

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 1)

令和元年 12 月 9 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。この評価結果が部分装荷とすることで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。これによって燃料取扱設備の燃料取出し機能に影響を与えるか否か、燃料取扱設備の操作性に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、これによる冷却機能への影響及び循環流量が変化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、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) 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。

(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。

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 218°C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) 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. まとめ

部分装荷とすることの影響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重要であり、いずれも、原子炉施設の安全性が確保され、燃料体の取出しに支障がないことを確認した。

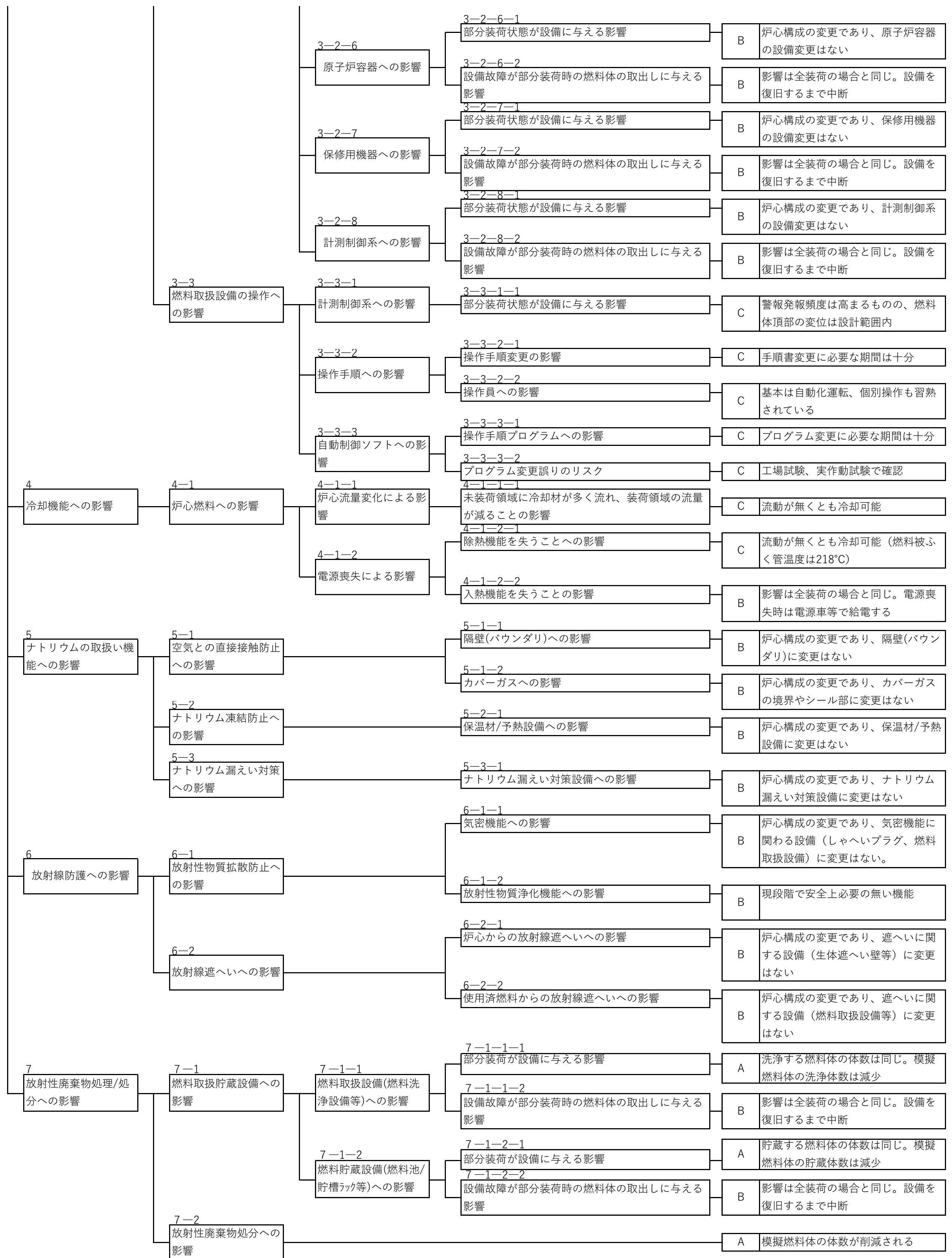
以上

表1-1 部分装荷による影響評価一覧

				【影響】			
模擬燃料体の部分装荷	1 安全性への影響	1-1 事故評価への影響	1-1-1 燃料取扱事故	1-1-1-1 部分装荷状態が既評価へ与える影響	B	既認可の評価に包含される	
				1-1-1-2 部分装荷時における燃料取扱事故対応への影響	B	燃料を取扱う設備に変更はなく、対応は全装荷の場合と同じ	
			1-1-2 Na漏えい事故	1-1-2-1 部分装荷状態が既評価へ与える影響	B	既認可の評価に包含される	
				1-1-2-2 部分装荷時におけるNa漏えい事故対応への影響	B	原子炉容器、1次主冷却設備に変更はなく、対応は全装荷の場合と同じ	
			1-1-3 Arガス漏えい事故	1-1-3-1 部分装荷状態が既評価へ与える影響	B	既認可の評価（燃料取扱事故）に包含される	
		1-1-3-2 部分装荷時におけるArガス漏えい事故対応への影響		B	Arガス系の設備に変更はなく、対応は全装荷の場合と同じ		
		1-1-4 臨界事故	1-1-4-1 部分装荷状態が既評価へ与える影響	B	残存する燃料体では臨界とならない		
			1-1-4-2 部分装荷時における臨界事故対応への影響	B	炉心燃料132体が取出されており、臨界事故は発生しない		
		1-1-5 冷却系機能喪失事故	1-1-5-1 部分装荷状態が既評価へ与える影響	B	既認可の評価に包含される		
			1-1-5-2 部分装荷時における冷却系機能喪失事故対応への影響	B	部分装荷の方が冷却性が良い。対応は全装荷の場合と同じ		
