

赤枠内は機微情報につき公開できません。

<資料 2-1>

模擬燃料体の部分装荷における影響評価について  
(改正 2)

令和元年 12 月 26 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

## 1. はじめに

模擬燃料体を部分的に装荷すること（以下「部分装荷」という）に関し、第25回もんじゅ安全監視チーム会合でのコメントを踏まえ、部分装荷とすることで炉心からの燃料体の取出し作業に影響する要因を網羅的に抽出し、安全性、燃料体取出し機能維持の観点から、影響の有無と影響程度を評価した。その結果、部分装荷の状態においても原子炉施設の安全性は確保され、部分装荷が炉心からの燃料取出し機能や燃料体の取出し作業に係る設備に影響を与えないことを確認した。

## 2. 影響評価の視点

以下の視点から部分装荷による影響要因を網羅的に抽出し、それら要因について影響の有無と影響程度を確認した。

### (1) 安全性への影響

廃止措置計画申請書 添付書類四に「廃止措置中の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される事故の種類、程度、影響等の評価」が記載されている。この評価結果がに対する部分装荷とすることでの影響を受けるか否かを確認した。

### (2) 燃料取出し機能への影響

部分装荷によって燃料体未装荷箇所空間が増える。これによって空間が増えることによる燃料取扱設備の燃料取出し機能への影響を与えるか否か及び燃料取扱設備の操作性にへの影響を与えるか否かを確認した。

### (3) 冷却機能への影響

部分装荷によって燃料体未装荷箇所空間が増える。これによって、炉心を流れる冷却材の流量配分が変わる。が、これによる流量配分の変化に伴う冷却機能への影響及び循環流量がの変化によるすることの設備への影響を確認した。

### (4) ナトリウム取扱い機能への影響

ナトリウム漏えい事故防止の観点から、部分装荷がにおいて、ナトリウム

漏えいやカバーガス漏えいに与える影響の有無、また、及びナトリウム漏えい対策設備への影響の有無を確認した。

(5) 放射線防護機能への影響

放射線防護の観点から、部分装荷において放射性物質拡散防止機能や遮へい機能に与える影響の有無を確認した。

(6) 放射性廃棄物の処理・処分への影響

廃棄物発生量低減の観点から、廃棄物処理・処分への影響を確認した。

3. 確認結果の概要

確認結果の概要を以下に示す。確認に当たっては、まず、影響の有無と影響程度を定性的に確認し、必要な場合は定量的な評価を加え確認した。また、部分装荷の固有の影響か否かも考慮した。例えば、設備が故障すれば燃料取出しに影響を与えるが、この影響は全装荷においても部分装荷においても同じであり、この場合、部分装荷と全装荷の影響は同じと評価した。また、

これら確認結果を踏まえ、原子炉施設の安全性の観点及び燃料体の取り出しの観点からで影響の確認結果をが必要か分類し、表 1-1「部分装荷による影響評価一覧」に整理した記載している。

(1) 安全性への影響

事故評価への影響については、既認可の評価に包含され、部分装荷による影響はない。災害評価への影響の内、地震評価以外は、既認可の評価に包含される。地震に対しては、原子炉容器や燃料取出設備の耐震性が確認されており、放射性物質の閉じ込め機能は確保されている。しかし、模擬燃料体を装荷しない部分の空間が増え、地震時には燃料体の水平方向の振動が増加することが予想される。このため、地震時の燃料体の健全性は、3次元群振動解析により、燃料体が大きく変形しないことを確認し、部分装荷の状態においても炉心体系が維持されることを確認した。

また、事故発生時の対応、災害発生時の対応、大規模損壊発生時の対応は、

部分装荷、全装荷にかかわらずその対応は基本的に同じであり、影響程度に差異はない。

## (2) 燃料取出し機能への影響

部分装荷の状態では、隣接燃料体との接触面の減少、燃料体同士の隙間も増加する。燃料体の傾きに関しては、エントランスノズル部の嵌合部の隙間によって制限されており、燃料体周囲に空間が発生しても、燃料体頂部の変位は設計範囲内であることを確認した。

燃料体を装荷しない領域の流量は増加するが、このような流量増加は全装荷時における燃料体の取出し時においても発生しており、燃料体取出しへの影響はない。

一方、炉心部全体の流動抵抗が減少することで 1 次主冷却系の冷却材循環流量は増加する。しかし、1 次主冷却系全体の圧力損失が増加するため、循環流量は一定流量以上増えない。また、1 次主冷却系の循環ポンプの運転は定回転数運転であり、流量が増加するとポンプの揚程が低下することから、循環流量が増加してもポンプ（ポニーモータ）の負荷はほとんど増加せず、ポンプの継続運転に支障はない。

地震時の燃料体の振動が変わり、燃料取出し機能への影響に影響することが想定されたが、前述の通り、燃料体が大きく変形しないことを確認し、燃料取出し機能へ影響を与えないことを確認した。

また、地震時の燃料体の跳び上がりも評価したが、その量は 20 mm 程度であった。この程度の跳び上がり量であれば、燃料交換装置や炉心上部機構と干渉せず、ラッパ管のパッド外れも発生せず、燃料体が跳び上がった後も元の位置に収まり、燃料交換装置の燃料取出し機能に影響を与えない。また、落下時の炉心支持板との衝突で鉛直方向の荷重が発生するが、この圧縮荷重によって、ラッパ管、燃料被ふく管共に座屈しないことを確認した。

部分装荷では、模擬燃料体を炉心に装荷しないことから、操作手順が変わり、操作手順プログラム変更等の影響が発生する。しかし、部分装荷の実施

までには十分な期間があり、作動試験を行うことでプログラム変更誤りのリスクは回避できる。また、全装荷時にも同様の操作手順が含まれており、操作員は操作に習熟している。操作手順の変更より燃料体取出し工程が影響を受けることはない。

なお、燃料取扱設備に故障等が発生した場合の対応は、部分装荷、全装荷にかかわらずその対応は基本的に同じであり、影響程度に差異はない。

### (3) 冷却機能への影響

部分装荷によって空いた領域の流動抵抗が減少し、その部分の流量が増加し、燃料体に流れる冷却材流量が減少する。部分装荷時における炉心燃料の冷却性を確認するため、ナトリウムが流れない状況を想定し、燃料被ふく管肉厚中心温度を評価したが、その温度は約218℃であった。このため、部分装荷状態において、燃料体に全く冷却材が流れない状況を想定しても、燃料被ふく管肉厚中心温度がこの温度を超えることはない。

~~燃料体を装荷しない領域の流量は増加するが、このような流量増加は全装荷時における燃料体の取出し時においても発生しており、燃料体取出しへの影響はない。~~

~~一方、炉心部全体の流動抵抗が減少することで1次主冷却系の冷却材循環流量は増加する。しかし、1次主冷却系全体の圧力損失が増加するため、循環流量は一定流量以上増えない。また、1次主冷却系の循環ポンプの運転は定回転数運転であり、流量が増加するとポンプの揚程が低下することから、循環流量が増加してもポンプの負荷はほとんど増加せず、ポンプの継続運転に支障はない。~~

### (4) ナトリウム取扱い機能への影響

部分装荷は炉心構成の変更であり、ナトリウムやカバーガスの隔壁を形成する設備に変更はない。このため、部分装荷はナトリウムの保持機能及びカバーガスの正圧保持機能に影響を与えない。同様に、ナトリウム漏えい対策設備に変更はなく、ナトリウム漏えい対策設備への影響はない。

#### (5) 放射線防護機能への影響

部分装荷は炉心構成の変更であり、放射性物質を内包するナトリウムやカバーガスの境界を形成する機器や放射線遮へいに係る設備に影響を与えない。なお、燃料被ふく管ギャップ内の放射性ガスは十分減衰しており、燃料体全数の破損を想定しても、周辺公衆に対し著しい放射線被ばくリスクを与えないことを、既認可申請書で評価済みである。

#### (6) 放射性廃棄物の処理処分への影響

模擬燃料体が減ることにより燃料洗浄設備の負荷が減り、洗浄廃液や放射性廃棄物の発生量は減少する。

### 4. 想定を超えて燃料体の取出しができない事態が発生した場合の対応

これまで、部分装荷とすることで炉心からの燃料体の取出しに影響する要因を網羅的に抽出・評価したが、リスク対応として燃料体の取出しができない事態を想定し、その対応を整理する。

廃止措置段階のもんじゅにおいては、放射線の影響は低く、燃料体の崩壊熱低いため、ナトリウムの液面を下げ、検査孔や予備孔を利用して内部の観察が可能。従って、燃料交換装置等の記録や内部観察によって、炉内の状況を把握し、その情報を基に必要な回収装置を製作して燃料体を取り出す。

#### 4.5. まとめ

部分装荷とすることので炉心からの燃料体取出し作業に影響する要因を網羅的に抽出し、安全性、燃料体の取出しの観点からについて抽出整理し、影響程度を評価確認した。その結果、部分装荷を実施する上で、地震時における燃料体への影響、炉心流量が変化する影響等について確認しておくことが必要重要であり、確認した結果、いずれも、原子炉施設の安全性が確保され、燃料体の取出し作業に支障がないことを確認した。

また、想定を超えて燃料体の取出しができない事態が発生した場合において

は、炉内の状況を把握した上で、必要な回収装置を製作し、燃料体を取出して  
く。

以上

表1-1 部分装荷による影響評価一覧

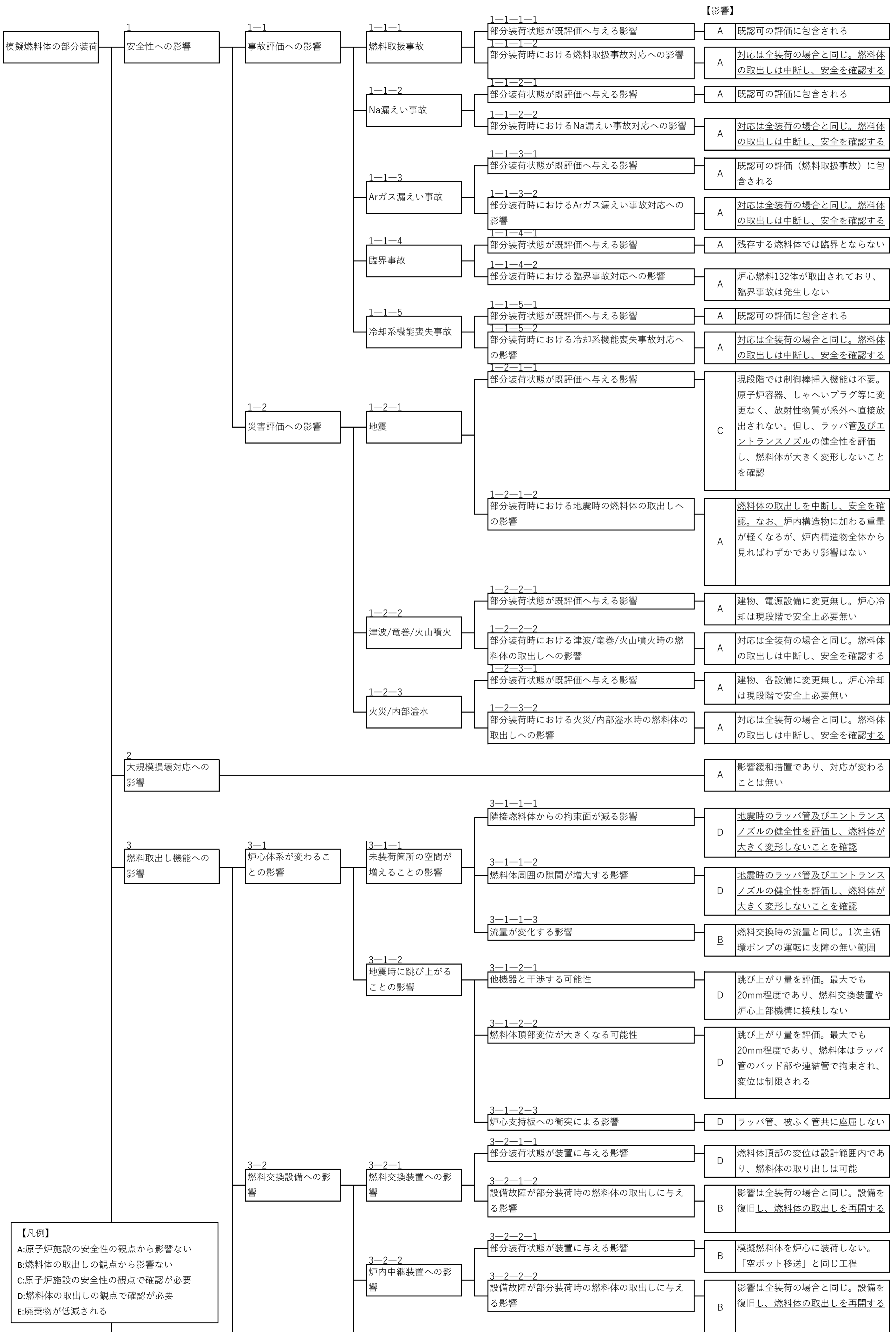


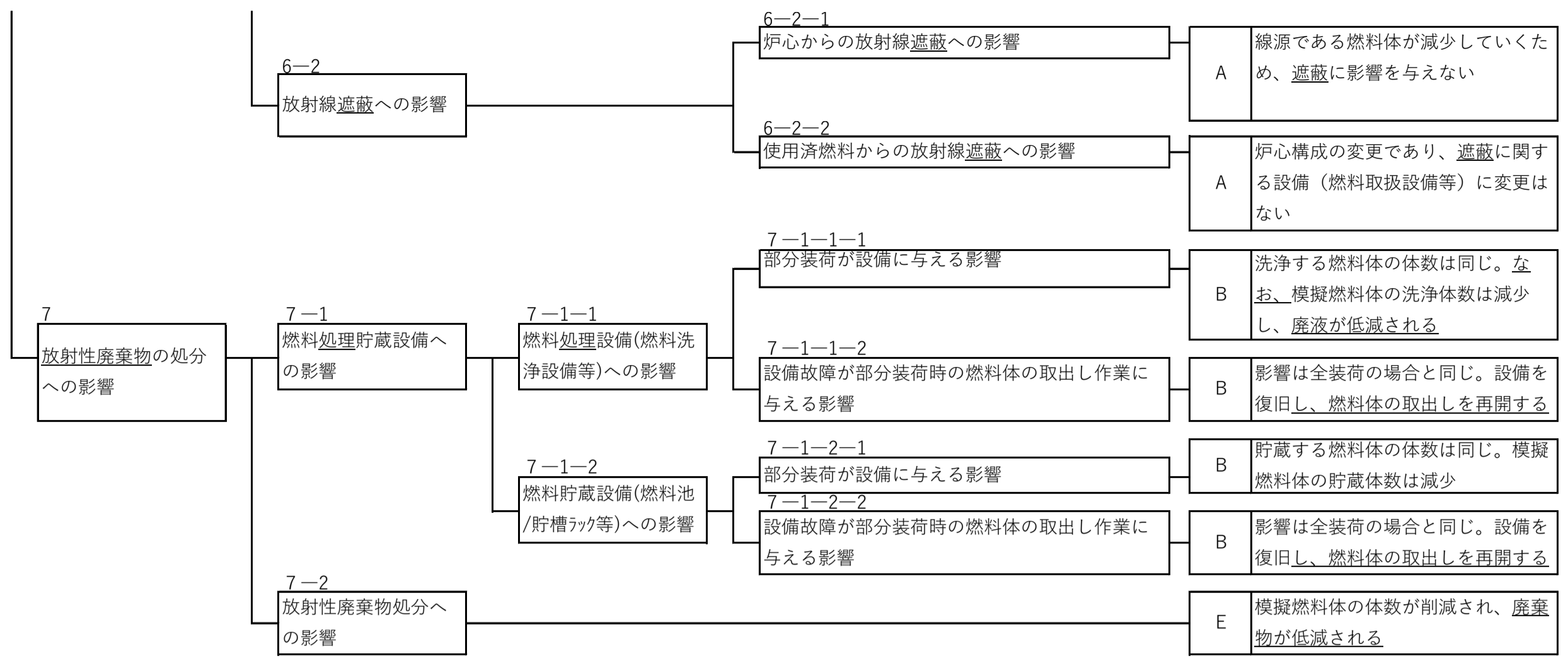


表1-1 部分装荷による影響評価一覧

3-2	3-2-3	回転プラグへの影響	3-2-3-1	部分装荷状態が設備に与える影響	B	炉心構成の変更であり、回転プラグの設備変更はない					
			3-2-3-2	設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響	B	影響は全装荷の場合と同じ。位置決め機能に支障がある場合、設備を復旧し、燃料体の取出しを再開する					
		3-2-4	しゃへいプラグへの影響	3-2-4-1	部分装荷状態が設備に与える影響	B	当該部分の燃料体は取出されるため影響はない				
				3-2-4-2	設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響	B	影響は全装荷の場合と同じ。放射線遮蔽や気密機能に支障がある場合、設備を復旧し、燃料体の取出しを再開する				
		3-2-5	炉内構造物への影響	3-2-5-1	部分装荷状態が設備に与える影響	B	炉内構造物に加わる重量が軽くなるが、炉内構造物全体から見ればわずかで影響はない				
				3-2-5-2	設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響	B	影響は全装荷の場合と同じ。想定を超えた場合の措置として対応				
		3-2-6	原子炉容器への影響	3-2-6-1	部分装荷状態が設備に与える影響	B	炉心構成の変更であり、原子炉容器の設備変更はない				
				3-2-6-2	設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響	B	影響は全装荷の場合と同じ。想定を超えた場合の措置として対応				
		3-2-7	保守用機器への影響	3-2-7-1	部分装荷状態が設備に与える影響	B	炉心構成の変更であり、保守用機器の設備変更はない				
				3-2-7-2	設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響	B	影響は全装荷の場合と同じ。設備を復旧し、作業を再開する				
		3-2-8	計測制御系への影響	3-2-8-1	部分装荷状態が設備に与える影響	B	炉心構成の変更であり、計測制御系の設備変更はない				
				3-2-8-2	設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響	B	影響は全装荷の場合と同じ。設備を復旧し、作業を再開する				
		3-2-9	炉心上部機構への影響	3-2-9-1	部分装荷状態が設備に与える影響	B	炉心構成の変更であり、炉心上部機構の設備変更はない				
				3-2-9-2	設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響	B	影響は全装荷の場合と同じ。放射線遮蔽や気密機能に影響する場合は復旧し、作業を再開する				
		3-3	燃料取扱設備の操作への影響	3-3-1	計測制御系への影響	3-3-1-1	部分装荷状態が設備に与える影響	D	警報発報要因となるものの、燃料体頂部の変位は設計範囲内		
						3-3-2	操作手順への影響	3-3-2-1	操作手順変更の影響	D	手順書変更に必要な期間は十分
								3-3-2-2	操作員への影響	D	基本は自動化運転、個別操作も習熟されている
				3-3-3	自動制御ソフトへの影響	3-3-3-1	操作手順プログラムへの影響	D	プログラム変更に必要な期間は十分		
3-3-3-2	プログラム変更誤りのリスク					D	工場試験、実作動試験で確認				
4	冷却機能への影響					4-1	炉心燃料への影響	4-1-1	炉心流量変化による影響	4-1-1-1	未装荷領域に冷却材が多く流れ、燃料装荷領域の流量が減ることの影響
		4-1-2	除熱機能喪失（電源喪失）による影響	A	影響は全装荷の場合と同じ。流動が無くとも冷却可能						
		5-1	空気との直接接触防止への影響	5-1-1	隔壁（バウンダリ）への影響			A	炉心構成の変更であり、隔壁（バウンダリ）に変更はない		
5-1-2	カバーガスへの影響			A	炉心構成の変更であり、カバーガスの境界やシール部に変更はない						
5-2	ナトリウム凍結防止への影響			5-2-1	保温材/予熱設備への影響	B	炉心構成の変更であり、保温材/予熱設備に変更はない。				
		5-2-2	入熱機能喪失（電源喪失）による影響	B	対応は全装荷の場合と同じ。電源喪失時は電源車等で給電し、入熱する						
5-3	ナトリウム漏えい対策への影響	5-3-1	ナトリウム漏えい対策設備への影響	A	炉心構成の変更であり、ナトリウム漏えい対策設備に変更はない						
		6	放射線防護機能への影響	6-1	放射性物質拡散防止への影響	6-1-1	気密機能への影響	A	炉心構成の変更であり、気密機能に関わる設備（しゃへいプラグ、燃料取扱設備）に変更はない。		
6-1-2	放射性物質浄化機能への影響					A	現段階で安全上必要の無い機能				

