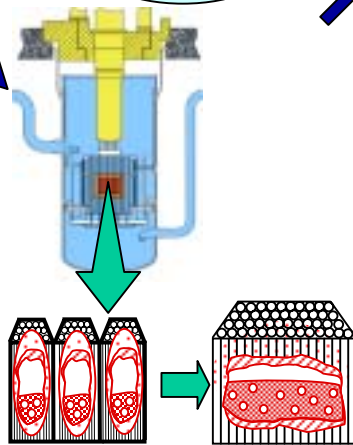
集合体

炉心燃料集合体



A - A 断面拡大図

遷移過程

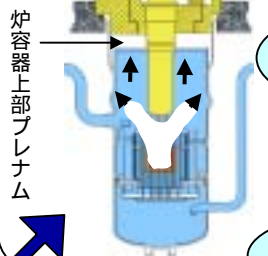


集合体

炉心全体

即発臨界

機械的炉心崩壊過程

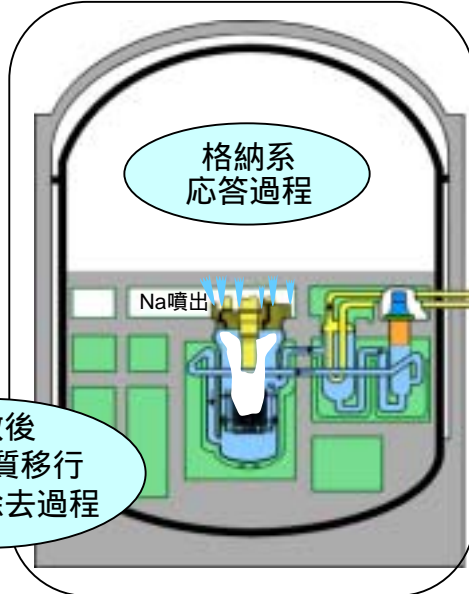


炉容器上部プレナム

炉心膨張過程

構造応答過程

事故後炉心物質移行崩壊熱除去過程



格納系応答過程

Na噴出

即発臨界	溶融した燃料が既発中性子で臨界状態になること。瞬間的に大きな核エネルギーが発生する。
機械的炉心崩壊過程	即発臨界の核エネルギーにより高温になった燃料の蒸気圧で燃料が分散する。
炉心膨張過程	燃料(又はナトリウム)蒸気の膨張によりナトリウムを炉容器上部プレナムに押し上げる。

遷移過程：炉心の溶融が徐々に進展していく過程。ラップ管も溶け、溶融した燃料が径方向に移動する。

図B-11 炉心崩壊事故の評価過程



# VI . 炉心崩壊事故評価の実際

---



# 評価方法

---

- 非現実系である以上
- 数値シミュレーションが唯一の頼り
  - 解析コード
  - どのような計算を行うか
- 保守性を与える：その意味は？
  - 現象の複雑さ、未説明・不確定な部分がモデル化不十分な代わりに、その分を保守性で置き換える
- 安全解析における保守的とは意味が異なる



# 解析コード

---

- SAS-VENUS ('60~)
- SAS4A + SIMMERII ('80~)
- SAS4A + SIMMER-III ('90~)
  
- 核動特性 + 多成分・多相流熱流動
- 核データの精度向上、状態方程式
- TREAT, CABRI, SCARABEE, Molなどの炉内試験による知見の蓄積
- 物質輸送現象論の進歩
- 構成方程式の不確定性は残る：保守性で担保



# 保守性の与え方の例

---

- 現実的 / 保守的シナリオの計算条件の違い (起因過程)
- (遷移仮定: 図B-12)
- 炉心損傷事故評価における知見の蓄積



## 安全審査当時計算に用いた保守的な想定

(ア) 正のボイド反応度 1.5倍
(イ) 負のドップラー 0.7倍
(ウ) 燃料軸方向膨張による負の反応度効果を見捨
(エ) FPガスによる燃料分散の負の反応度効果を見捨
(オ) 被覆管温度に依存した破損メカニズムを見捨

	【起因過程の評価】	【遷移過程の評価】
安全審査当時	起因過程 (即発臨界) 機械的炉心崩壊 機械的エネルギー発生	起因過程 (即発臨界なし) 遷移過程 (即発臨界) 機械的炉心崩壊 機械的エネルギー発生  ( 300MJ )
	機械的エネルギーの最大値は <b>380MJ</b>	機械的エネルギーの評価は300MJ 以下