	1-2 災害評価への影響	1-2-1 地震	1-2-1-1 部分装荷状態が既評価へ与える影響	C	現段階では制御棒挿入機能は不要。ラッパ管の健全性を評価し、燃料体が大きく変形しないことを確認。原子炉容器、しゃへいプラグ等に変更なく、放射性物質が系外へ直接放出されない		
			1-2-1-2 部分装荷時における地震時の燃料体の取出しへの影響	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		
			1-2-2 津波/竜巻/火山噴火	1-2-2-1 部分装荷状態が既評価へ与える影響	B	建物、電源設備に変更無し。炉心冷却は現段階で安全上必要無い	
		1-2-2-2 部分装荷時における津波/竜巻/火山噴火時の燃料体の取出しへの影響		B	対応は全装荷の場合と同じ。燃料体の取出しは中断し、安全を確認する		
		1-2-3 火災/内部溢水	1-2-3-1 部分装荷状態が既評価へ与える影響	B	建物、各設備に変更無し。炉心冷却は現段階で安全上必要無い		
			1-2-3-2 部分装荷時における火災/内部溢水時の燃料体の取出しへの影響	B	対応は全装荷の場合と同じ。燃料体の取出しは中断し、安全を確認		
		2 大規模損壊対応への影響			B	影響緩和措置であり、対応が変わることは無い	
		3 燃料取出し機能への影響	3-1 炉心体系が変わることの影響	3-1-1 未装荷箇所の空間が増えることの影響	3-1-1-1 隣接燃料体からの拘束面が減る影響	C	ラッパ管の健全性を評価し、燃料体が大きく変形しないことを確認
					3-1-1-2 燃料体周囲の隙間が増大する影響	C	ラッパ管の健全性を評価し、燃料体が大きく変形しないことを確認
					3-1-1-3 流量が変化する影響	C	燃料交換時の流量と同じ。1次主循環ポンプの運転に支障の無い範囲
3-1-2 地震時に跳び上がることの影響	3-1-2-1 他機器と干渉する可能性			B	跳び上がり量を評価。最大でも20mm程度であり、燃料交換装置や炉心上部機構に接触しない		
	3-1-2-2 燃料体頂部変位が大きくなる可能性			B	跳び上がり量を評価。最大でも20mm程度であり、燃料体はラッパ管のパッド部や連結管で拘束され、変位は制限される		
	3-1-2-3 炉心支持板への衝突による影響			B	ラッパ管、被ふく管共に座屈しない		
3-2 燃料取扱設備への影響	3-2-1 燃料交換装置への影響		3-2-1-1 部分装荷状態が装置に与える影響	C	燃料体頂部の変位は設計範囲内であり、燃料体の取り出しは可能		
			3-2-1-2 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。設備を復旧するまで中断		
	3-2-2 炉内中継装置への影響		3-2-2-1 部分装荷状態が装置に与える影響	B	模擬燃料体を炉心に装荷しない。「空ポット移送」と同じ工程		
			3-2-2-2 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。設備を復旧するまで中断		
	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。設備を復旧するまで中断				
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。設備を復旧するまで中断			
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。設備を復旧するまで中断				