【凡例】  
A:原子炉施設の安全性の観点から影響ない  
B:燃料体の取出し作業の観点から影響ない  
C:原子炉施設の安全性の観点で確認が必要  
D:燃料体の取出しの観点で確認が必要  
E:廃棄物が低減される

表1-1 部分装荷による影響評価一覧



**【凡例】**  
 A:原子炉施設の安全性の観点から影響ない  
 B:燃料体の取出し作業の観点から影響ない  
 C:原子炉施設の安全性の観点で確認が必要  
 D:燃料体の取出しの観点で確認が必要  
 E:廃棄物が低減される

表1-2 事故評価への影響

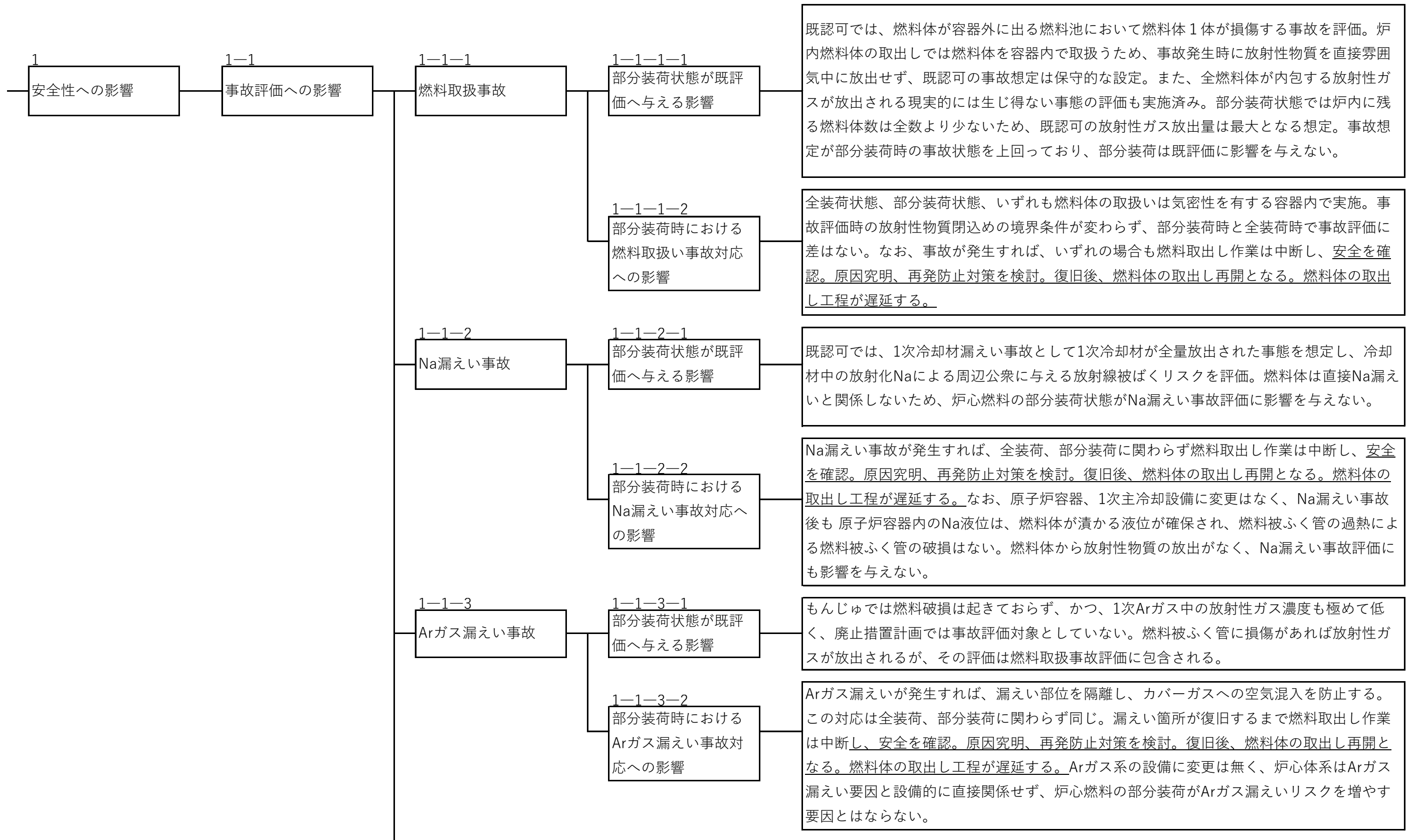


表1-2 事故評価への影響

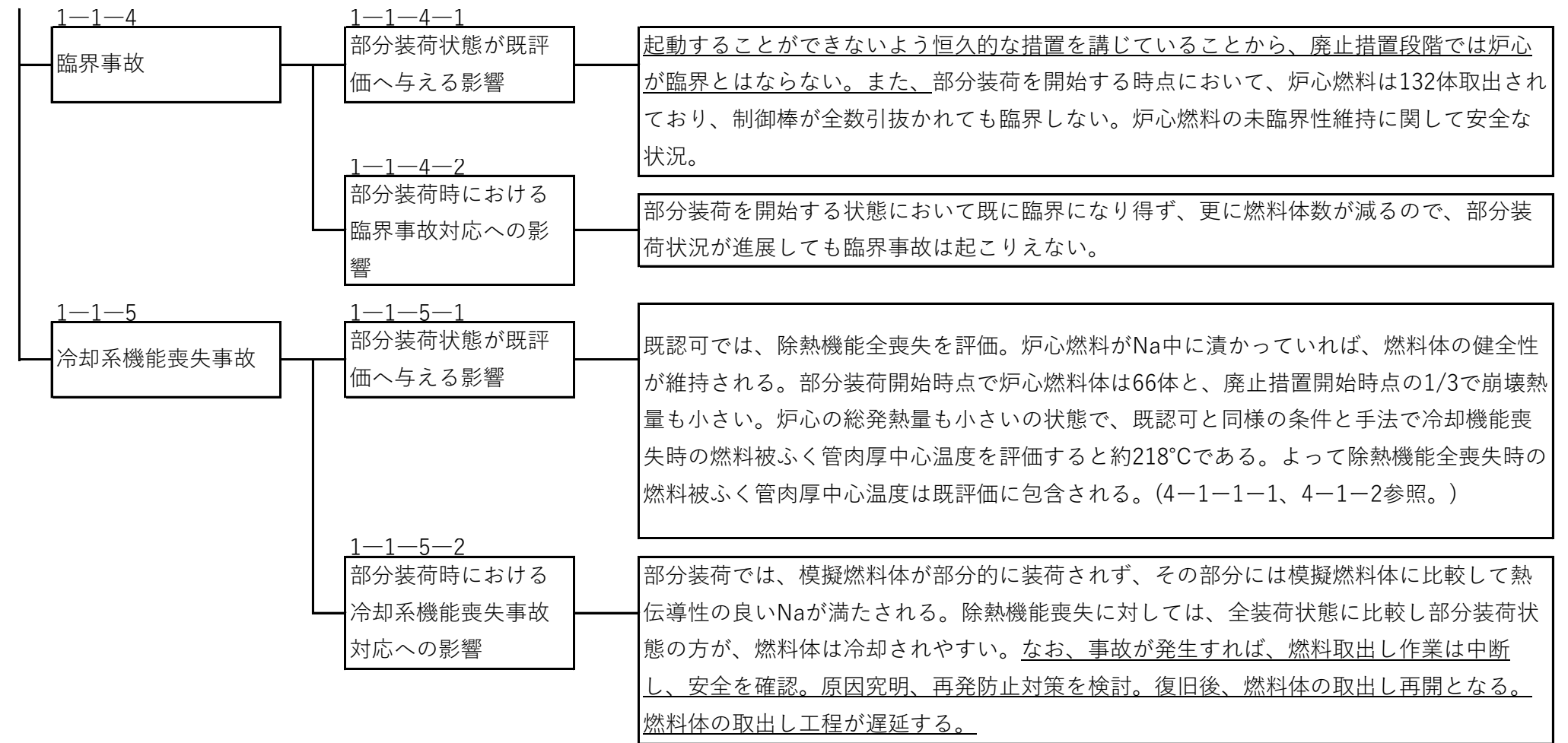


表1-3 災害評価への影響

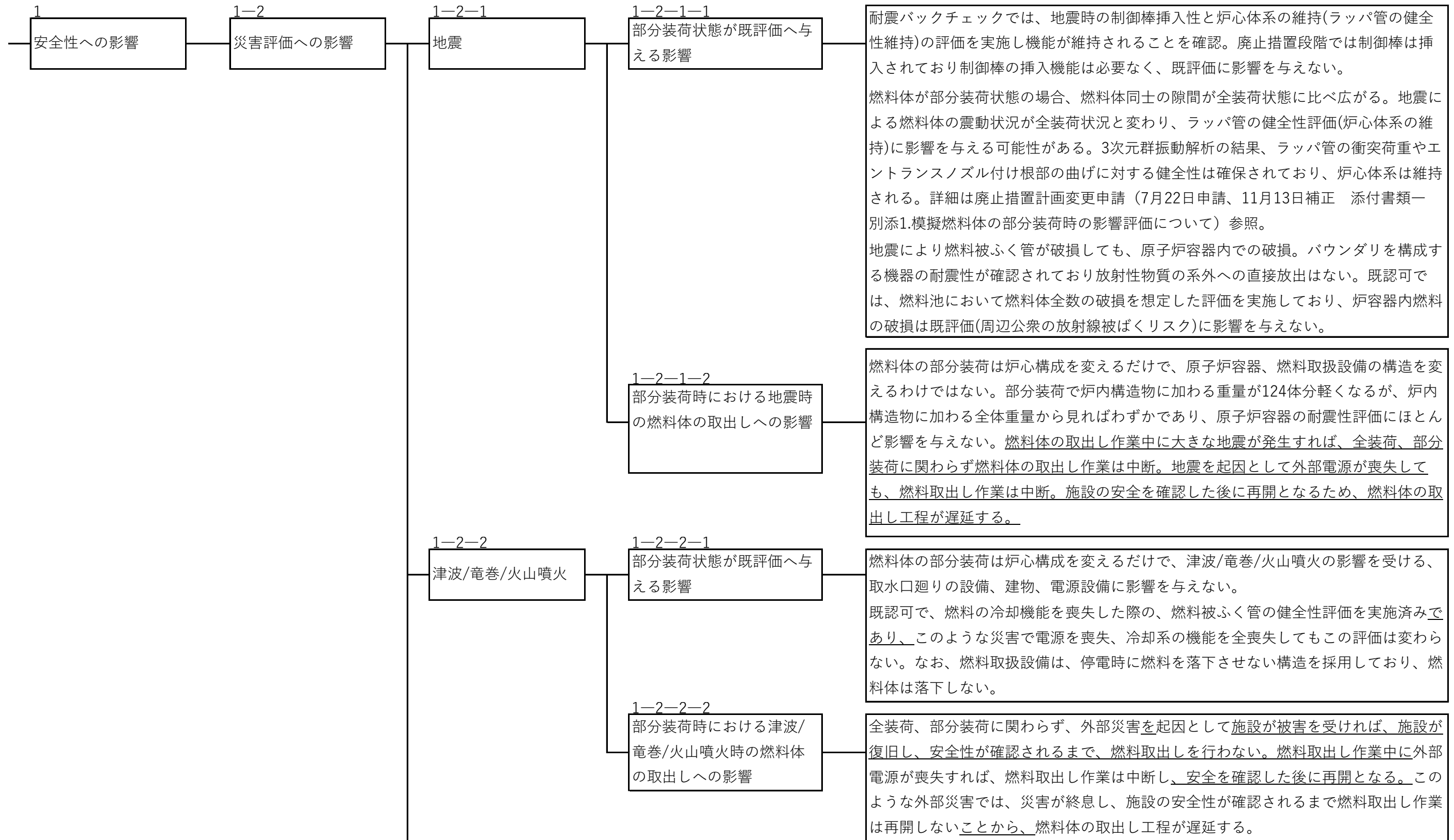


表1-3 災害評価への影響

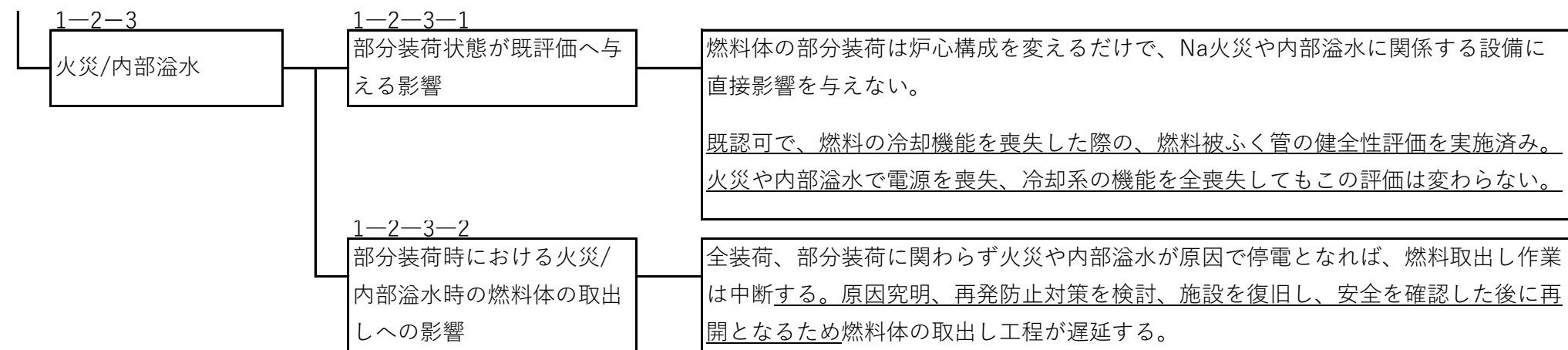


表1-4 炉心体系が変わることの影響

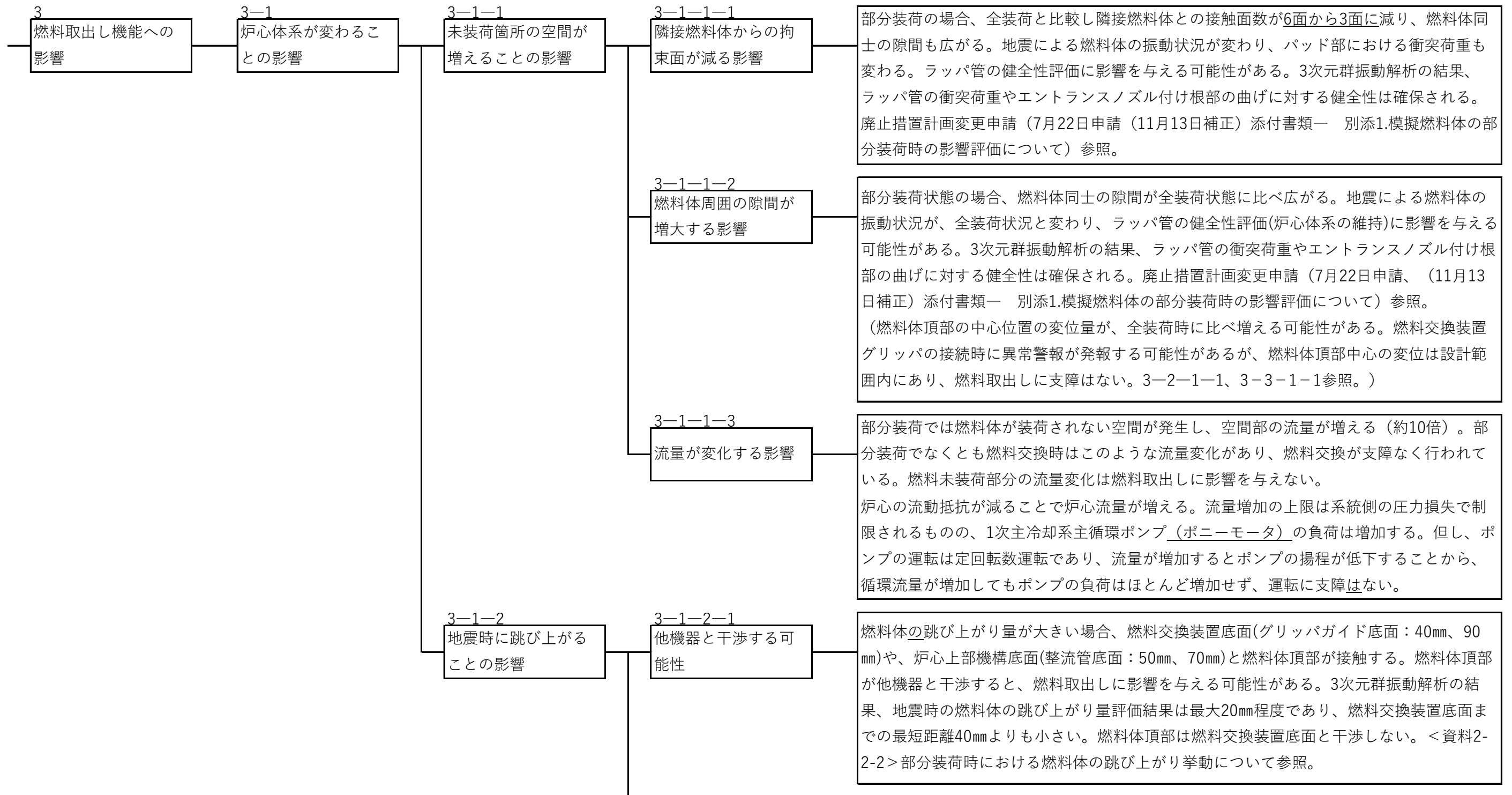


表1-4 炉心体系が変わることの影響

<p>3-1-2-2 燃料体頂部変位が大きくなる可能性</p>	<p>燃料体の跳び上がり量が多い場合、ラッパ管上部パッド部高さ(45mm)や、ラッパ管エントランスノズルと連結管との嵌合部深さ(55mm)を超えると、燃料体頂部中心位置の変位量が大きくなり、燃料取出しに影響を与える可能性がある。3次元群振動解析の結果、地震時の燃料体の跳び上がり量評価は最大20mm程度であり、ラッパ管上部パッド部高さ45mmよりも小さい。燃料体頂部中心位置の変位量は、エントランスノズルと連結管との嵌合部の隙間から制限される傾きを超えて変位することはない。＜資料2-2-2＞部分装荷時における燃料体の跳び上がり挙動について参照。</p>
<p>3-1-2-3 炉心支持板への衝突による影響</p>	<p>跳び上がった燃料体が着地する際に炉心支持板へ衝突するが、実験に用いたラッパ管が座屈により損傷しないことを確認している。地震によって燃料体が跳び上がり、炉心支持板に衝突した際、ラッパ管の荷重は座屈荷重を超えないこと、燃料被ふく管は169本が束となっており、剛性が高く、全長で座屈することは無い。燃料被ふく管の局所的な座屈を評価しても座屈荷重を超えることは無い。</p>