ボイドおよびドップラ反応度が評価公称値の場合、以下の ~ を重ね合わせても即発臨界に至らない

ボイド及びドップラ反応度を同時に厳しい条件とし、かつ以下の3項目について上限相当の厳しい想定を用いた場合

燃料の軸方向膨張(熱膨張)を無視  
 FPガスによる燃料分散を無視  
 被覆管温度に依存した現実的破損メカニズム無視

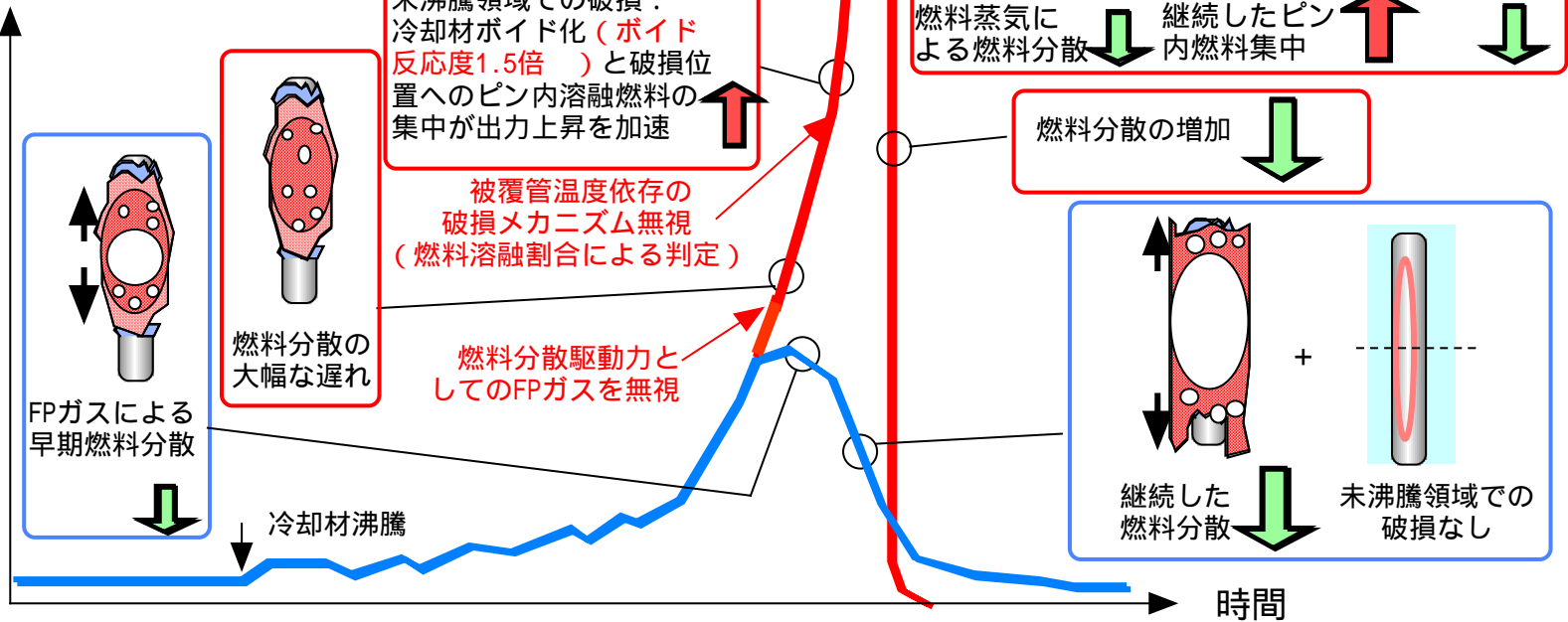
→ 即発臨界を超過 上限 380 MJ

これらのうちのひとつでも現実的な値で評価するとエネルギーは大幅に下がる。

膨張による負の反応度効果を無視

- 380MJに相当するケース
- 現実的な推移
- ↑ 出力を上昇させる要素
- ↓ 出力を低下させる要素

原子炉出力



現実的 / 保守的シナリオの計算条件の違い(起因過程)