【凡例】
A:全装荷の場合に比べ部分装荷とした場合の方が安全側、メリットがある
B:影響は全装荷の場合と同じ
C:影響する恐れがあり、確認・評価が必要

表1-1 部分装荷による影響評価一覧



【凡例】
 A:全装荷の場合に比べ部分装荷とした場合の方が安全側、メリットがある
 B:影響は全装荷の場合と同じ
 C:影響する恐れがあり、確認・評価が必要

表1-2 事故評価への影響

1	安全性への影響	1-1	事故評価への影響		
		1-1-1	燃料取扱事故	1-1-1-1-1	部分装荷状態が既評価へ与える影響
				1-1-1-1-2	部分装荷時における燃料取扱い事故対応への影響
		1-1-2	Na漏えい事故	1-1-2-1	部分装荷状態が既評価へ与える影響
				1-1-2-2	部分装荷時におけるNa漏えい事故対応への影響
		1-1-3	Arガス漏えい事故	1-1-3-1	部分装荷状態が既評価へ与える影響
				1-1-3-2	部分装荷時におけるArガス漏えい事故対応への影響
		1-1-4	臨界事故	1-1-4-1	部分装荷状態が既評価へ与える影響
				1-1-4-2	部分装荷時における臨界事故対応への影響

既認可では、燃料体が容器外に出る燃料池において燃料体1体が損傷する事故を評価。炉内燃料体の取出しでは燃料体を容器内で取扱うため、事故発生時に放射性物質を直接雰囲気中に放出せず、既認可の事故想定は保守的な設定。また、全燃料体が内包する放射性ガスが放出される現実的には生じ得ない事態の評価も実施済み。部分装荷状態では炉内に残る燃料体数は全数より少ないため、既認可の放射性ガス放出量は最大となる想定。事故想定が部分装荷時の事故状態を上回っており、部分装荷は既評価に影響を与えない。
全装荷状態、部分装荷状態、いずれも燃料体の取扱いは気密性を有する容器内で実施。事故評価時の放射性物質閉込めの境界条件が変わらず、部分装荷時と全装荷時で事故評価に差はない。なお、事故が発生すれば、いずれの場合も燃料取出し作業は中断する。
既認可では、1次冷却材漏えい事故として1次冷却材が全量放出された事態を想定し、冷却材中の放射化Naによる周辺公衆に与える放射線被ばくリスクを評価。燃料体は直接Na漏えいと関係しないため、炉心燃料の部分装荷状態がNa漏えい事故評価に影響を与えない。
Na漏えい事故が発生すれば、全装荷、部分装荷に関わらず燃料取出し作業は中断し、その対応は同じ。なお、原子炉容器、1次主冷却設備に変更はなく、Na漏えい事故後も原子炉容器内のNa液位は、燃料体が漬かる液位が確保され、燃料被ふく管の過熱による燃料被ふく管の破損はない。燃料体から放射性物質の放出がなく、Na漏えい事故評価にも影響を与えない。
もんじゅでは燃料破損は起きておらず、かつ、1次Arガス中の放射性ガス濃度も極めて低く、廃止措置計画では事故評価対象としていない。燃料被ふく管に損傷があれば放射性ガスが放出されるが、その評価は燃料取扱事故評価に包含される。
Arガス漏えいが発生すれば、漏えい部位を隔離し、カバーガスへの空気混入を防止する。この対応は全装荷、部分装荷に関わらず同じ。漏えい箇所が復旧するまで燃料取出し作業は中断するが、Arガス系の設備に変更は無く、炉心体系はArガス漏えい要因と設備的に直接関係せず、炉心燃料の部分装荷がArガス漏えいリスクを増やす要因とはならない。
部分装荷を開始する時点において、炉心燃料は132体取出されており、制御棒が全数引抜かれても臨界しない。炉心燃料の未臨界性維持に関して安全な状況。
部分装荷を開始する状態において既に臨界になり得ず、更に燃料体数が減るので、部分装荷状況が進展しても臨界事故は起こりえない。