表1-5 燃料取扱設備への影響

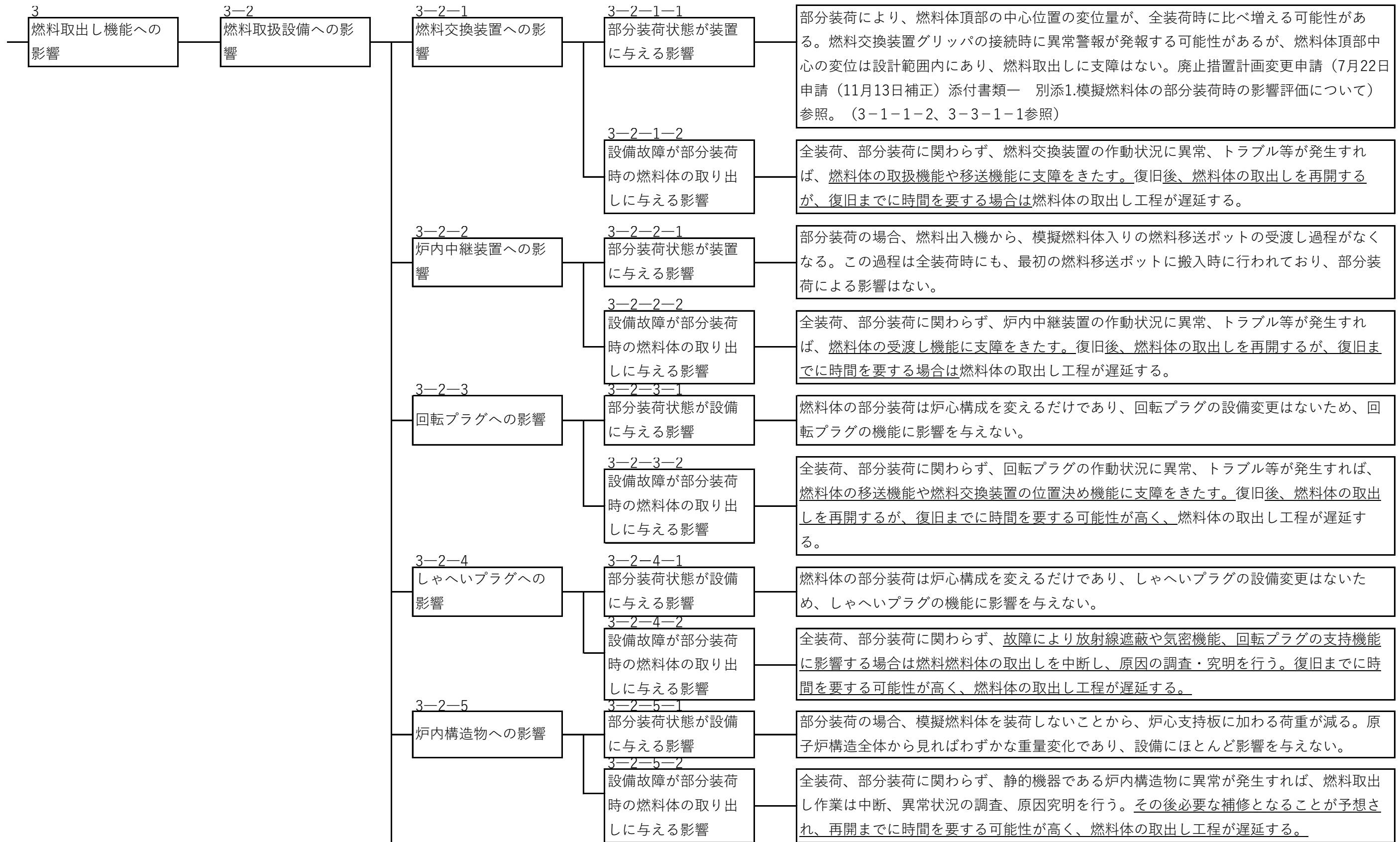


表1-5 燃料取扱設備への影響

3-2-6 原子炉容器への影響	3-2-6-1 部分装荷状態が設備に与える影響	燃料体の部分装荷は炉心構成を変えるだけであり、原子炉容器の設備変更はないため、原子炉容器の機能に影響を与えない。
	3-2-6-2 設備故障が部分装荷時の燃料体の取り出しに与える影響	全装荷、部分装荷に関わらず、静的機器である原子炉容器に異常が発生すれば、燃料取出し作業は中断、異常状況の調査、原因究明を行う。その後必要な補修となることが予想され、再開までに時間を要する可能性が高く、燃料体の取出し工程が遅延する。
3-2-7 保守用機器への影響 グリフ交換装置、プラグ取扱装置、輸送ケーシング等	3-2-7-1 部分装荷状態が設備に与える影響	燃料体の部分装荷は炉心構成を変えるだけであり、保守用機器の設備変更はないため、保守用の機能に影響を与えない。
	3-2-7-2 設備故障が部分装荷時の燃料体の取り出しに与える影響	全装荷、部分装荷に関わらず、保守用機器の作動状況に異常、トラブル等が発生すれば、燃料取出し作業に支障をきたす。復旧後、燃料体の取出し作業再開となる。復旧までに時間を要する場合は、燃料体取出し作業全体の工程が遅延する。
3-2-8 計測制御系への影響	3-2-8-1 部分装荷状態が設備に与える影響	燃料体の部分装荷は炉心構成を変えるだけであり、燃料取扱設備の計測制御系の設備変更はないため機能に影響を与えない。
	3-2-8-2 設備故障が部分装荷時の燃料体の取り出しに与える影響	全装荷、部分装荷に関わらず、燃料取扱設備の計測制御系に故障、トラブル等が発生すれば、燃料取出し作業に支障をきたす。復旧後、燃料体の取出し作業再開となる。復旧までに時間を要する場合は、燃料体の取出し工程が遅延する。
3-2-9 炉心上部機構への影響	3-2-9-1 部分装荷状態が設備に与える影響	燃料体の部分装荷は炉心構成を変えるだけであり、炉心上部機構の設備変更はないため機能に影響を与えない。(燃料体の跳び上がり量は20mm程度であり、燃料体と炉心上部機構との間は60mmであることから衝突しない。3-1-2-1参照。)
	3-2-9-2 設備故障が部分装荷時の燃料体の取出しに与える影響	廃止措置段階において、燃料集合体出口の温度・流量計や制御棒の挿入性は不要。全装荷、部分装荷に関わらず、故障により放射線遮蔽や気密機能に影響する場合は、燃料体の取出し作業に支障をきたし、燃料体の取出しを中断。復旧までに時間を要する場合は、燃料体の取出し工程が遅延する。

表1-6 燃料取扱設備操作性への影響

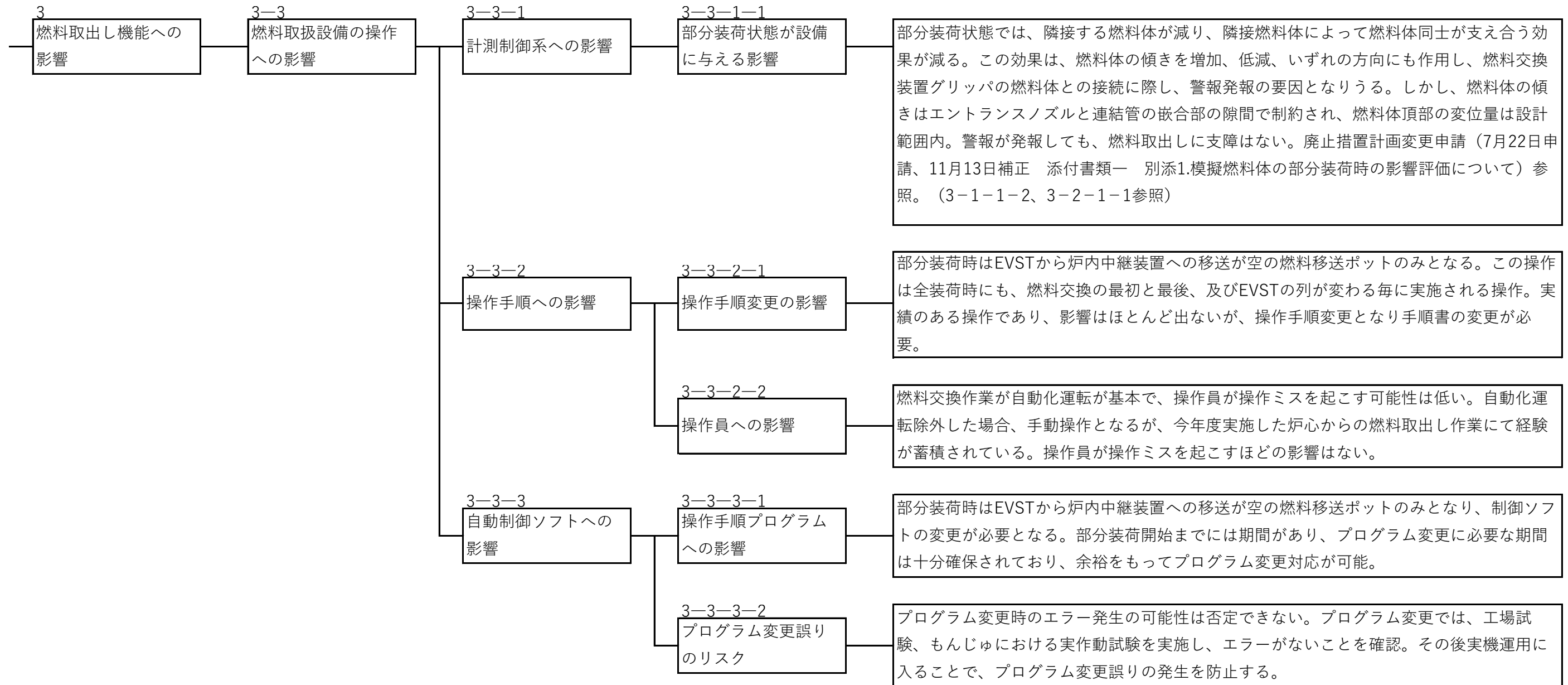


表1-7 冷却機能/Na取扱い機能への影響

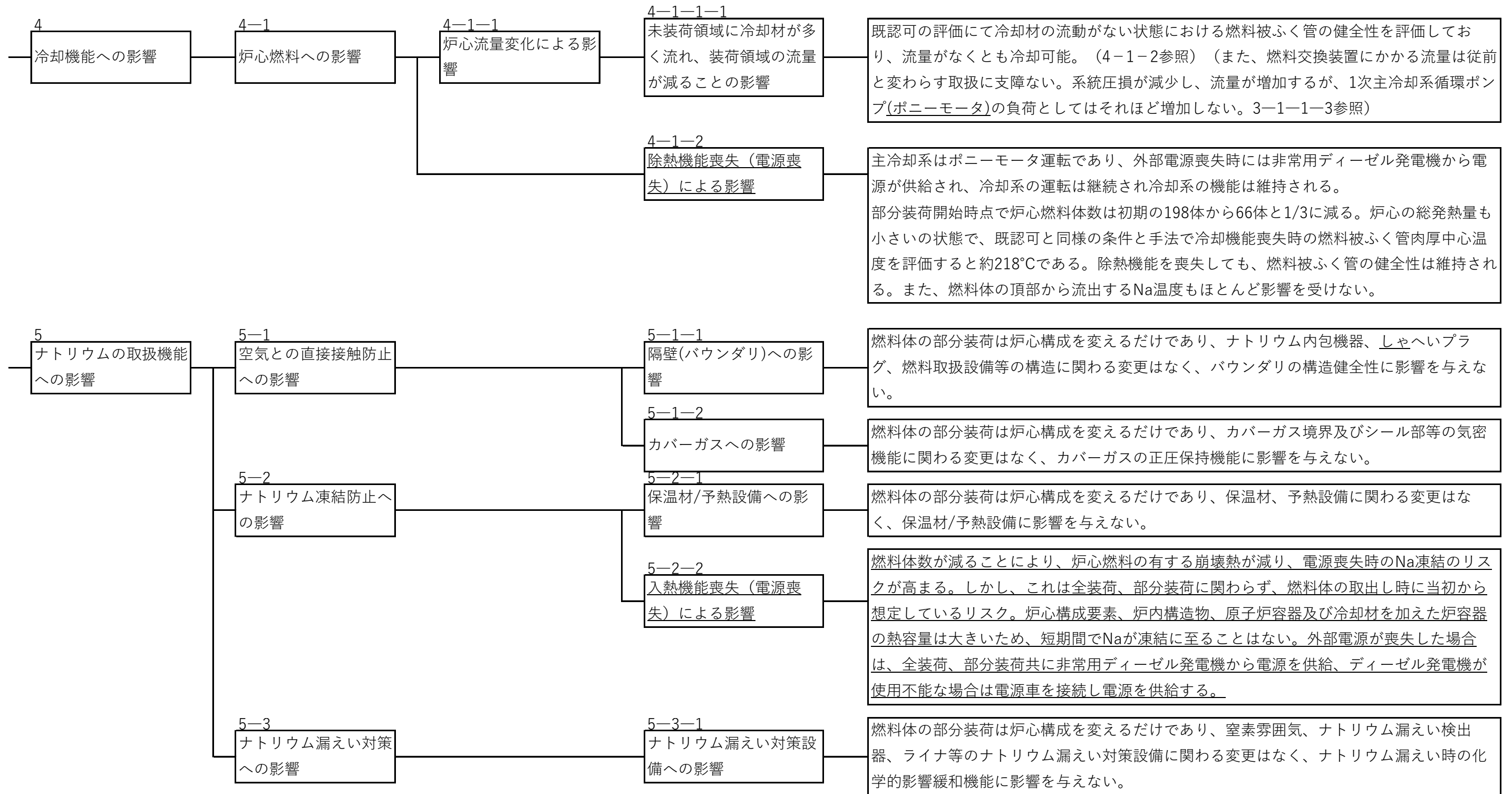
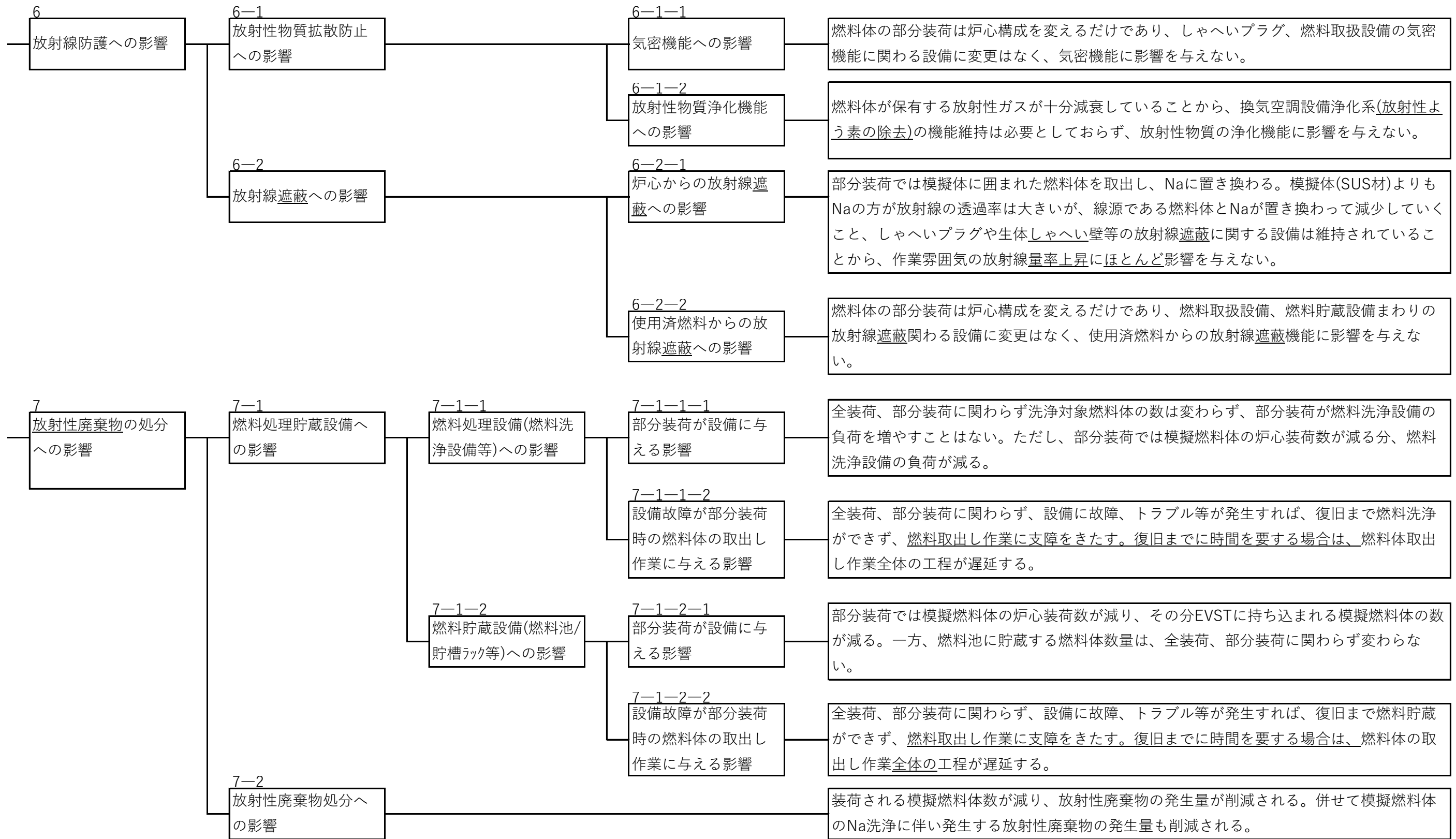


表1-8 放射線防護・放射性廃棄物処理/処分への影響





赤枠内は機微情報につき公開できません。

## 参考資料

1. 燃料体の跳び上がり時における燃料被ふく管の健全性
2. 流量変化による燃料冷却性能への影響
3. 模擬燃料体を部分装荷とした場合における冷却機能喪失時の炉心における燃料体の健全性について
4. 燃料体の取出しができない状況に至った場合の対応





赤枠内は機微情報につき公開できません。

燃料体の跳び上がり時における燃料被ふく管の健全性: 本文

## 1. 概要

耐震安全性評価では、最大規模の地震発生時に燃料体が跳び上がることが確認されている。この場合、燃料体が炉心支持板と衝突し、その反力として燃料体の鉛直方向には衝突荷重が発生する。本資料は、燃料体のラップ管及び燃料被ふく管への影響程度を評価した資料である。

## 2. 燃料体の炉心支持板への衝突

燃料体が跳び上がり、炉心支持板上に落ちると連結管の受面に衝突し、衝突荷重が発生する。この時発生する衝突荷重  $P$  を、燃料体エントランスノズル部の球面座を定数  $k$  のバネと見做し、高さ  $h$  から質量  $m$  の燃料体が落下すると考えて概算する。燃料体の落下モデルを図1に示す。落下燃料体の位置エネルギーとバネ部に蓄えられる全ひずみエネルギーを等しいとすれば、ひずみ量を  $u$ 、重力加速度を  $g$  として、以下の関係が成り立つ。

$$u = \frac{mg}{k} \left( 1 + \sqrt{1 + \frac{2kh}{mg}} \right) \quad \text{①}$$

衝突の際に発生する荷重  $P$  は、バネ定数  $k$  とひずみ量  $u$  の積となり

$$P = uk = mg \left( 1 + \sqrt{1 + \frac{2kh}{mg}} \right) \quad \text{②}$$

となる。また、衝突荷重  $P = \text{質量 } m \times \text{加速度 } a$  とすれば衝突時の加速度  $a$  [G] は以下ようになる。

$$\alpha = \frac{P}{mg} = 1 + \sqrt{1 + \frac{2kh}{mg}} \quad \text{③}$$

エントランスノズル部の球面座の剛性 (は  $1.9 \times 10^8$  [N/m] であるが、連結管受面の傾き  を考慮すると、鉛直方向のバネ定数  $k$ ) は  [N/mm] となる。燃料体の質量  $m$  は約 180 [kg] : 評価上は ~~180.7 [kg]~~ を使用、落下高さ  $h$  を 20 [mm] とすれば、衝突荷重  $P$  は、①、②式の関係から  ~~$1.06105 \times 10^5$~~  [N]、衝突加速度  $a$  は③式から ~~6059.3~~ [G] となる。