### 【起因過程評価に関わる知見の蓄積】

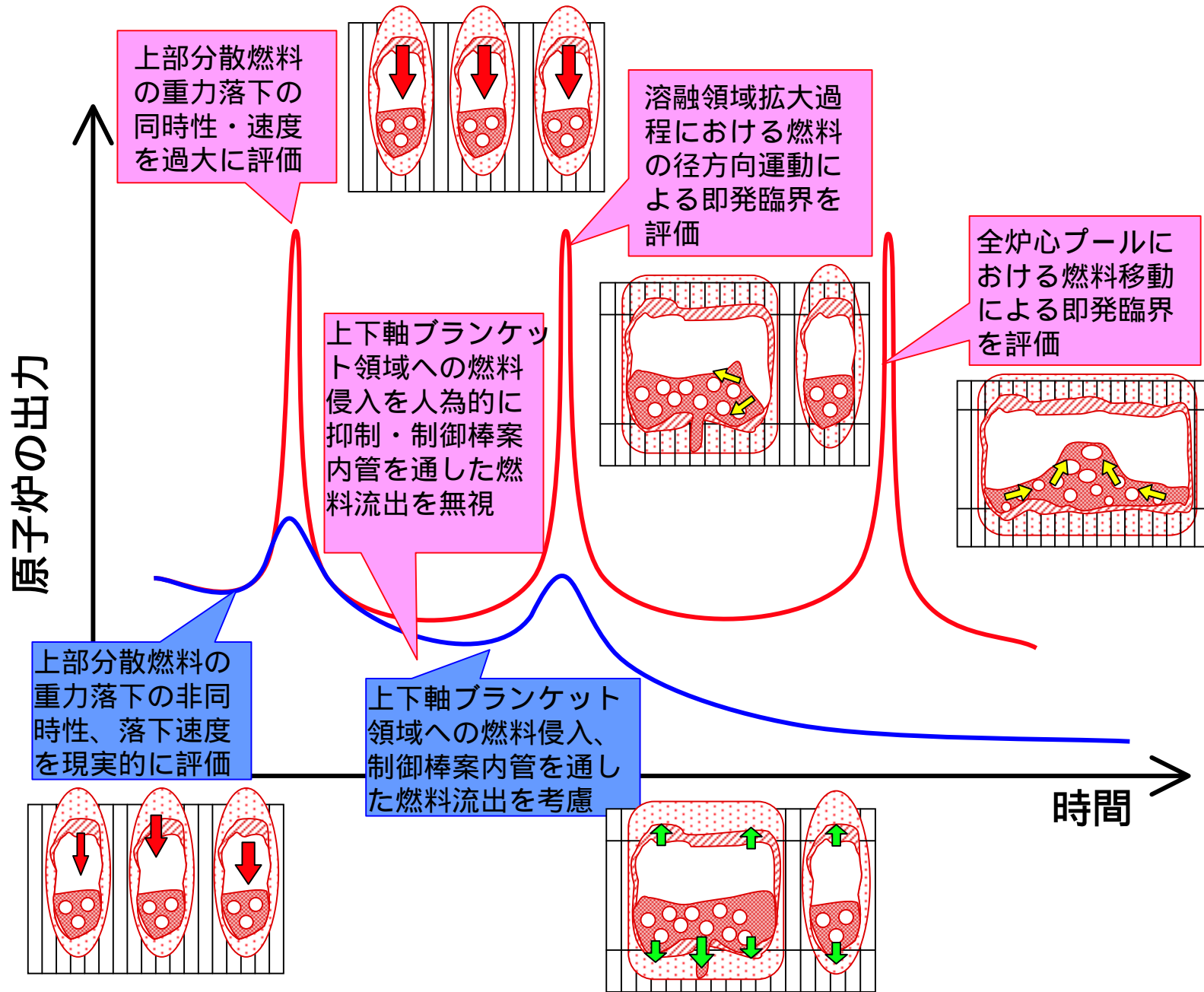
(ア)正のボイド反応度 1.5倍 1.2倍	予測精度の向上
(イ)負のドップラー 0.7倍 0.86倍	
(ウ)燃料軸方向膨張による負の反応度効果を考慮	実験的データベースの拡充により、これらの効果を見無視することは物理的に不合理であると判断
(エ)FPガスによる燃料分散の負の反応度効果を考慮	
(オ)被覆管温度に依存した破損メカニズムを考慮	