表1-2 事故評価への影響

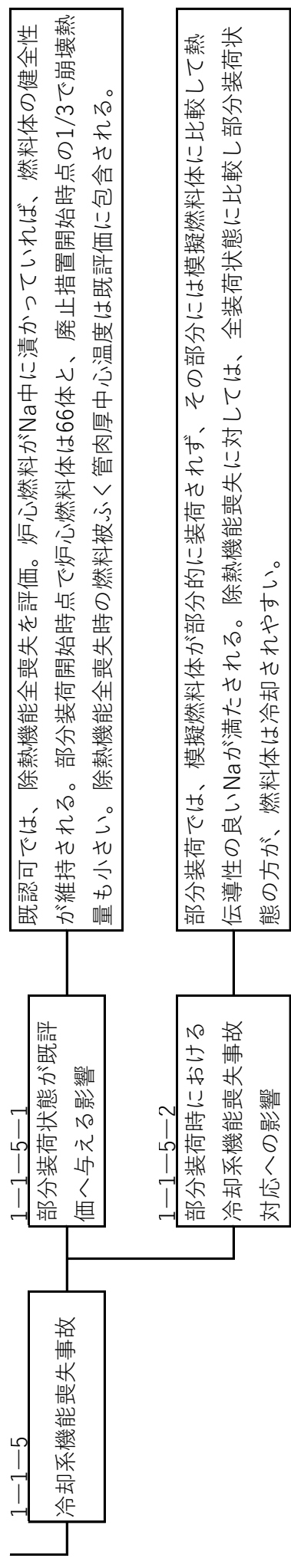


表1-3 災害評価への影響

1	安全性への影響	1-2	災害評価への影響	1-2-1	地震	1-2-1-1	部分装荷状態が既評価へ与える影響	耐震バックチェックでは、地震時の制御棒挿入性と炉心体系の維持(ラッパ管の健全性維持)の評価を実施し機能が維持されることを確認。廃止措置段階では制御棒は挿入されており制御棒の挿入機能は必要なく、既評価に影響を与えない。 燃料体が部分装荷状態の場合、燃料体同士の隙間が全装荷状態に比べ広がる。地震による燃料体の震動状況が全装荷状況と変わり、ラッパ管の健全性評価(炉心体系の維持)に影響を与える可能性がある。3次元群振動解析の結果、ラッパ管の衝突荷重や工ントランスノズル付け根部の曲げに対する健全性は確保されており、炉心体系は維持される。詳細は廃止措置計画変更申請(7月22日申請、11月13日補正 添付書類一別添1.模擬燃料体の部分装荷時の影響評価について)参照。 地震により燃料被ふく管が破損しても、原子炉容器内での破損。パウンダリを構成する機器の耐震性が確認されており放射性物質の系外への直接放出はない。既認可では、燃料池において燃料体全数の破損を想定した評価を実施しており、炉容器内燃料の破損は既評価(周辺公衆の放射線被ばくリスク)に影響を与えない。
						1-2-1-2	部分装荷時における地震時 の燃料体の取出しへの影響	燃料体の部分装荷は炉心構成を変えるだけで、原子炉容器、燃料取扱設備の構造を変えるわけではない。部分装荷で炉内構造物に加わる重量が124体分軽くなるが、炉内構造物に加わる全体重量から見ればわずかであり、原子炉容器の耐震性評価にほとんど影響を与えない。
				1-2-2	津波/竜巻/火山噴火	1-2-2-1	部分装荷状態が既評価へ与える影響	燃料体の部分装荷は炉心構成を変えるだけで、津波/竜巻/火山噴火の影響を受ける、取水口廻りの設備、建物、電源設備に影響を与えない。 既認可で、燃料の冷却機能を喪失した際の、燃料被ふく管の健全性評価を実施済み。このような災害で電源を喪失、冷却系の機能を全喪失してもこの評価は変わらない。なお、燃料取扱設備は、停電時に燃料を落下させない構造を採用しており、燃料体は落下しない。
						1-2-2-2	部分装荷時における津波/ 竜巻/火山噴火時の燃料体 の取出しへの影響	全装荷、部分装荷に関わらず外部の災害が起因として外部電源が喪失すれば、燃料取出し作業は中断し、燃料体の取出し工程が遅延する。このような外部災害では、災害が終息し、施設の安全性が確認されるまで燃料取出し作業は再開しない。
				1-2-3	火災/内部溢水	1-2-3-1	部分装荷状態が既評価へ与える影響	燃料体の部分装荷は炉心構成を変えるだけで、Na火災や内部溢水に関する設備に直接影響を与えない。 燃料池の水抜きは既認可で評価済み。
						1-2-3-2	部分装荷時における火災/ 内部溢水時の燃料体の取出 しへの影響	全装荷、部分装荷に関わらず火災や内部溢水が原因で停電となれば、燃料取出し作業は中断、燃料体の取出し工程が遅延する。 既認可で、燃料の冷却機能を喪失した際の、燃料被ふく管の健全性評価を実施済み。火災や内部溢水で電源を喪失、冷却系の機能を全喪失してもこの評価は変わらず、燃料取扱中の安全性は確保される。