なお、実際はナトリウム中の落下であり、流体の効果 (例えば浮力) が働き、実際の衝突加速度は ~~6059.3~~ [G] よりも小さくなる (解析では 40~50 [G] となっている)。

本資料では衝突による燃料体への影響程度を評価するため、加速度  $a$  は保守的な値となるして 60 [G] を用いる。

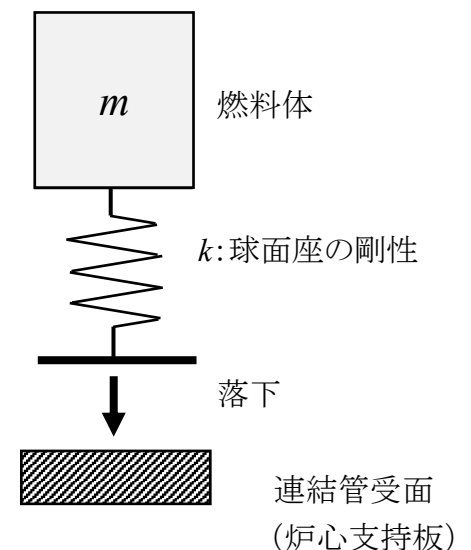


図1 燃料体の落下モデル

### 3. ラップ管の座屈評価

燃料体が炉心支持板上へ落下すると、燃料体には鉛直方向の力が働く。鉛直方向に圧縮荷重が働くことで、評価上厳しくなると予想されるラップ管部の座屈に関し評価を行う。燃料体の構造を図2に示す。燃料体の全長は 4.2[m]であるが、肉厚が 3[mm]と薄いラップ管部の長さ  $l$  は 2.946[m]である。また、燃料体の重量は 180.7 [kg]であるが、ラップ管部にエントランスノズル部、燃料要素部等の重量は加わらない。このため、ラップ管部にはラップ管、ハンドリングヘッド、上部遮へい体の合計重量  $W_r$ :37.7[kg]が加わるものとして評価する。

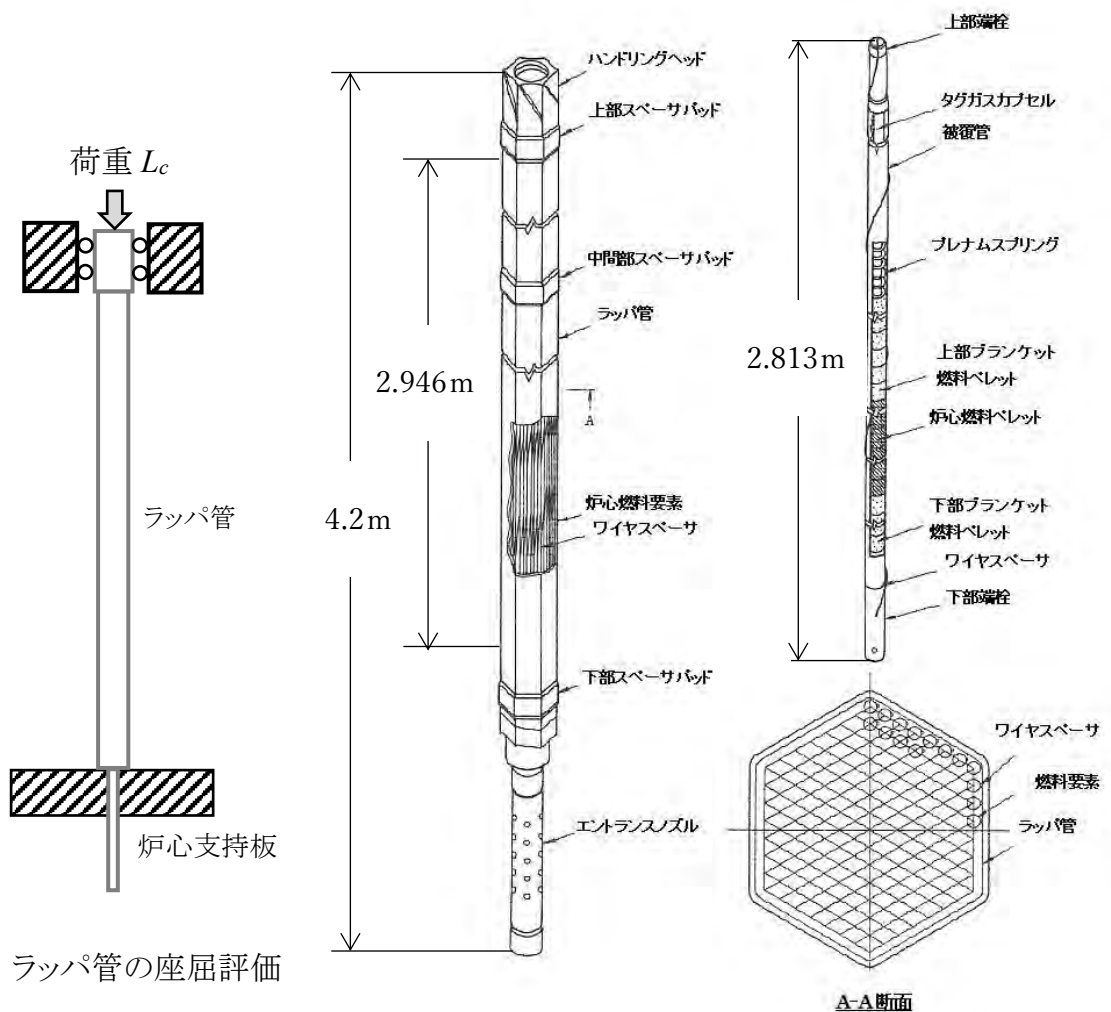


図2 燃料体と座屈評価モデル

衝突時にラップ管部に加わる荷重は、定性的に下部が大きく、上部ほど小さくなる。ここでは、ラップ管に加わる衝突荷重  $L_c$  が、図2左に示すように全てラップ管上端に加わるとして、保守的に座屈評価を行う。衝突時の加速度を 60[G]とすれば、ラ

ラップ管に加わる荷重  $L_c$  は次のようになる。

$$L_c = W_r \times \alpha \times g$$

$$= 37.7 \times 60 \times 9.8 = 2.22 \times 10^4 \text{ [N]} \quad \text{④}$$

一方、材料力学で示されるオイラーの座屈荷重  $P_{cr}$  は、

$$P_{cr} = n\pi^2 \frac{EI}{\ell^2} \quad \text{⑤}$$

$n$  : 座屈係数  $E$  : 縦弾性係数  $I$  : 断面 2 次モーメント  $\ell$  : 柱の長さである。ラップ管の座屈は両端拘束条件とすれば  $n=4$  となる。200°C の縦弾性係数  $E$  は  $1.83 \times 10^5 \text{ [N/mm}^2\text{]}$  であり、また断面 2 次モーメント  $I$  は  $1.80 \times 10^6 \text{ [mm}^4\text{]}$ 、ラップ管部の長さ  $\ell$  は  $2.946 \times 10^3 \text{ [mm]}$  である。⑤式から、オイラーの座屈荷重  $P_{cr}$  を求めると  $1.50 \times 10^6 \text{ [N]}$  となる。オイラーの座屈荷重  $P_{cr}$  に比較し、ラップ管に加わる衝突荷重  $L_c: 2.22 \times 10^4 \text{ [N]}$  は十分小さく、ラップ管が座屈することはない。

#### 4. 燃料被ふく管の座屈評価

燃料要素の全長は  $2.813 \text{ [m]}$  であるが、集合体として 169 本が束ねられており、断面 2 次モーメントも大きく剛性が高い。しかも、ラップ管に拘束されていることから、燃料要素の集合体全体が大きくたわみ座屈することはない。ちなみに⑤④式に燃料体の重量  $180.7 \text{ [kg]}$  を入れても座屈荷重  $P_{cr}$  を下回る。このため、燃料被ふく管の座屈は、局所的な座屈を考え評価を行う。

燃料要素にはワイヤスペーサが巻き付けられており、これによって拘束を受ける。従って、燃料要素が鉛直方向の荷重を受けてたわむ場合、定性的にはワイヤスペーサが拘束していない方向にたわみやすい。このため、燃料被ふく管の座屈評価は、ワイヤ

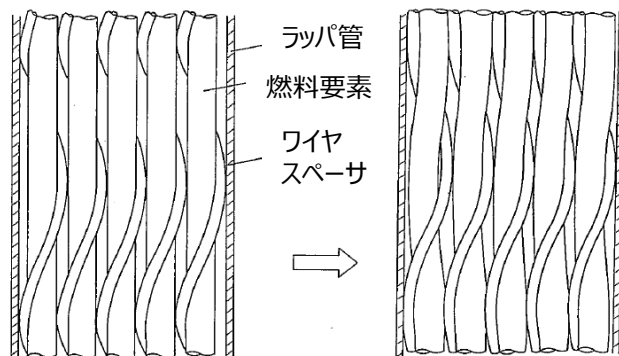


図3 燃料要素のたわみ方向

スペーサの1スパン間 ( $\ell_p: 0.307$

$\text{[mm]}$ ) でたわみが発生することを想定し評価を行う。

燃料要素1本の重量は  $0.62 \text{ [kg]}$  であるが、そのうち燃料材料重量  $0.35 \text{ [kg]}$  は下部端栓上に荷重が加わることから、燃料被ふく管に加わらない。しかし、ワイヤスペーサ(直径  $1.32 \text{ [mm]}$ ) の重量  $0.03 \text{ [kg]}$  が加わる。よって燃料被ふく管重量  $W_p$  を  $0.3027 \text{ [kg]}$  とする。衝突時の加速度を  $60 \text{ [G]}$  とすれば、燃料被ふく管に加わる荷重  $L_{cp}$  は④式と同様にして求めると、 $L_{cp} = 1.7659 \times 10^2 \text{ [N]}$  となる。

一方、オイラーの座屈荷重  $P_{crp}$  を、両端拘束条件として  $n=4$ 、200°C の縦弾性係

数  $E$  を  $1.83 \times 10^5$  [N/mm<sup>2</sup>]、断面 2 次モーメント  $I_p$  を  $40.7$  [mm<sup>4</sup>]、ワイヤスペーサ間の距離  $l_p$  を  $307$  [mm]とし、⑤式を適用して求めると、オイラーの座屈荷重  $P_{crp}$  は  $3.12 \times 10^3$  [N]となる。オイラーの座屈荷重  $P_{crp}$  と比較し、燃料被ふく管に加わる衝突荷重  $L_{cp}$  :  $1.7659 \times 10^2$  [N]は十分小さく、燃料被ふく管が座屈することはない。






## 5. まとめ

最大の地震を想定すると、燃料体は  $20$  [mm]程度跳び上がり、落下時に炉心支持板と衝突する。その際、燃料体の鉛直方向に衝突荷重が発生するが、この衝突荷重はラッパ管及び燃料被ふく管の座屈荷重を下回る。このため、燃料被ふく管が座屈により損傷することはない。

1. 設計・建設規格におけるオイラー座屈評価

日本機械学会の設計・建設規格に燃料体の座屈評価に関する技術基準を示した規定はないが、「SSB-3000 クラス1支持構造物の設計」の中の SSB-3121.1(3)に圧縮応力の記載、いわゆるオイラーの座屈理論をもとにした基準がある。以下にその概要を示す。

解説表 SSB-3121-1 座屈長さ  $\ell_k$  ( $\ell$ : 材長)

移動に対する 条件		拘束			自由	
		両端自由	両端拘束	1端自由 他端拘束	両端拘束	1端自由 他端拘束
回転に対する 条件						
座屈形						
$\ell_k$	理論値	$\ell$	$0.5\ell$	$0.7\ell$	$\ell$	$2\ell$
	推奨値	$\ell$	$0.65\ell$	$0.8\ell$	$1.2\ell$	$2.1\ell$

日本機械学会の設計・建設規格 SSB-3121.1 では、有効細長比  $\lambda$  が限界細長比  $A$  を超える場合の許容圧縮応力  $f_c$  を以下としている。

$$f_c = 0.277F(\Lambda/\lambda)^2 \quad (1)$$

ここで  $F$  は許容応力を決めるための基準値で  $\text{Min}[1.35S_y, 0.7S_u, S_y(\text{RT})]$  である。ラップ管や燃料被ふく管の材質 SUS316:20%CW の場合、 $200^\circ\text{C}$  においては  $0.7S_u$  が小さく、 $F$  値は  $415[\text{N}/\text{mm}^2]$  となる。また、有効細長比  $\lambda$ 、限界細長比  $A$  は、それぞれ以下となる。

$$\lambda = \ell_k/i \quad \Lambda = \sqrt{(\pi^2 E / 0.6F)} \quad (2)$$

$\ell_k$  は座屈長さ、 $i$  は座屈軸についての断面2次半径であり、 $I$  を断面2次モーメント、 $A$  を断面積とすれば、それぞれ以下のとおり。

$$\ell_k = \ell/\sqrt{n} \quad i = \sqrt{I/A} \quad (3)$$

(1) (2) 式の関係をもとに(3)式に入れて整理すると、 $f_c$  とオイラーの座屈荷重  $P_{cr}$  との関係は

$$f_c = 0.277F(\Lambda/\lambda)^2 = (0.277\pi^2 E / 0.6) / (\ell_k / i)^2$$

$$\begin{aligned}
&= (0.462\pi^2 E) / \left\{ (\ell/\sqrt{n}) / (\sqrt{I/A}) \right\}^2 \\
&= 0.462 \times \left( \frac{n\pi^2 EI}{\ell^2 A} \right) = 0.462 \times (P_{cr}/A) \quad (4)
\end{aligned}$$

となる。

(4)式から設計・建設規格では許容圧縮応力  $f_c$  を、オイラーの座屈応力  $\sigma_{cr}$  の46%程度に制限している。ただし、供用状態 D においては  $f_c$  を1.5倍まで許容していることから、最大の地震を想定する供用状態 D では、許容圧縮応力  $f_c$  はオイラーの座屈応力  $\sigma_{cr}(=P_{cr}/A)$  の約69%となる。

座屈長さ  $\ell_k$  は、前頁解説表 SSB-3121-1 にあるように、理論値と推奨値では差がある。両端拘束の場合、 $\ell_k$  は理論値:  $0.5\ell$ 、推奨値:  $0.65\ell$  である。 $\ell_k$ 、 $\ell$ 、 $n$  の関係は

$$\ell_k = \ell/\sqrt{n}$$

であることを考えると、 $0.5\ell$  と  $0.65\ell$  では  $n$  の比は 4:2.37 である。従って、本文第3項に示す⑤式を用いて求めたオイラーの座屈荷重  $P_{cr}$  に、機械学会の推奨座屈長さ  $\ell_k$  を適用すると、座屈荷重は約59% ( $=2.34/4$ ) に低下する。

しかしながら、燃料被ふく管の座屈荷重  $P_{crp}=3.12 \times 10^3$  [N] を0.59倍しても  $1.84 \times 10^3$  [N]、更にこの値を0.69倍しても  $1.27 \times 10^3$  [N] である。燃料体が炉心支持板に衝突する際に燃料被ふく管に加わる荷重  $L_{cp}=1.7659 \times 10^2$  [N] と比べると、いずれも十分大きく、燃料被ふく管が座屈することはない。

## 2. 断面性能

### (1) ラップ管

ラップ管の断面性能は次のように計算する。材料力学の公式集によれば正六角形の断面2次モーメント  $I$  はどちらの断面に対しても

$$I = \frac{5\sqrt{3}}{16} R^4$$

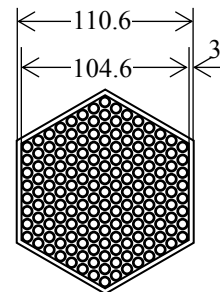
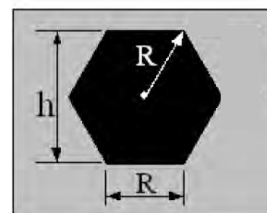
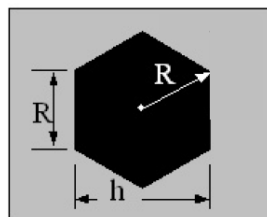
である。 $R$  と  $h$  の関係

$$R = h/\sqrt{3}$$

を用いて  $R$  を  $h$  に置き換えると

$$I = \frac{5\sqrt{3}}{144} h^4$$

ラップ管を正六角形とすれば、断面寸法が  $h_1=110.6$  [mm]、 $h_2=104.6$  [mm] なので、ラップ管の断面2次モーメント  $I$  は



ラップ管部断面

$$I = \frac{5\sqrt{3}}{144}(h_1^4 - h_2^4)$$

$$= \frac{5\sqrt{3}}{144}(110.6^4 - 104.6^4) = 1.80 \times 10^6 \text{ [mm}^4\text{]}$$

となる。また、断面積  $A$  は

$$A = \frac{3}{2} \tan 30^\circ \times (h_1^2 - h_2^2) = 1.12 \times 10^3 \text{ [mm}^2\text{]}$$

となる。

## (2) 燃料被ふく管

燃料被ふく管の断面性能は次のように計算する。材料力学の公式集によれば円筒の断面2次モーメント  $I$  は

$$I = \frac{\pi}{64}(D^4 - d^4) = 40.7 \text{ [mm}^4\text{]}$$

となる。また、燃料被ふく管の断面積  $A$  は

$$A = \frac{\pi}{4}(D^2 - d^2) = 8.9 \text{ [mm}^2\text{]}$$

となる。

一方断面2次半径  $i$  は

$$i = \frac{\sqrt{D^2 + d^2}}{4} = 2.14 \text{ [mm]}$$

となる。 $\ell$  を 307 [mm] とすれば、有効細長比  $\lambda$  は

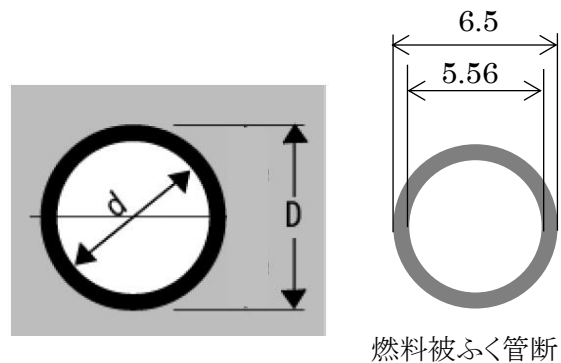
$$\lambda = \frac{\ell_k}{i} = \frac{0.65 \times 307}{2.14} = 93.2 \quad \text{ただし } \ell_k = 0.65\ell$$

限界細長比  $\Lambda$  は、縦弾性係数  $E$  を  $1.83 \times 10^{35}$  [N/mm<sup>2</sup>]、 $F$  を基準値 ( $0.7S_u = 416$  [N/mm<sup>2</sup>]) として、

$$\Lambda = \sqrt{(\pi^2 E / 0.6F)}$$

$$= \sqrt{(\pi^2 \times 1.83 \times 10^{35}) / (0.6 \times 416)} = 85$$

となる。日本機械学会の設計・建設規格に従えば、有効細長比  $\lambda$ : 93.2 は限界細長比  $\Lambda$ : 85 を超えており、オイラー座屈を考慮した評価を実施することとなる。