### 【遷移過程評価に関わる知見の蓄積】

(ア)上部分散燃料の落下の非同時性を考慮	解析手法の開発により実現
(イ)燃料の炉心外流出を考慮	解析手法の開発と実験データベースによる検証
(ウ)炉心プールの沸騰挙動の安定性を考慮	沸騰挙動に関する実験的知見の取得と評価手法への反映

	【最確評価】	保守的評価	
		【起因過程の評価】	【遷移過程の評価】
最新の知見に基づく解析	起因過程（即発臨界なし） 遷移過程 <b>（即発臨界なし）</b>	<b>起因過程（即発臨界なし）</b>	起因過程（即発臨界なし） 遷移過程（即発臨界） 機械的炉心崩壊 <b>機械的エネルギー</b>
	<b>機械的エネルギーは発生しない</b>	<b>機械的エネルギーは発生しない</b>	保守性を考慮しても、 <b>発生（110MJ）</b> 機械的エネルギーの評価は110MJ

### 炉心損傷事故評価における知見の蓄積 - 3



図B-12 現実的 / 保守的シナリオの評価条件の違い (遷移過程)



# V. 評価結果について

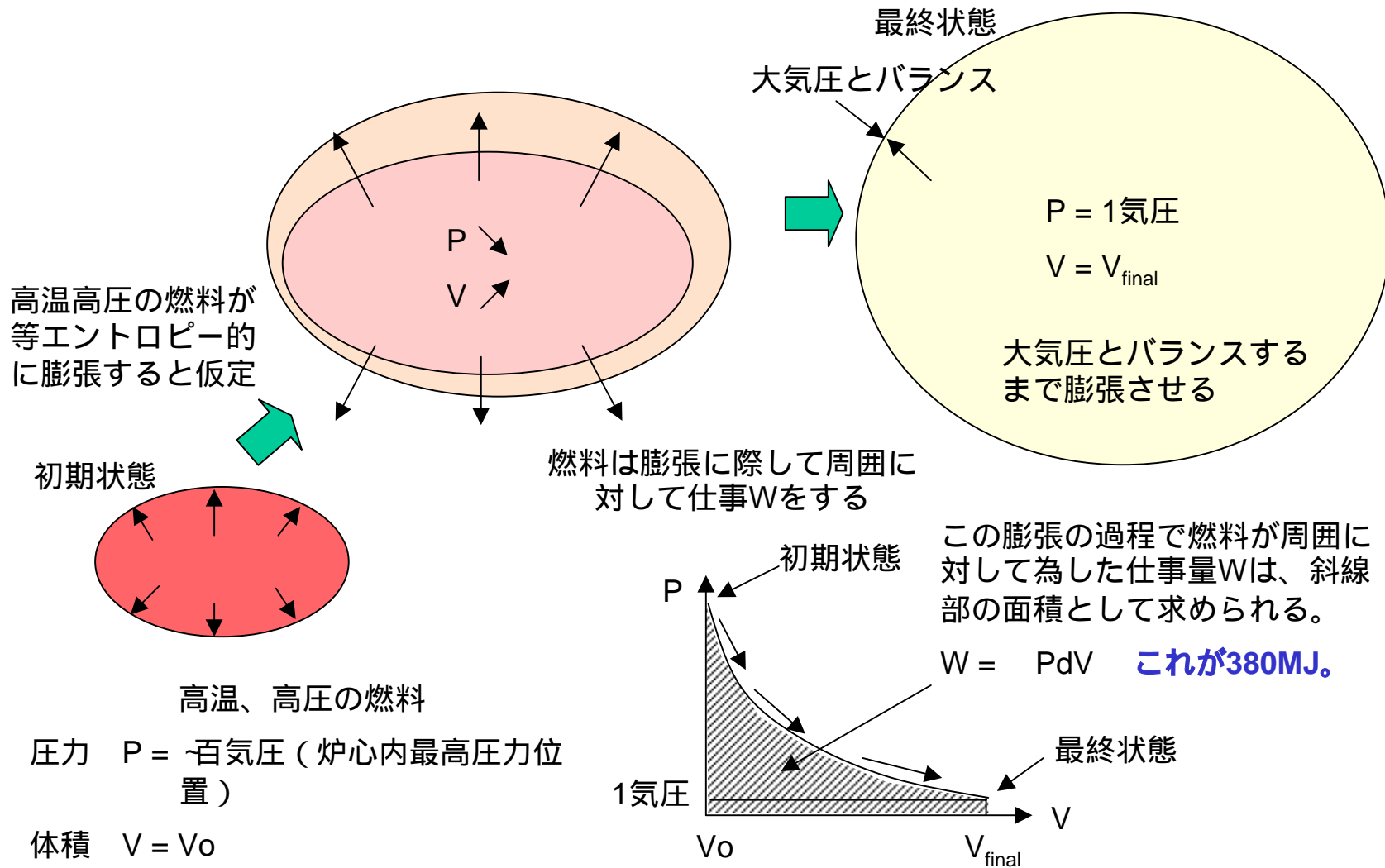
---



# 結果の読み方

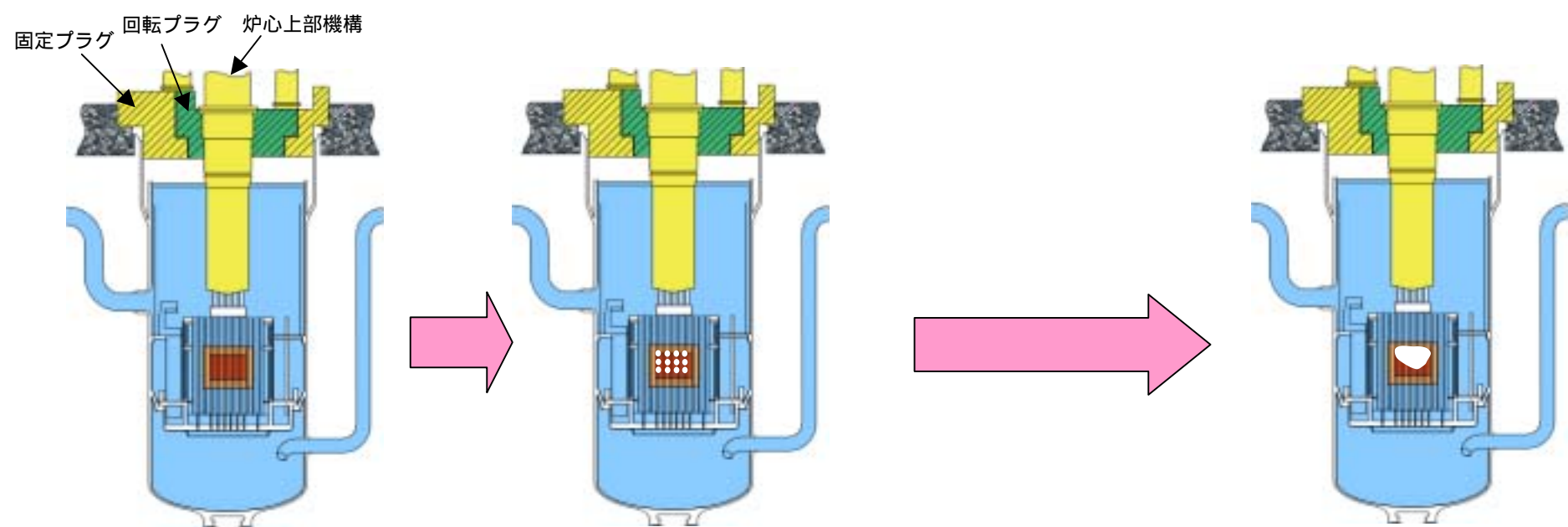
---

- 図B-13
- 数字の独り歩き
  - 本来注目されるべき数字は？
  - 数字の意味すること
    - 992MJ、500MJ、380MJ、110MJ(16MJ)
- 評価結果がどう原子炉容器、格納容器の健全性と、どうつながるか(図B-14,15,16)