模擬燃料体を部分装荷とした場合における冷却機能喪失時の炉心における燃料体の健全性について

## 1. はじめに

本資料は、模擬燃料体を部分的に装荷した状態から炉心に装荷された燃料体を原子炉容器から取り出すまでの期間において、冷却機能が喪失する事象を考慮しても、燃料被ふく管肉厚中心温度の上昇が燃料体の健全性に影響を与えないことを説明するものである。

## 2. もんじゅの原子炉容器内の炉心構成要素

模擬燃料体を部分的に装荷した時点のもんじゅの炉心には、使用済燃料が 109 体、新燃料が 15 体装荷されている。本評価における崩壊熱は、本炉心構成を維持した状態を想定し、廃止措置期間中において最大となる値を使用する。

## 3. 燃料体の健全性評価

炉心に装荷された炉心構成要素を原子炉容器から取り出すまでの期間において、冷却機能が喪失する事象として、1 次主冷却系による除熱機能が喪失することに加え、原子炉容器室及び 1 次主冷却系室の窒素雰囲気調節装置が停止することを想定する。

この想定を踏まえた評価モデルにおける原子炉の崩壊熱の伝熱経路は、燃料被ふく管肉厚中心温度が厳しくなるよう原子炉容器内から主冷却系窒素雰囲気調節装置室まで水平方向のみを考慮し、除熱源は確実に外気が導入できる部屋とする（第 1-1 図）。同評価モデルにおいて、定常状態に達した燃料被ふく管肉厚中心温度を計算した。同温度が、定格運転時の熱的制限値である 675 °C を超えないことを確認することで、燃料体の健全性への影響を評価する。

### 3.1 計算条件

- 原子炉容器から原子炉容器室雰囲気への放散熱はナトリウム液位が高いほど大きくなるため、保守的に 1 次冷却材漏えいに伴うナトリウム液位低下を考慮した評価を行う。なお、ここで、メンテナンス冷却系は隔離弁やサイフォンブレイク機構を有するため、メンテナンス冷却系からの漏えいによるナトリウム液位低下は考慮しない。さらに、運用改善のため、メンテナンス冷却系はドレンする。
- 原子炉容器内において、ナトリウムの伝熱は自然対流を考慮せず熱伝導で計算した。

- 空気雰囲気である主冷却系窒素雰囲気調節装置室は人の出入りが可能であり、外気導入できるとし、この部屋の雰囲気温度を境界条件とした。

### 3.2 計算の手順と結果

本評価は、1次元の熱伝導及び熱伝達により、径方向（水平方向）の熱平衡状態を計算するものとした。計算手順を第 1-2 図に示す。①1次主冷却系室からの放熱、②原子炉容器室からの放熱、③原子炉容器からの放熱、④原子炉容器内部の熱伝導とし、原子炉容器内の燃料体からの崩壊熱量より燃料被ふく管肉厚中心温度を求める。温度依存性を考慮する物性値については、計算に使用する温度を 100 °C単位とし、保守側となる値を選定する。

#### 3.2.1 1次主冷却系室からの放熱計算（①）

1次主冷却系室から外気の導入が可能な部屋への放熱モデルを第 1-3 図に示す。同モデルは鉛直平板とし、計算するノードは以下とする。なお、領域 n はノード n とノード n+1 の間の領域とする。（以下、同様とする。）

ノード 15 主冷却系窒素雰囲気調節装置室雰囲気

ノード 14 1次主冷却系室雰囲気

領域 14 における伝熱は次式を用い計算する。ここで、伝熱面積  $S_n$  は A ループから C ループの 3 面分の壁面積とする。

$$T_n = T_{n+1} + Q_n / (S_n k_n) \quad \text{式(1-1)}$$

$Q_n$  :ノード n の伝熱量 (W)

$T_n$  :ノード n の温度 (°C)

$T_{n+1}$  :ノード n+1 の温度 (°C)

$S_n$  :領域 n の伝熱面積 (m<sup>2</sup>)

$k_n$  :領域 n の熱通過率 (W/(m<sup>2</sup>・K))

原子炉容器室の水平断面における三角形の辺に隣接する部屋は、下部に 1次オーバフロータンク室、1次ダンプタンク室 (A)、1次ダンプタンク室 (B)、その上部に 1次主冷却系室 (A)、1次主冷却系室 (B) 及び 1次主冷却系室 (C) が位置している。これらの部屋は窒素雰囲気であり、上下の部屋は完全に独立しておらず部分的に連結されているため、同じ温度とし、ノード 14 とした。

これらの部屋の水平方向には、主冷却系窒素雰囲気調節装置室が隣接している。主冷却系窒素雰囲気調節装置室は外気の導入が可能であり、この部屋の雰

囲気温度を境界条件とした。

1次主冷却系室の熱通過率は上下の部屋で別々に計算し、以下の式により平均値を求めて設定した。

$$k_n = \frac{S_{n,U}}{S_n} k_{n,U} + \frac{S_{n,L}}{S_n} k_{n,L} \quad \text{式(1-2)}$$

$$S_n = S_{n,U} + S_{n,L} \quad \text{式(1-3)}$$

$k_n$  : 領域 n の熱通過率 (W/(m<sup>2</sup>・K))

$k_{n,U}$  : 領域 n の上部の熱通過率 (W/(m<sup>2</sup>・K))

$k_{n,L}$  : 領域 n の下部の熱通過率 (W/(m<sup>2</sup>・K))

$S_n$  : 領域 n の上部と下部の合計伝熱面積 (m<sup>2</sup>)

$S_{n,U}$  : 領域 n の上部の伝熱面積 (m<sup>2</sup>)

$S_{n,L}$  : 領域 n の下部の伝熱面積 (m<sup>2</sup>)

式(1-2)に用いる熱通過率は、各部屋のコンクリートの熱伝導率、コンクリートと空気の熱伝達率を合成して求める。熱伝達率は、対流熱伝達率及びふく射熱伝達率を合計した総合熱伝達率とし、空気雰囲気室内における一般的な値を採用した<sup>(1)</sup>。計算に用いる入力変数のリストは、第 1-1 表のとおりである。

### 3.2.2 原子炉容器室からの放熱計算 (②)

原子炉容器室からの放熱モデルを第 1-4 図に示す。同モデルは鉛直平板とし、原子炉容器室外側の部屋の雰囲気温度を境界条件として、各領域の伝熱形式を踏まえ、各ノードの温度及び原子炉容器室雰囲気の温度を算出する。計算するノードは以下とする。

ノード 14 1次主冷却系室雰囲気

ノード 13 原子炉容器室雰囲気

同モデルの作成に当たり、以下とする。

- 原子炉容器室の水平断面における三角形の頂点に隣接する1次主冷却系配管室への放熱は考慮しない。

領域 13 における伝熱は次式を用い計算する。ここで、伝熱面積  $S_n$  は A ループから C ループの3面分の壁面積とする。

$$T_n = T_{n+1} + Q_n / (S_n k_n) \quad \text{式(1-4)}$$

$Q_n$  : ノード n の伝熱量 (W)

$T_n$  : ノード n の温度 (°C)

$T_{n+1}$  : ノード n+1 の温度 (°C)

$S_n$  : 領域 n の伝熱面積 (m<sup>2</sup>)

$k_n$  : 領域 n の熱通過率 (W/(m<sup>2</sup>・K))

原子炉容器室から1次主冷却系室への熱通過率は3.2.1と同様の手法で求める。計算に用いる入力変数のリストは、第1-2表のとおりである。

### 3.2.3 原子炉容器からの放熱計算 (③)

原子炉容器からの放熱モデルを第1-5図に示す。3.2.2で得られたノード13の原子炉容器室雰囲気温度を境界条件として、領域12(ノード12 原子炉容器内表面～ノード13 原子炉容器室雰囲気)における伝熱計算を行う。

領域12における伝熱計算では、運転データで得られた伝熱特性を踏まえ、空調停止時に見合う等価な熱伝達率を計算により求め、温度分布を求める式より得た次式を用いる。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{Q_n}{K_n} \quad \text{式(1-5)}$$

$Q_n$  :ノードnの伝熱量 (W)

$T_n$  :ノードnの温度 (°C)

$T_{n+1}$  :ノードn+1の温度 (°C)

$K_n$  :領域nの放散熱係数(伝熱面積×熱通過率に相当) (W/K)

原子炉ナトリウム液位がNsLであり原子炉容器室雰囲気調節装置が動作している状態において、原子炉容器内ナトリウム温度、原子炉容器室雰囲気温度及び原子炉容器室雰囲気調節装置の除熱量が得られている。同状態において、原子炉容器からの放散熱量は、原子炉容器室雰囲気調節装置による除熱量とそれ以外(回転プラグからの放散熱、生体しゃへい壁への放散熱等)の放散熱との和に等しい。従って、原子炉容器室雰囲気調節装置による除熱量を原子炉容器からの放散熱量と見なして放散熱係数 $K_{12}$ を算出すれば、放散熱を小さめに評価したこととなり保守的である。

また、原子炉容器室雰囲気調節装置の除熱量をもとに、原子炉容器、原子炉容器ガードベッセル及び下部支持構造物からの放散熱を求めるため、当該部位の放散熱割合を放散熱係数に乗じる。更に、今回の計算体系における原子炉ナトリウム液位は原子炉容器出口ノズル上端であるため、液位が低下した分を保守的に断熱として求めた原子炉容器出口ノズル上端への換算係数を放散熱係数に考慮する。式(1-5)をベースに放散熱割合及び原子炉容器出口ノズル上端への換算係数を考慮した式を以下に示す。

$$K_{12} = \frac{Q_{R/V}}{T_{na} - T_{rv,atm}} \times A \times B \quad \text{式(1-6)}$$

$K_{12}$  :原子炉容器からの放散熱係数 (W/K)

- $Q_{R/V}$  :原子炉容器からの放散熱 (W)  
 $T_{na}$  :原子炉容器内ナトリウム温度 (°C)  
 $T_{r,atm}$  :原子炉容器室雰囲気温度 (°C)  
 $A$  :原子炉容器、原子炉容器ガードベッセル及び下部支持構造物の放散熱割合 (-)  
 $B$  :NsL から原子炉容器出口ノズル上端高さへの換算係数 (-)
- 計算に用いる入力変数のリストは、第 1-3 表のとおりである。

### 3.2.4 原子炉容器内部の熱伝導計算 (④)

原子炉容器内部の熱伝導モデルを第 1-6 図に示す。3.2.3 で得られたノード 12 の原子炉容器内表面温度を境界条件として、領域 1 から領域 11 (ノード 1 燃料ペレット中心～ノード 12 原子炉容器内表面) における伝熱計算を行う。同モデルは円筒とし、原子炉容器内表面温度を境界条件として、各領域の伝熱形式を踏まえ、各ノードの温度及び燃料被ふく管肉厚中心の温度を算出する。計算するノードは以下とする。

- ノード 12 原子炉容器内表面 (境界条件)
- ノード 11 炉心槽外表面
- ノード 10 炉心槽内表面
- ノード 9 中性子しゃへい体領域外表面
- ノード 8 ブランケット領域外表面
- ノード 7 外側炉心領域外表面
- ノード 6 内側炉心領域外表面
- ノード 5 燃料被ふく管外表面
- ノード 4 燃料被ふく管肉厚中心
- ノード 3 燃料被ふく管内表面
- ノード 2 燃料ペレット外表面
- ノード 1 燃料ペレット中心

同モデルの作成に当たり、以下とする。

- 実際の炉心は、炉心中心には制御棒集合体が位置しているが、簡単かつ保守的に燃料被ふく管温度の評価を行うため、炉心中心に仮想的な評価用の燃料ピンを置く。
- 伝熱面は、保守的に燃料ペレットのスタック長高さの範囲とする。
- 水平断面が円筒ではない炉心燃料集合体、ブランケット燃料集合体、中性子しゃへい体の領域は、面積が等価な同心円状の領域に変換する。ノード  $n$  までの変換後の半径を  $r_n$ 、炉心中心からノード  $n$  までの領域の面積を  $A r_n$  とすると以下の関係となる。

$$\pi r_n^2 = Ar_n \quad \text{式(1-7)}$$

$$r_n = \sqrt{\frac{Ar_n}{\pi}} \quad \text{式(1-8)}$$

$Ar_n$  : ノード n までの領域の面積 (m<sup>2</sup>)

$r_n$  : 炉心中心からノード n までの変換後の半径 (m)

- 各領域における発熱は、廃止措置期間中の最大崩壊熱を与える炉心における各炉心領域（内側炉心燃料集合体、外側炉心燃料集合体、ブランケット燃料集合体及び中性子しゃへい体）の発熱分担割合を用い、炉心領域毎の単位面積当たりの発熱量が同じとなるよう設定する。

### 3.2.4.1 領域 9 から領域 11 における伝熱計算（ノード 9 中性子しゃへい体最外層表面～ノード 12 原子炉容器内表面）

領域 9 から領域 11 における伝熱は、全て熱伝導によるものとする。中性子しゃへい体の内部には一部ナトリウムが含まれるものの、保守的な評価とするため全て SUS316 鋼とする。

温度分布を求める式は次式である。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{Q_n}{2\pi L_n} \frac{\ln \frac{r_{n+1}}{r_n}}{\lambda_n} \quad \text{式(1-9)}$$

$Q_n$  : ノード n の伝熱量 (W)

$T_n$  : ノード n の温度 (°C)

$T_{n+1}$  : ノード n+1 の温度 (°C)

$L_n$  : 領域 n の高さ (m)

$r_n$  : ノード n の半径 (m)

$r_{n+1}$  : ノード n+1 の半径 (m)

$\lambda_n$  : 領域 n の熱伝導率 (W/(m・K))

計算に用いる入力変数のリストは、第 1-4 表のとおりである。

### 3.2.4.2 領域 5 から領域 8 における伝熱計算（ノード 5 燃料被ふく管外表面～ノード 9 中性子しゃへい体領域外表面）

領域 5 から領域 8 における伝熱は、全て内部発熱を含む熱伝導によるものとする。同領域には制御棒集合体、中性子源が含まれるが、保守的な評価とするために、全て炉心燃料集合体とする。

温度分布を求める式は次式である。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{Q_n}{2\pi L_n} \frac{\ln \frac{r_{n+1}}{r_n}}{\lambda_n} - \frac{W_n}{2\lambda_n} \left( r_n^2 \ln \frac{r_{n+1}}{r_n} + \frac{r_n^2 - r_{n+1}^2}{2} \right) \quad \text{式(1-10)}$$

$Q_n$  : ノード n の伝熱量 (W)

$W_n$  : 領域 n の単位体積当たりの発熱量 (W/m<sup>3</sup>)

$T_n$  : ノード n の温度 (°C)

$T_{n+1}$  : ノード n+1 の温度 (°C)

$L_n$  : 領域 n の高さ (m)

$r_n$  : ノード n の半径 (m)

$r_{n+1}$  : ノード n+1 の半径 (m)

$\lambda_n$  : 領域 n の熱伝導率 (W/(m・K))

炉心燃料集合体 (領域 5 及び 6) 及びブランケット燃料集合体 (領域 7) の領域の熱伝導率は、次式を用いてそれぞれ 1 集合体当たりで平均化した値  $\lambda_n$  を用いる。

$$\lambda_n = \frac{1}{Asa} \sum_{\alpha} \lambda_{\alpha,n} \cdot Asa_{\alpha,n} \quad \text{式(1-11)}$$

$\lambda_n$  : 領域 n の熱伝導率 (W/(m・K))

$\lambda_{\alpha,n}$  : 領域 n の材質  $\alpha$  の熱伝導率 (W/(m・K))

$Asa$  : 集合体 1 体当たりの断面積 (m<sup>2</sup>)

$Asa_{\alpha,n}$  : 領域 n における集合体 1 体当たりの材質  $\alpha$  の断面積 (m<sup>2</sup>)

$\alpha$  : 集合体内の材質

fuel、sus、na、gap はそれぞれ燃料ペレット、SUS316 鋼、ナトリウム、燃料被ふく管・燃料ペレット間のギャップを表す

計算に用いる入力変数のリストは、第 1-5 表のとおりである。

### 3.2.4.3 領域 3 から領域 4 における伝熱計算 (ノード 3 燃料被ふく管内表面～ノード 5 燃料被ふく管外表面)

領域 3 から領域 4 における伝熱は、熱伝導によるものとする。

温度分布を求める式は次式である。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{Q_n}{2\pi L_n} \frac{\ln \frac{r_{n+1}}{r_n}}{\lambda_n} \quad \text{式(1-12)}$$

$Q_n$  : ノード n の伝熱量 (W)

$T_n$  : ノード n の温度 (°C)

$T_{n+1}$  : ノード n+1 の温度 (°C)

$L_n$  : 領域 n の高さ (m)

$r_n$  : ノード n の半径 (m)

$r_{n+1}$  : ノード n+1 の半径 (m)

$\lambda_n$  : 領域 n の熱伝導率 (W/(m・K))

計算に用いる入力変数のリストは、第 1-6 表のとおりである。

#### 3.2.4.4 領域 2 における伝熱計算 (ノード 2 燃料ペレット外表面～ノード 3 燃料被ふく管内表面)

領域 2 における伝熱は、熱伝達によるものとする。

温度分布を求める式は次式である。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{Q_n}{2\pi r_{n+1} L_n h_n} \quad \text{式(1-13)}$$

$Q_n$  : ノード n の伝熱量 (W)

$T_n$  : ノード n の温度 (°C)

$T_{n+1}$  : ノード n+1 の温度 (°C)

$L_n$  : 領域 n の高さ (m)

$r_{n+1}$  : ノード n+1 の半径 (m)

$h_n$  : 領域 n の熱伝達率 (W/(m<sup>2</sup>・K))

計算に用いる入力変数のリストは、第 1-7 表のとおりである。

#### 3.2.4.5 領域 1 における伝熱計算 (ノード 1 燃料ペレット中心～ノード 2 燃料ペレット外表面)

領域 1 における伝熱は、内部発熱を含む熱伝導とする。

温度分布を求める式は次式である。

$$T_n = T_{n+1} + \frac{W_n}{4\lambda_n} r_{n+1}^2 \quad \text{式(1-14)}$$

$W_n$  : ノード n の単位体積当たりの発熱量 (W/m<sup>3</sup>)

$T_n$  : ノード n の温度 (°C)

$T_{n+1}$  : ノード n+1 の温度 (°C)

$r_{n+1}$  : ノード n+1 の半径 (m)

$\lambda_n$  : 領域 n の熱伝導率 (W/(m・K))

計算に用いる入力変数のリストは、第 1-8 表のとおりである。

①1 次主冷却系室からの放熱計算、②原子炉容器室からの放熱計算、③原子炉容器からの放熱計算、④原子炉容器内部の熱伝導計算の計算結果を第 1-9 表



及び第 1-7 図に示す。

#### 4. 結論

模擬燃料体を部分装荷とした場合において、冷却機能が喪失した場合、燃料被ふく管肉厚中心温度は、約 218 °C であり、定格運転時の熱的制限値である 675 °C を超えないことを確認した。よって、燃料被ふく管肉厚中心温度の上昇が燃料体の健全性に影響を与えることはない。

#### 5. 参考文献

- (1) 「最新建築環境工学（改訂 3 版）」，井上書院，（平成 18 年 3 月）

以上

第 1-1 表 入力変数のリスト (領域 14 の伝熱計算)

記号	項目	対象		単位
$S_{14,U}$	伝熱面積	領域 14	主冷却系室素雰囲気調節装置 室領域 (上部)	$m^2$
$S_{14,L}$		領域 14	主冷却系室素雰囲気調節装置 室領域 (下部)	$m^2$
$k_{14,U}$	熱通過率	領域 14	主冷却系室素雰囲気調節装置 室領域 (上部)	$W/(m^2 \cdot K)$
$k_{14,L}$		領域 14	主冷却系室素雰囲気調節装置 室領域 (下部)	$W/(m^2 \cdot K)$
$T_{15}$	温度	ノード 15	主冷却系室素雰囲気調節装置 室雰囲気	$^{\circ}C$
$Q_{14}$	伝熱量	ノード 14	1 次主冷却系室雰囲気	W

第 1-2 表 入力変数のリスト (領域 13 の伝熱計算)

記号	項目	対象		単位
$S_{13,U}$	伝熱面積	領域 13	生体しゃへい壁領域 (上部)	$m^2$
$S_{13,L}$		領域 13	生体しゃへい壁領域 (下部)	$m^2$
$k_{13,U}$	熱通過率	領域 13	生体しゃへい壁領域 (上部)	$W/(m^2 \cdot K)$
$k_{13,L}$		領域 13	生体しゃへい壁領域 (下部)	$W/(m^2 \cdot K)$
$Q_{13}$	伝熱量	ノード 13	原子炉容器室雰囲気	W

第 1-3 表 入力変数のリスト (領域 12 の伝熱計算)

記号	項目	対象		単位
$Q_{12}$	伝熱量	ノード 12	原子炉容器内表面	W
$K_{12}$	原子炉容器からの放散熱係数	領域 12	原子炉容器からの放散熱を考慮する領域	W/K

第 1-4 表 入力変数のリスト (領域 9 から領域 11 までの伝熱計算)

記号	項目	対象		単位
$Q_{11}$	伝熱量	ノード 11	炉心槽外表面	W
$Q_{10}$		ノード 10	炉心槽内表面	W
$Q_9$		ノード 9	中性子しゃへい体領域外表面	W
$Ar_9$	面積	ノード 9	中性子しゃへい体領域外表面	m <sup>2</sup>
$r_{12}$	半径	ノード 12	原子炉容器内表面	m
$r_{11}$		ノード 11	炉心槽外表面	m
$r_{10}$		ノード 10	炉心槽内表面	m
$L_{11}$	高さ	領域 11	中間胴冷却材領域	m
$L_{10}$		領域 10	炉心槽構造材領域	m
$L_9$		領域 9	炉心槽冷却材領域	m
$\lambda_{11}$	熱伝導率	領域 11	中間胴冷却材領域	W/(m·K)
$\lambda_{10}$		領域 10	炉心槽構造材領域	W/(m·K)
$\lambda_9$		領域 9	炉心槽冷却材領域	W/(m·K)

第 1-5 表 入力変数のリスト (領域 5 から領域 8 までの伝熱計算)

記号	項目	対象		単位
$Q_8$	伝熱量	ノード 8	ブランケット領域外表面	W
$Q_7$		ノード 7	外側炉心領域外表面	W
$Q_6$		ノード 6	内側炉心領域外表面	W
$Q_5$		ノード 5	燃料被ふく管外表面	W
$Ar_8$	面積	ノード 8	ブランケット領域外表面	m <sup>2</sup>
$Ar_7$		ノード 7	外側炉心領域外表面	m <sup>2</sup>
$Ar_6$		ノード 6	内側炉心領域外表面	m <sup>2</sup>
$r_5$	半径	ノード 5	燃料被ふく管外表面	m
$W_8$	領域の発熱密度	領域 8	中性子しゃへい体領域	W/m <sup>3</sup>
$W_7$		領域 7	ブランケット領域	W/m <sup>3</sup>
$W_6$		領域 6	外側炉心領域	W/m <sup>3</sup>
$W_5$		領域 5	内側炉心領域	W/m <sup>3</sup>
$L_8$	高さ	領域 8	中性子しゃへい体領域	m
$L_7$		領域 7	ブランケット領域	m
$L_6$		領域 6	外側炉心領域	m
$L_5$		領域 5	内側炉心領域	m

(つづき)

記号	項目	対象		単位
$\lambda_{fuel,7}$	燃料ペレットの熱伝導率	領域 7	ブランケット領域	W/(m·K)
$\lambda_{fuel,6}$		領域 6	外側炉心領域	W/(m·K)
$\lambda_{fuel,5}$		領域 5	内側炉心領域	W/(m·K)
$\lambda_{sus,7}$	SUS316 鋼の熱伝導率	領域 7	ブランケット領域	W/(m·K)
$\lambda_{sus,6}$		領域 6	外側炉心領域	W/(m·K)
$\lambda_{sus,5}$		領域 5	内側炉心領域	W/(m·K)
$\lambda_{na,7}$	ナトリウムの熱伝導率	領域 7	ブランケット領域	W/(m·K)
$\lambda_{na,6}$		領域 6	外側炉心領域	W/(m·K)
$\lambda_{na,5}$		領域 5	内側炉心領域	W/(m·K)
$\lambda_{gap,7}$	ギャップの熱伝導率	領域 7	ブランケット領域	W/(m·K)
$\lambda_{gap,6}$		領域 6	外側炉心領域	W/(m·K)
$\lambda_{gap,5}$		領域 5	内側炉心領域	W/(m·K)
$Asa$	集合体 1 体当たりの断面積			m <sup>2</sup>
$Asa_{fuel,7}$	集合体 1 体における燃料ペレットの断面積	領域 7	ブランケット領域	m <sup>2</sup>
$Asa_{fuel,6}$		領域 6	外側炉心領域	m <sup>2</sup>
$Asa_{fuel,5}$		領域 5	内側炉心領域	m <sup>2</sup>
$Asa_{sus,7}$	集合体 1 体における SUS316 鋼の断面積	領域 7	ブランケット領域	m <sup>2</sup>
$Asa_{sus,6}$		領域 6	外側炉心領域	m <sup>2</sup>
$Asa_{sus,5}$		領域 5	内側炉心領域	m <sup>2</sup>
$Asa_{na,7}$	集合体 1 体における ナトリウムの断面積	領域 7	ブランケット領域	m <sup>2</sup>
$Asa_{na,6}$		領域 6	外側炉心領域	m <sup>2</sup>
$Asa_{na,5}$		領域 5	内側炉心領域	m <sup>2</sup>

(つづき)

記号	項目	対象		単位
$Asa_{gap,7}$	集合体 1 体における ギャップの断面積	領域 7	ブランケット領域	m <sup>2</sup>
$Asa_{gap,6}$		領域 6	外側炉心領域	m <sup>2</sup>
$Asa_{gap,5}$		領域 5	内側炉心領域	m <sup>2</sup>
$\lambda_8$	熱伝導率	領域 8	中性子しゃへい体領域	W/(m·K)

第 1-6 表 入力変数のリスト (領域 3 から領域 4 までの伝熱計算)

記号	項目	対象		単位
$Q_4$	伝熱量	ノード 4	燃料被ふく管肉厚中心	W
$Q_3$		ノード 3	燃料被ふく管内表面	W
$r_4$	半径	ノード 4	燃料被ふく管肉厚中心	m
$r_3$		ノード 3	燃料被ふく管内表面	m
$L_4$	高さ	領域 4	燃料被ふく管外側領域	m
$L_3$		領域 3	燃料被ふく管内側領域	m
$\lambda_4$	熱伝導率	領域 4	燃料被ふく管外側領域	W/(m·K)
$\lambda_3$		領域 3	燃料被ふく管内側領域	W/(m·K)

第 1-7 表 入力変数のリスト (領域 2 の伝熱計算)

記号	項目	対象		単位
$Q_2$	伝熱量	ノード 2	燃料ペレット外表面	W
$r_3$	半径	ノード 3	燃料被ふく管内表面	m
$L_2$	高さ	領域 2	燃料被ふく管・燃料ペレット間のギャップ領域	m
$h_2$	熱伝達率	領域 2	燃料被ふく管・燃料ペレット間のギャップ領域	W/(m <sup>2</sup> ·K)

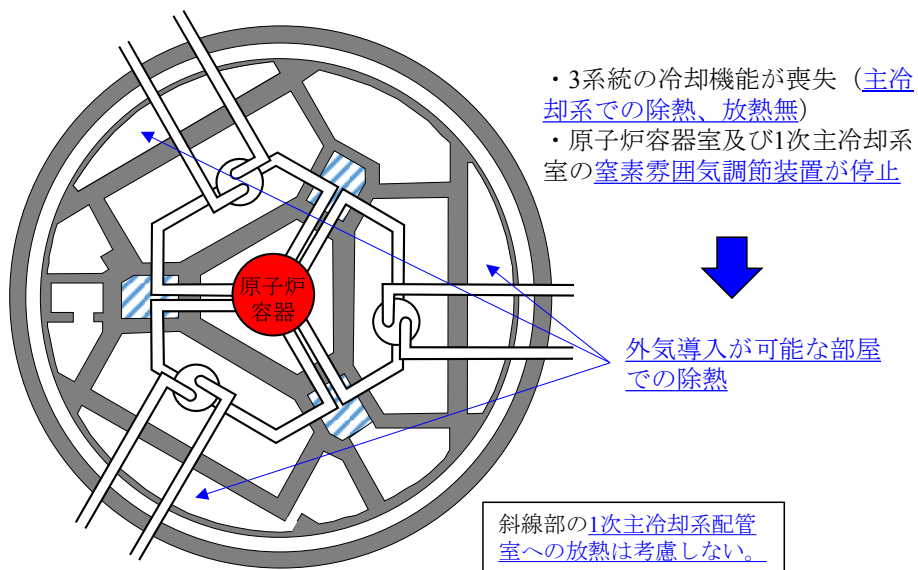
第 1-8 表 入力変数のリスト (領域 1 の伝熱計算)

記号	項目	対象		単位
$W_1$	領域の発熱密度	領域 1	燃料ペレット領域	W/m <sup>3</sup>
$r_2$	半径	ノード 2	燃料ペレット外表面	m
$\lambda_1$	熱伝導率	領域 1	燃料ペレット領域	W/(m·K)

第 1-9 表 計算結果

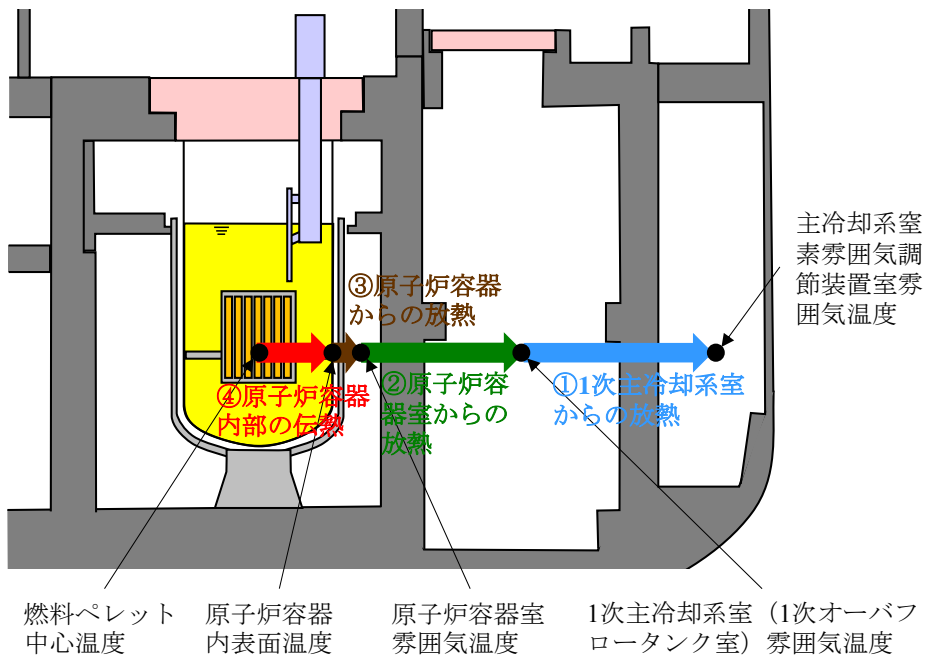
記号	項目	対象		単位	数値（小数点以下 四捨五入）
$T_{14}$	温度	ノード 14	1 次主冷却系室雰囲気	℃	55
$T_{13}$		ノード 13	原子炉容器室雰囲気	℃	91
$T_{12}$		ノード 12	原子炉容器内表面	℃	129
$T_{11}$		ノード 11	炉心槽外表面	℃	140
$T_{10}$		ノード 10	炉心槽内表面	℃	143
$T_9$		ノード 9	中性子しゃへい体領域 外表面	℃	147
$T_8$		ノード 8	ブランケット領域外表面	℃	179
$T_7$		ノード 7	外側炉心領域外表面	℃	195
$T_6$		ノード 6	内側炉心領域外表面	℃	206
$T_5$		ノード 5	燃料被ふく管外表面	℃	218
$T_4$		ノード 4	燃料被ふく管肉厚中心	℃	218
$T_3$		ノード 3	燃料被ふく管内表面	℃	218
$T_2$		ノード 2	燃料ペレット外表面	℃	219
$T_1$		ノード 1	燃料ペレット中心	℃	219