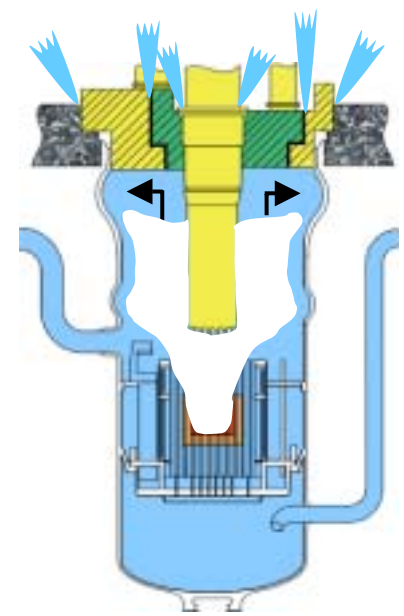
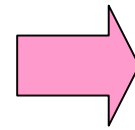
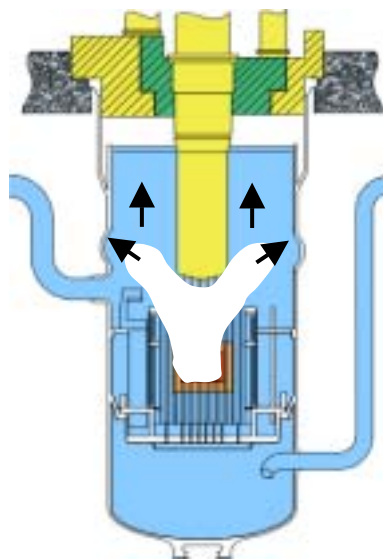
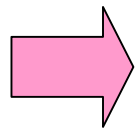
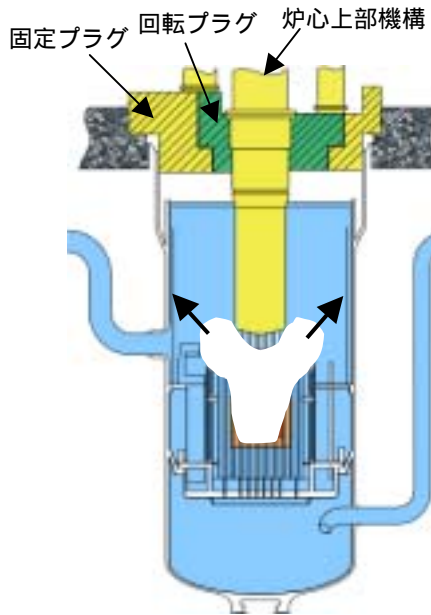
図B-13 熱エネルギーから機械的エネルギーへの変換





<p>安全審査時</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心部のナトリウムが沸騰</li> <li>燃料ペレットの溶融</li> <li>燃料ピンの破損</li> <li>ラッパ管内で溶融燃料が軸方向に集まる</li> </ul>		<p>即発臨界</p>	<p>エネルギーが大量に発生</p>	<p>即発臨界のエネルギーによって燃料（平均温度約4300K）が蒸気化する。</p>
<p>最新解析</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心部のナトリウムが沸騰</li> <li>燃料ペレットの溶融</li> <li>燃料ピンの破損</li> </ul>		<p>ラッパ管が溶融し溶けた燃料が炉心中心に集まる。</p> <p>即発臨界</p>		<p>同上 (燃料平均温度約4100K)</p>