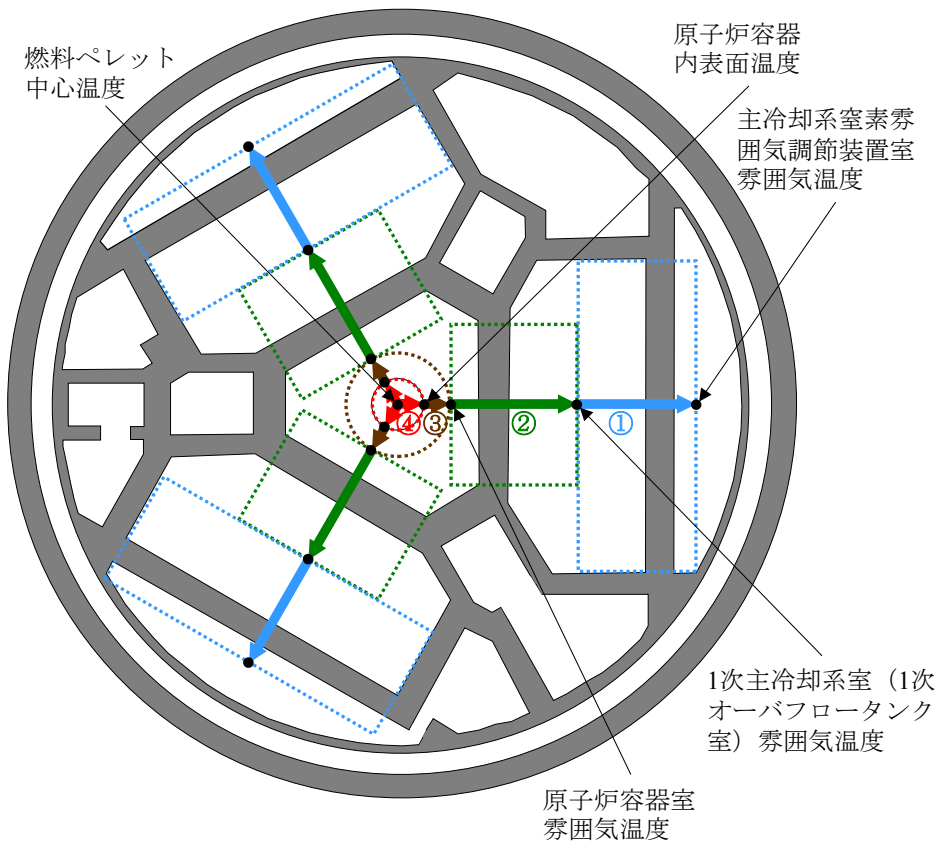


第 1-1 図 評価想定

保守的な評価を行うため、上下の放熱は無視する

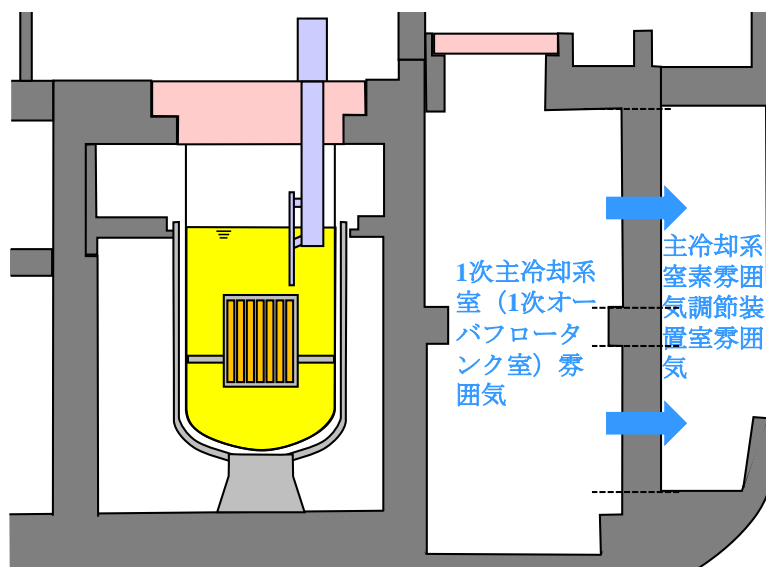


(i) 鉛直断面

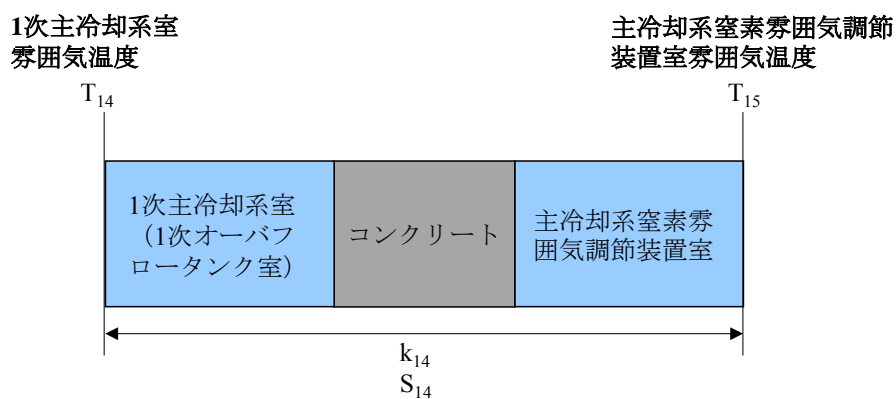


(ii) 水平断面

第 1-2 図 計算手順の概略図

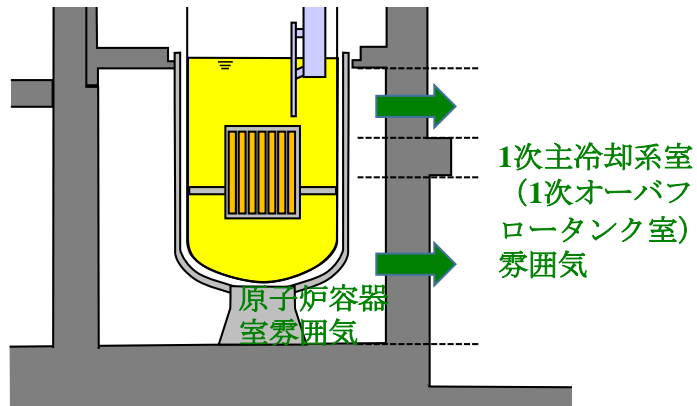


( i ) モデル範囲

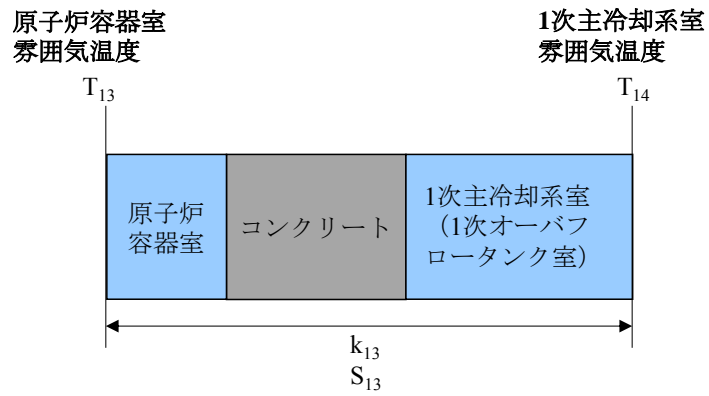


( ii ) 概要図

第 1-3 図 1 次主冷却系室からの放熱モデル

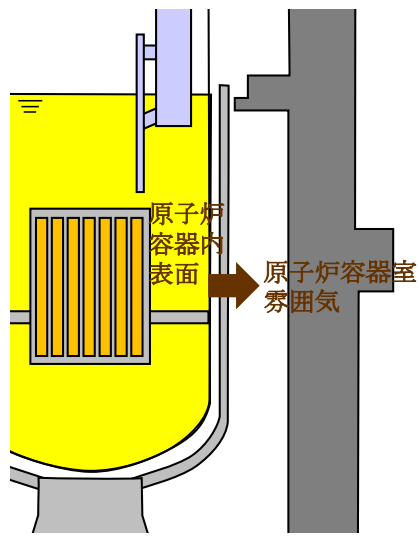


( i ) モデル範囲

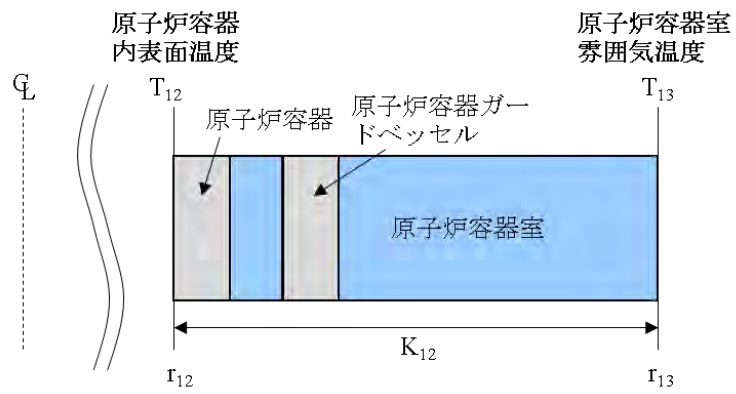


( ii ) 概要図

第 1-4 図 原子炉容器室からの放熱モデル

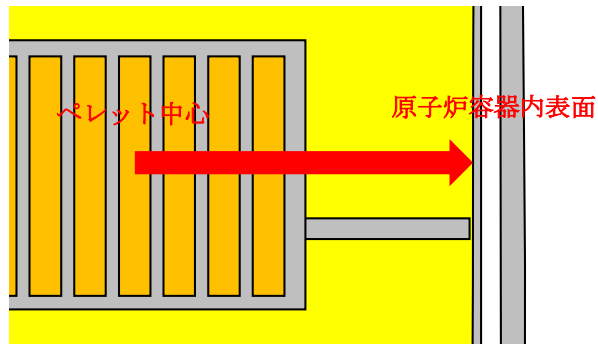


( i ) モデル範囲

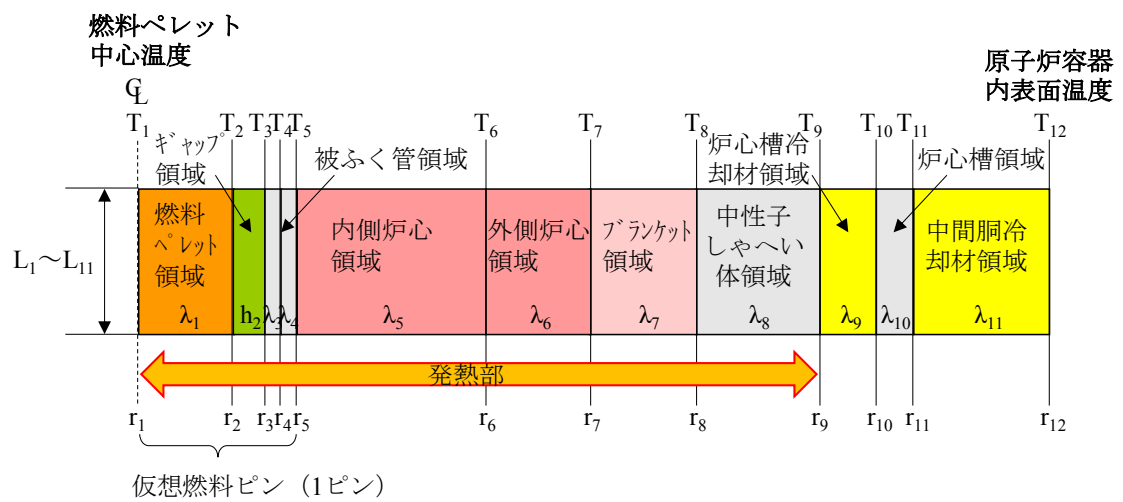


( ii ) 概要図

第 1-5 図 原子炉容器からの放熱モデル

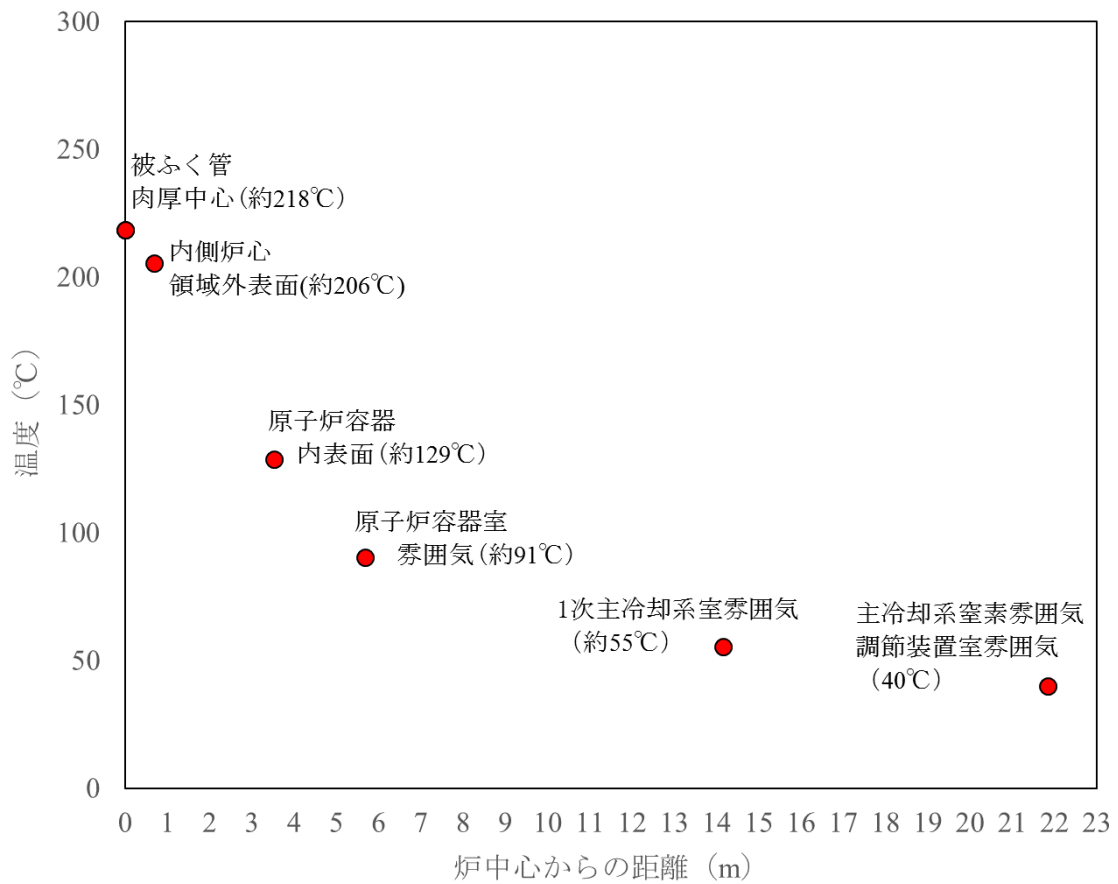


(i) モデル範囲



(ii) 概要図

第 1-6 図 原子炉容器内部の熱伝導モデル



第 1-7 図 計算結果 (燃料被ふく管肉厚中心～外気の導入が可能な部屋)





燃料体取出しができない状況に至った場合の対応

1. はじめに

模擬燃料体の部分装荷(以下「部分装荷」という)では、燃料体の未装荷箇所空間が増え、燃料体同士が互いに支え合う数が6体から3体に減る状況となる。この影響に対する評価を実施し、燃料交換装置の燃料取出し機能に影響を与えないこと、地震発生時においても燃料体の健全性が確保されることを確認した。本資料は、この影響評価とは別の視点から、燃料体の取扱いができなくなった状況を想定し、その対応方策を整理したものである。

2. 炉容器内における燃料体の取扱い概要

原子炉容器に据付けられる燃料交換装置(図1参照)は炉容器内において燃料体等を取扱う機器であり、もんじゅの場合、「単回転プラグ/パンタグラフ型/固定アーム式」で炉内燃料体の移送を行う。これは回転プラグの回転と、その中心に対して偏心して据付けた燃料交換装置本体から張り出した腕の回転により、腕の先に設けた燃料体等をつかむためのグリッパを、炉内の任意の場所に位置決めする方式である(図2参照)。燃料交換装置は、燃料体の挿入、引抜き機能、燃料体を引抜く際に周囲の燃料が浮き上がることを防止するホールドダウン機能、およびグリッパ先端が燃料体の頂部に到達したことを感知する感知機能等を有す。

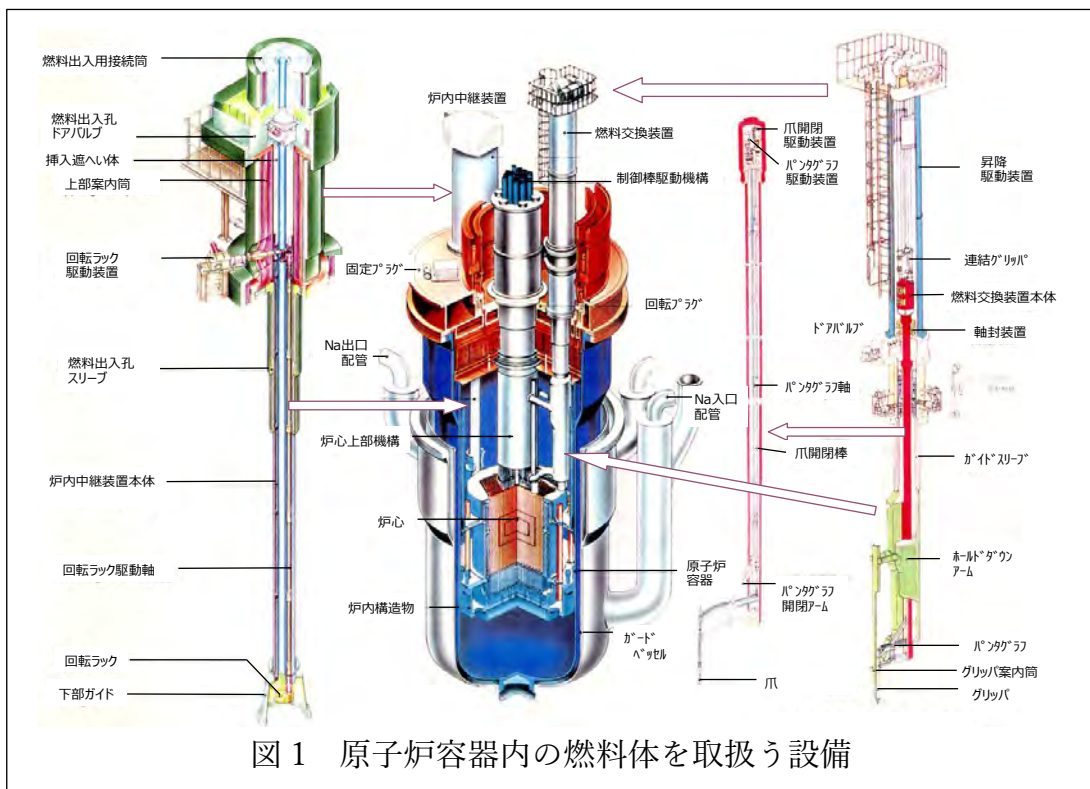


図1 原子炉容器内の燃料体を取扱う設備

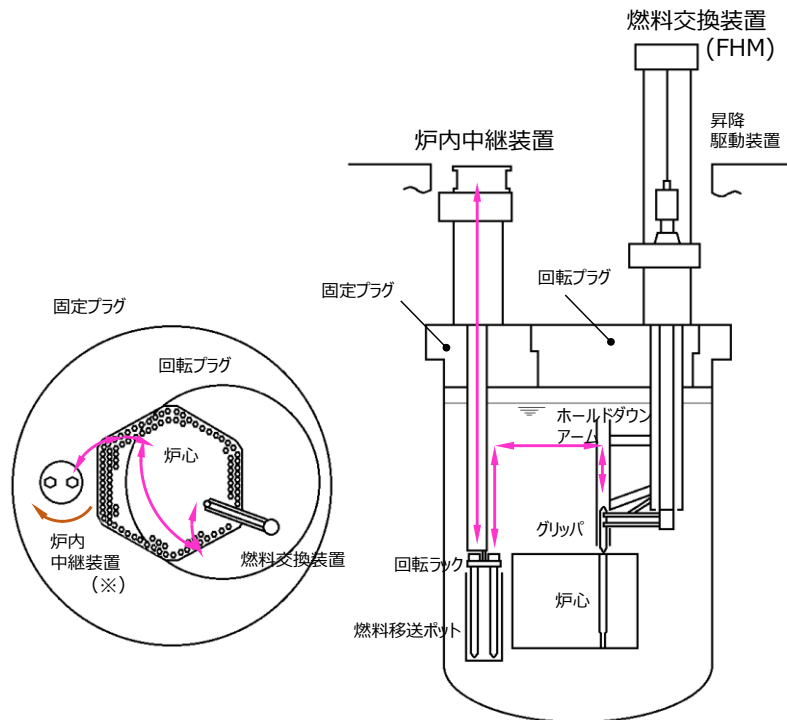


図2 燃料交換時の動作概要

炉心から燃料体を取り出す際の動きは以下となる。

- ① 回転プラグの回転及び燃料交換装置ホルドダウンアームの旋回によりグリッパを目標位置へ移動
- ② グリッパを下降、燃料体頂部と接続し、燃料体を炉心から引抜き
- ③ 回転プラグの回転及び燃料交換装置ホルドダウンアームの旋回により、燃料体を炉内中継装置燃料移送ポット上部へ移動
- ④ 燃料体を下降し燃料移送ポット内へ収納、グリッパを切離し
- ⑤ 炉内中継装置回転ラックを回転
- ⑥ 燃料出入機のグリッパを下降、燃料体頂部と接続し燃料体を取り出し

取出した燃料体は、燃料出入機により炉外燃料貯蔵槽(EVST)へ移送される。全装荷段階では、取出した燃料体の後に模擬燃料体を装荷するため、装荷用の模擬燃料体を EVST から原子炉容器へ移送する。しかし、部分装荷段階になると、原子炉容器内の燃料体を取り出すだけとなることから、EVST から原子炉容器への模擬燃料体移送は行わない。

### 3. 燃料交換装置故障時の対応

燃料交換装置に対しては、設計当初より故障を想定しており、対応方策が検討さ

れている。復旧に時間がかかる故障として、①パンタグラフアームの収納不能、②燃料体の切り離し不能、③燃料交換装置本体の昇降不能、④ホールドダウンアームの動作不能を想定しており、燃料交換装置は、これら故障時への対応が可能な設計となっている。リスクマネジメントとして整理した燃料交換装置故障時対応フローとその説明図を参考図 1～参考図 4 に示す。

燃料体の部分装荷によって、燃料交換装置に故障が発生するような事態に至っても、設計時に想定した範囲の故障であれば、燃料交換装置の復旧対応は可能である。

#### 4. 燃料体取出し不能時への対応

部分装荷によって想定しえない事象が発生し、燃料体が取り扱えない事態、即ち、燃料体の取出しができない事態が発生した場合の対応について検討する。このような想定を超えた状況であれば、補修・復旧方法を検討して、補修・復旧計画を策定してからの対応となる。復旧までの基本フローを左下図 3 に示す。

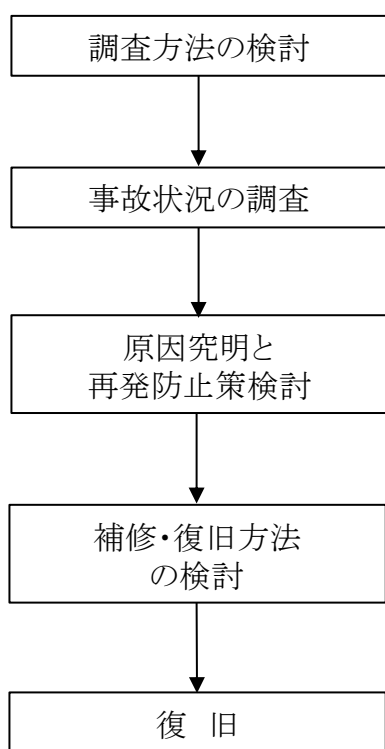


図3 復旧までの基本フロー

廃止措置段階のもんじゅにおいては、使用済み燃料体が保有する崩壊熱は最大でも 205W である。燃料体がナトリウム中に浸漬されていれば、冷却系の循環運転を行わなくても、燃料体の冷却は可能であり、燃料被覆管の中心温度は被覆管の制限温度 675℃を下回る。従って、原子炉容器内の液面を、燃料体頂部よりも低く下げて、燃料体の状況を観察することが可能な状況である。

このため、想定を超えるような事態が発生した場合は、燃料交換装置の記録等から内部状況を推定するだけでなく、炉上部に配置されている検査孔あるいは予備孔を利用して観察装置を挿入し、液面を下げ内部状況を確認する。炉内観察時のイメージを次頁図 4 に示す。

燃料体取出し不能事態発生時は炉内の状況を把握した上で、補修・復旧計画を検討し、必要な燃料体回収装置の設計を行い

製作する。なお、装置を実機へ適用する前には、モックアップ試験にて機能確認、取扱訓練を実施する。

もんじゅでは、燃料交換装置が故障した場合、回転プラグ上の長円形プラグを燃料交換装置のホールドダウンアームごと引き抜くことを想定している。このような対応を行えば、回転プラグに比較的大きな開口(約 1m × 3m)が形成され、炉内へのアクセスルートが確保される(ホールドダウンアーム据付時の状況は参考図 5 参照)。