図B-14 炉心損傷事故による発生エネルギーの評価（1 / 2）

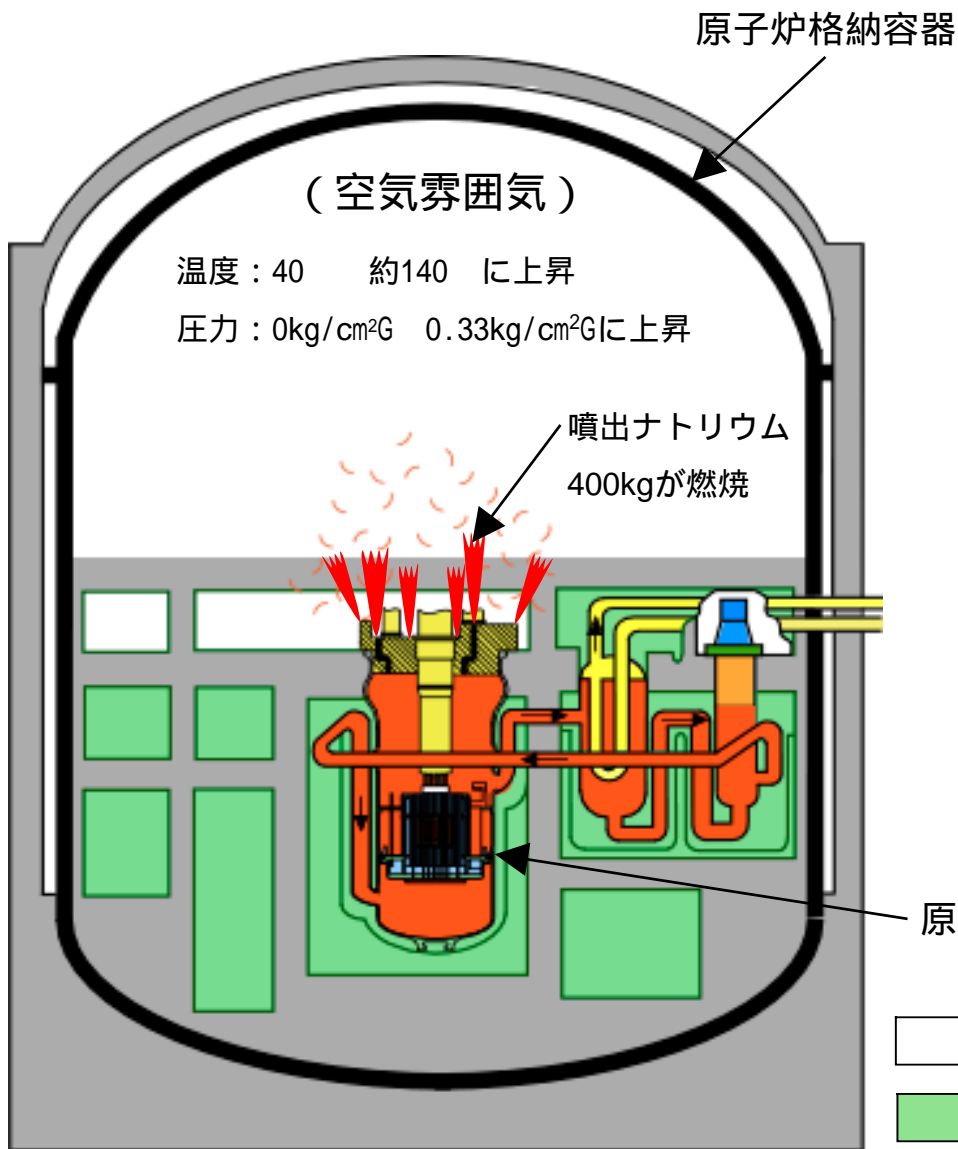


安全審査当時	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料の蒸気が炉心上部のナトリウムを大きく押し上げる。</li> </ul> <p style="text-align: center;">( 燃料の蒸気による機械的エネルギーの理論的 maximum 380MJ )</p>
最新解析	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料の蒸気が炉心上部のナトリウムを大きく押し上げる。</li> </ul> <p style="text-align: center;">( 燃料の蒸気による機械的エネルギーの理論的 maximum 110MJ )</p>

- 押し上げられたナトリウムにより原子炉容器上部が変形する。
- しゃへいプラグ等の隙間からナトリウムが格納容器内に噴出する。

( 1次系機器の健全性を評価するため左記380MJに余裕を取った機械的エネルギー 500MJ )

図B-15 炉心損傷事故による発生エネルギーの評価 ( 2 / 2 )



## 〔原子炉格納容器設計〕

材料 : 炭素鋼 板厚約19 ~ 38mm

大きさ : 高さ 約80m

内径 約50m

設計温度 150

設計圧力 0.5kg/cm<sup>2</sup>G

□ : 空気雰囲気 ( 約70,000m<sup>3</sup> )

■ : 窒素雰囲気

図B-16 炉心崩壊事故評価 ( 原子炉格納容器の健全性評価 )



## VI. 結 論

---

- 炉心崩壊事故は、もんじゅでは起きないものと考えてよい
- 設計で対応する事故ではない
- 炉心崩壊事故を仮定しても、原子炉容器、格納容器は破損しない程度に、十分頑丈にできているとが明らかであった(安全審査当時)
- 結局、物理的に影響は十分に小さい