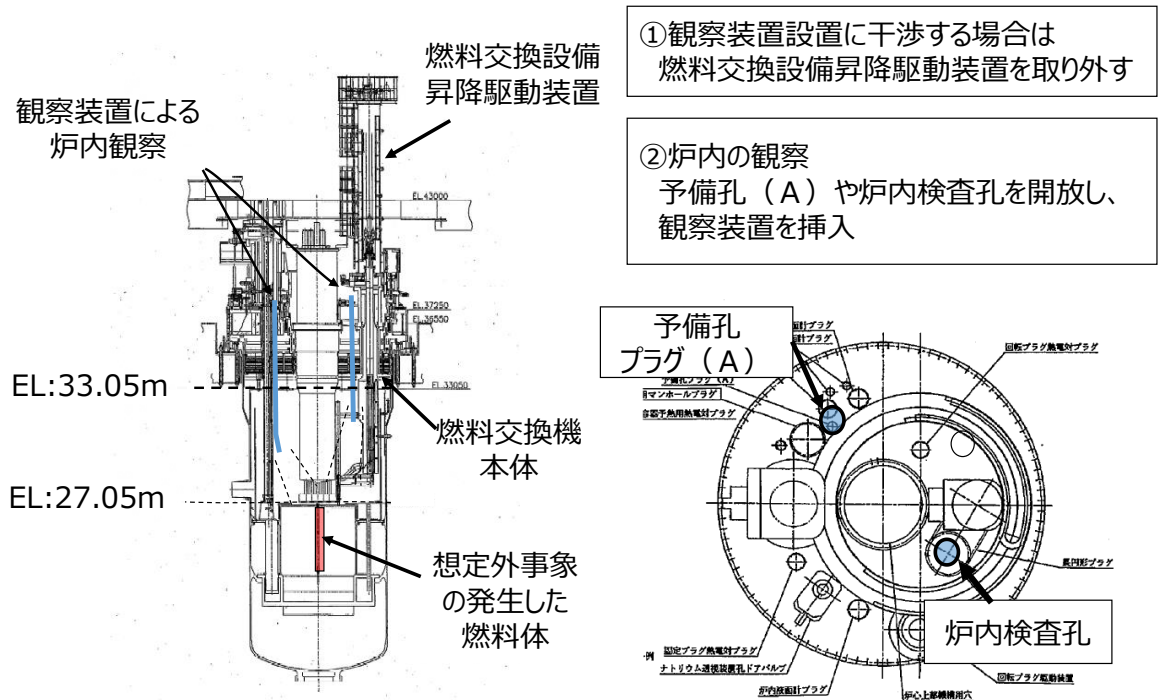


図 4 炉内観察のイメージ

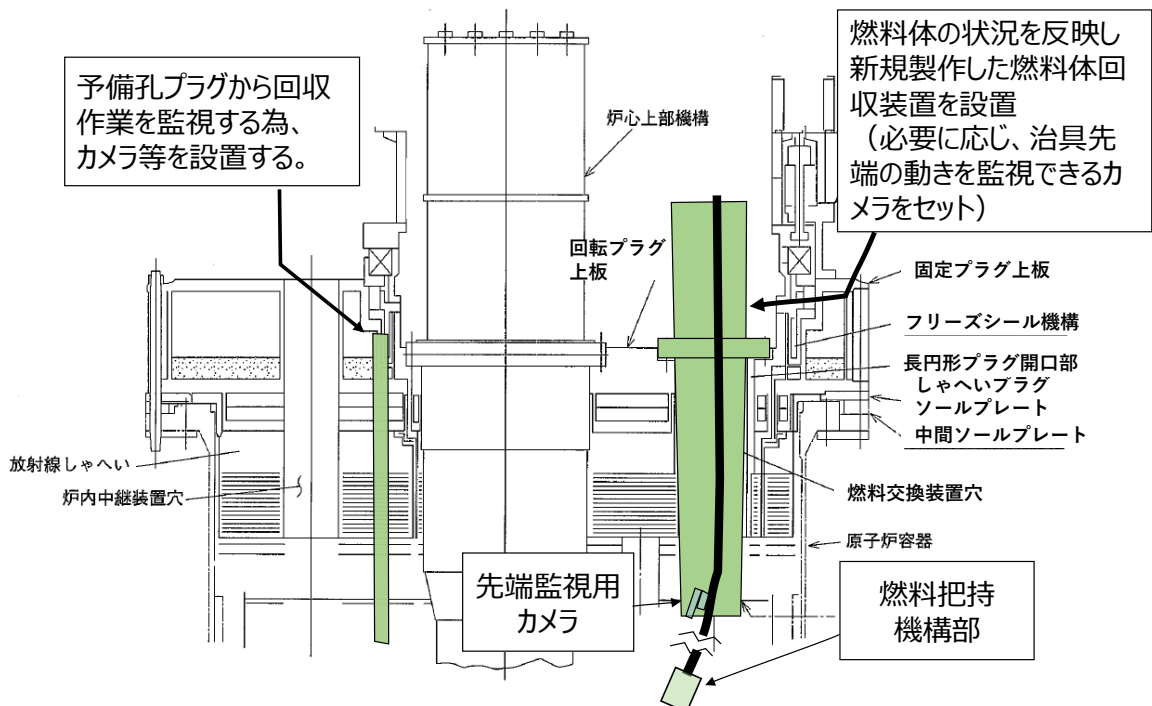


図 5 燃料体回収装置設置イメージ

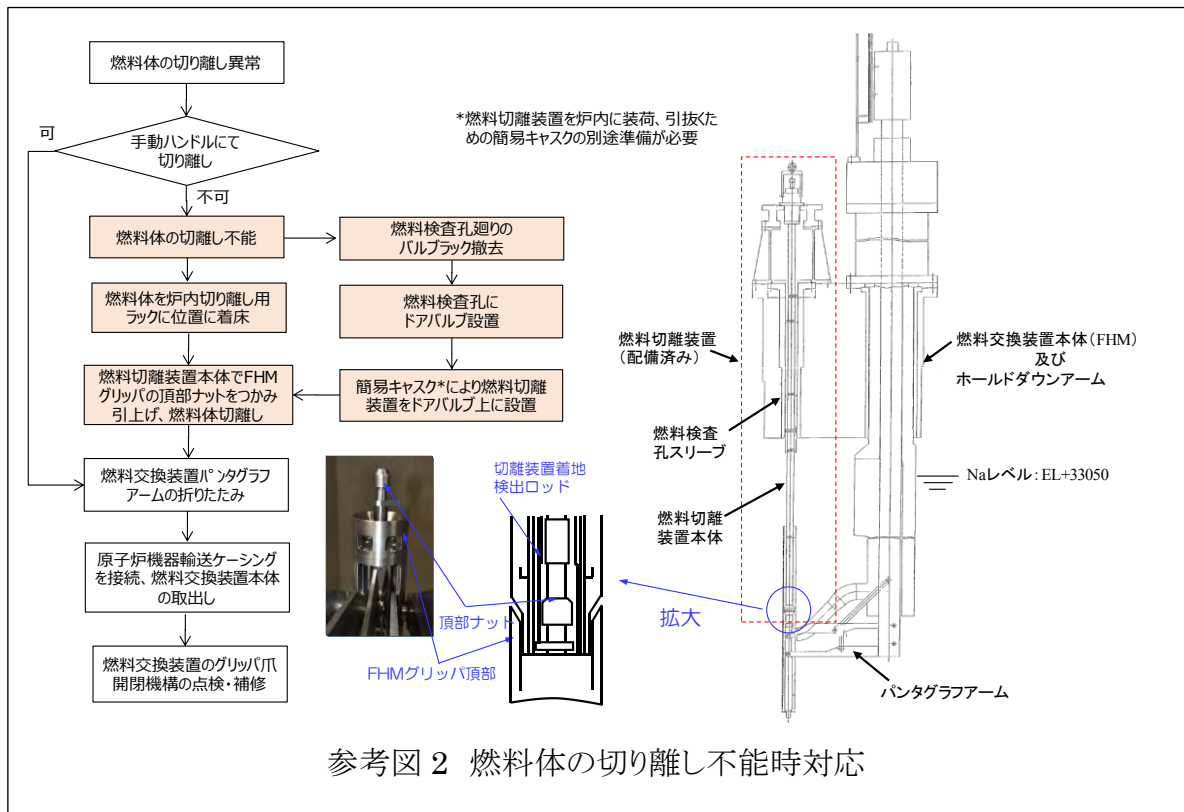
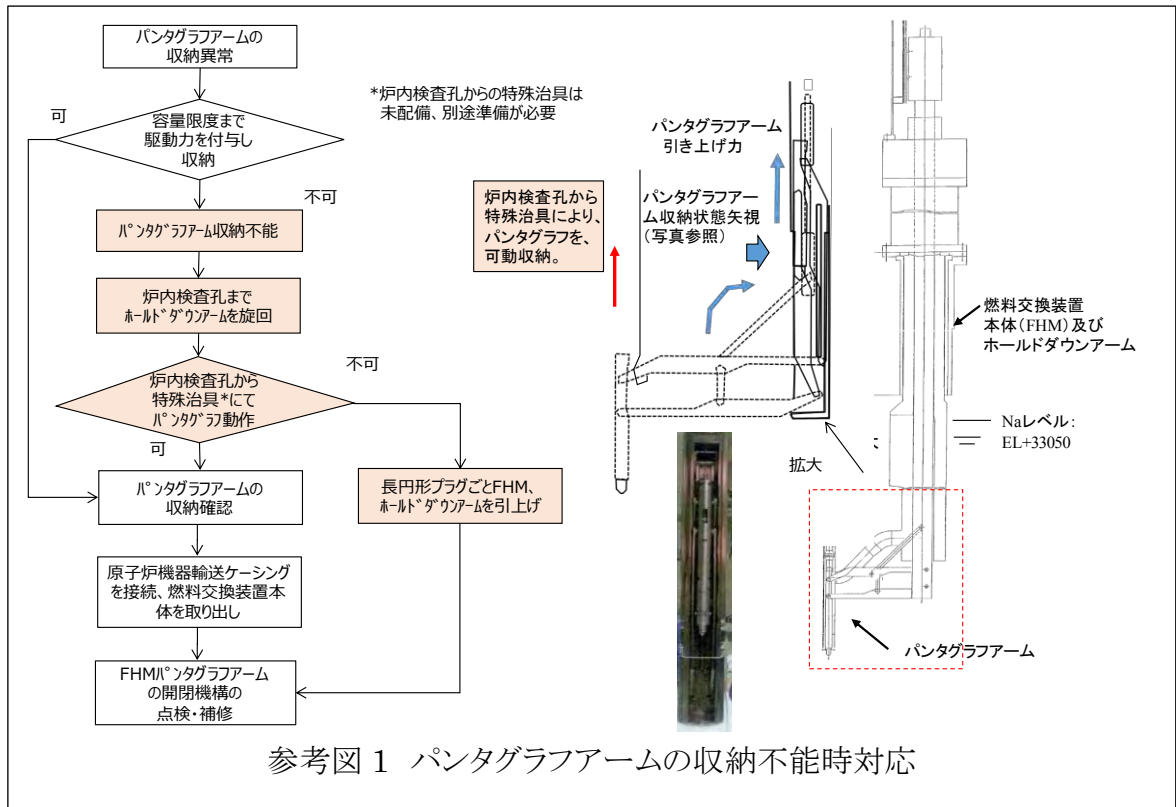
このような開口部が確保されれば、炉上部に回収用の装置を設置し、取出し不能となった燃料体を取り出すことが可能となる。前ページ図 5 に、燃料体を回収するための装置を炉上部に設置したイメージを示す。

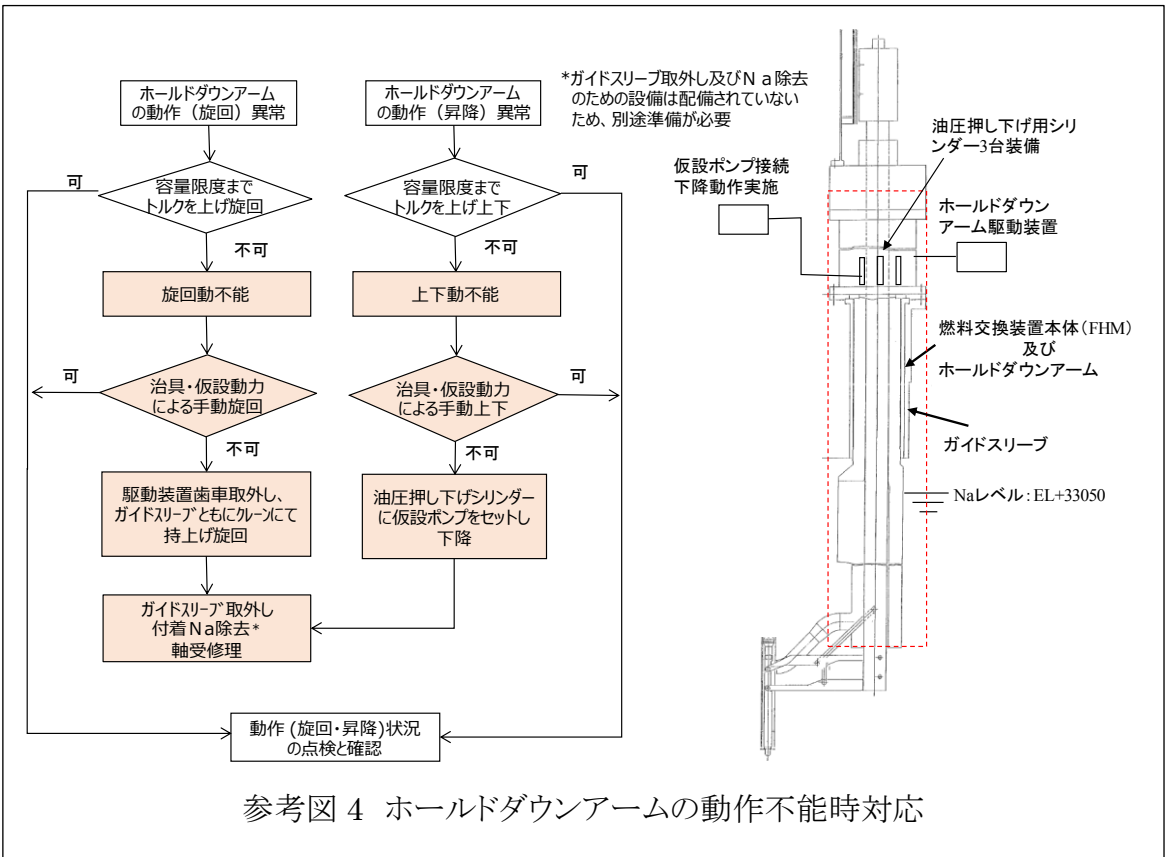
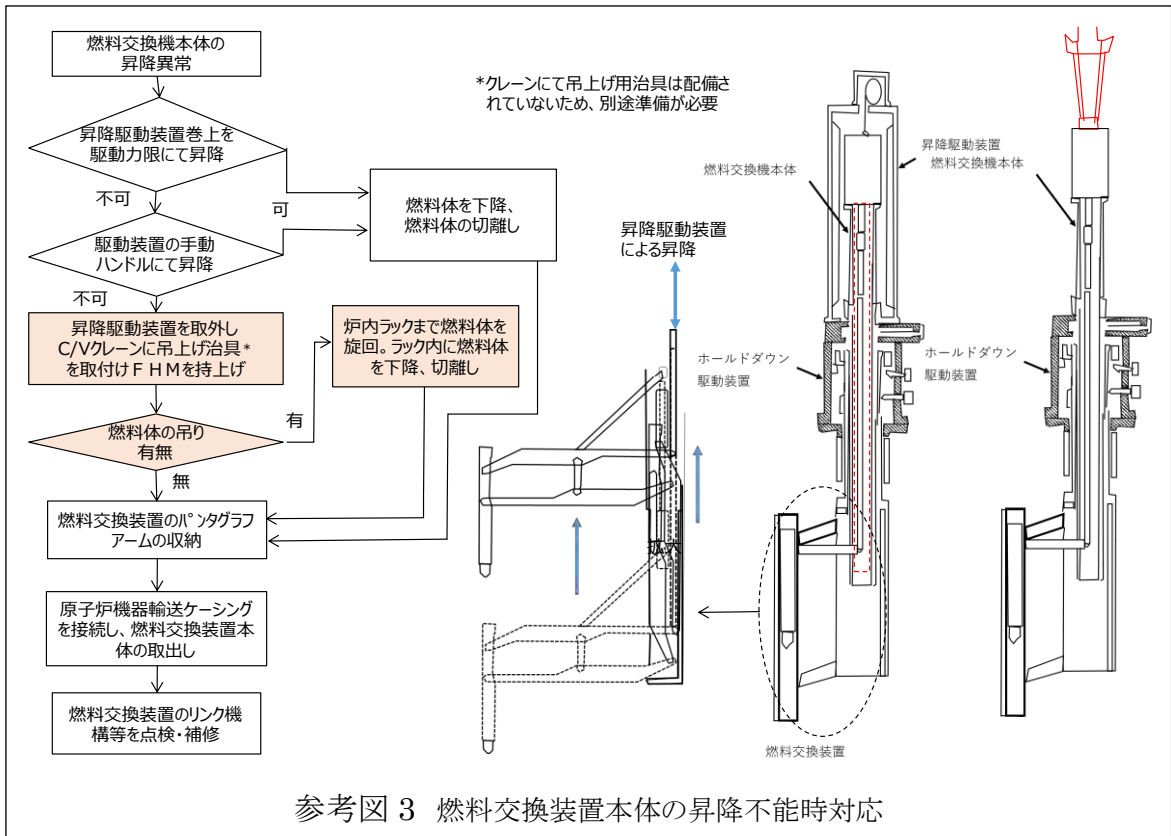
## 5. まとめ

燃料体の取出しができない事象として、燃料交換装置の故障と、燃料交換装置では燃料が取扱えなくなる事象が想定される。いずれの場合においても、時間はかかるものの、燃料交換装置の故障への対応、または燃料体の取出しへの対応が技術的に可能であることを確認した。

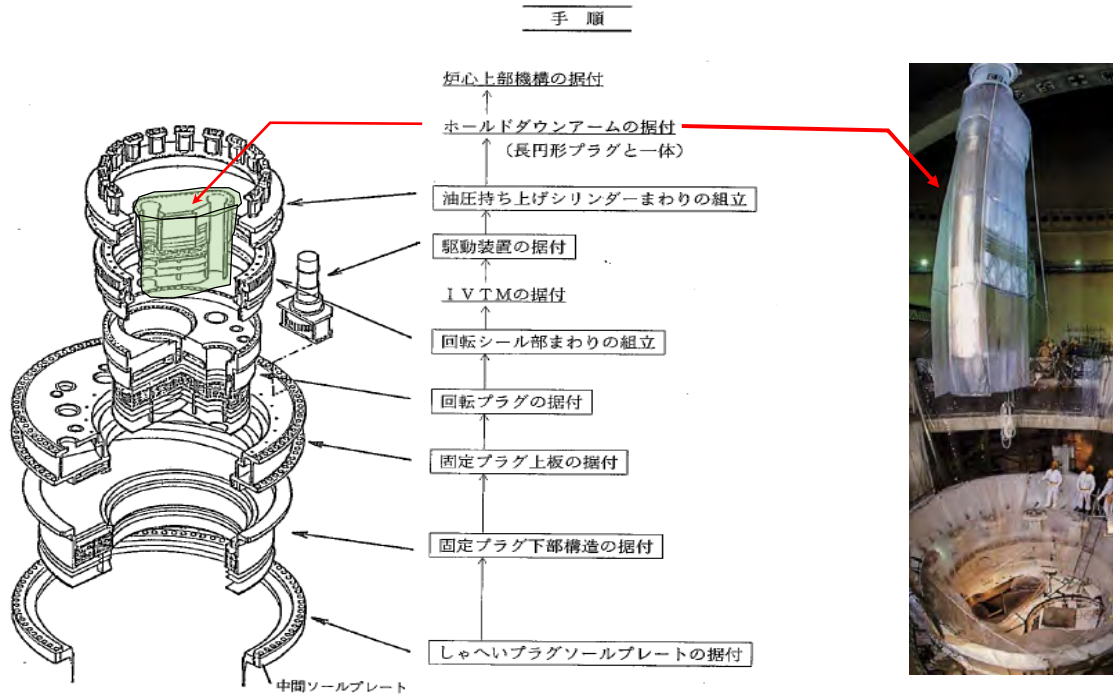
## 添付資料

- 参考図 1 パンタグラフアームの収納不能時対応
- 参考図 2 燃料体の切り離し不能時対応
- 参考図 3 燃料交換装置本体の昇降不能時対応
- 参考図 4 ホールドダウンアームの動作不能時対応
- 参考図 5 建設時のホールドダウンアーム据付状況





建設当時、下図の通りの手順で遮へいプラグの据付を実施  
 据付時と逆に、長円形プラグとホールドダウンアームを、一体で引抜くことで、炉内  
 へのアクセス経路の確保が可能



参考図 5 建設時のホールドダウンアーム据付状況