表1-4 炉心体系が変わることの影響

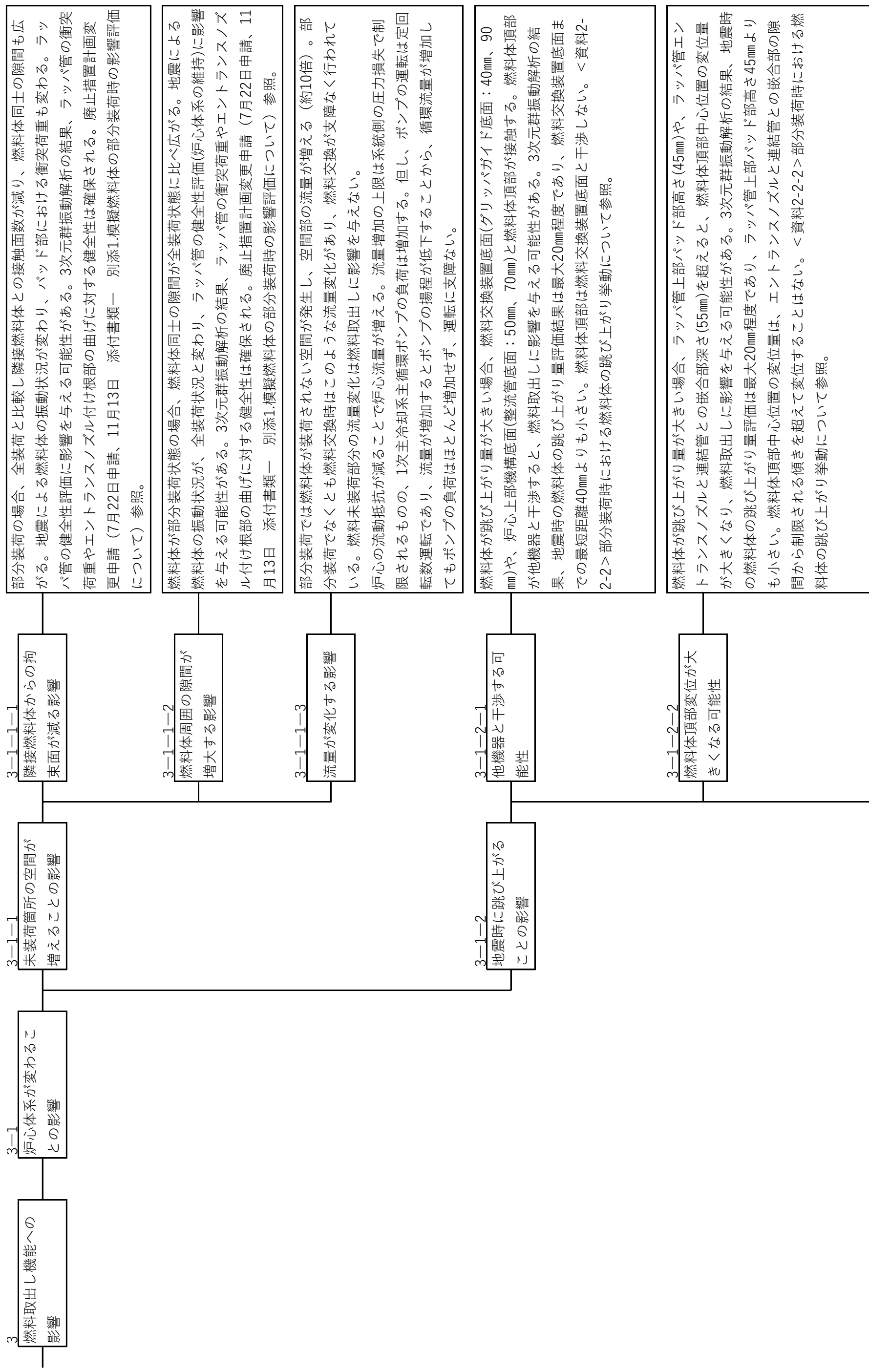


表1-4 炉心体系が変わることの影響

3-1-2-3 炉心支持板への衝突 による影響	燃料体は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。局所的な座屈を考慮しても座屈荷重を超えることは無い。
-------------------------------	--

表1-5 燃料取扱設備への影響

3 燃料取出し機能への影響	3-2 燃料取扱設備への影響	3-2-1 燃料交換装置への影響	部分装荷により、燃料体頂部の中心位置の変位量が、全装荷時に比べ増える可能性がある。燃料交換装置グリッパの接続時に異常警報が発報する可能性があるが、燃料体頂部中心の変位は設計範囲内にあり、燃料取出しに支障はない。廃止措置計画変更申請（7月22日申請、11月13日補正 添付書類— 別添1.模擬燃料体の部分装荷時の影響評価について）参照。
		3-2-1-1 部分装荷状態が装置に与える影響	全装荷、部分装荷に関わらず、燃料交換装置の作動状況に異常、トラブル等が発生すれば、復旧まで燃料取扱いが中断し、燃料体の取出し工程が遅延する。
		3-2-1-2 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	部分装荷の場合、燃料出入機から、模擬燃料体入りの燃料移送ポットの受渡し過程がなくなくなる。この過程は全装荷時にも、最初の燃料移送ポットに搬入時に行われっており、部分装荷による影響はない。
	3-2-2 炉内中継装置への影響	3-2-2-1 部分装荷状態が装置に与える影響	全装荷、部分装荷に関わらず、炉内中継装置の作動状況に異常、トラブル等が発生すれば、復旧まで燃料取扱いが中断し、燃料体の取出し工程が遅延する。
		3-2-2-2 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	燃料体の部分装荷は炉心構成を変えるだけであり、回転プラグの設備変更はないため、回転プラグの機能に影響を与えない。
	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	全装荷、部分装荷に関わらず、回転プラグの作動状況に異常、トラブル等が発生すれば、復旧まで燃料取扱いが中断し、燃料体の取出し工程が遅延する。
		3-2-3-2 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	燃料体の部分装荷は炉心構成を変えるだけであり、しゃへいプラグの設備変更はないため、しゃへいプラグの機能に影響を与えない。
	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	全装荷、部分装荷に関わらず、しゃへいプラグの作動状況に異常、トラブル等が発生すれば、復旧まで燃料取扱いが中断し、燃料体の取出し工程が遅延する。
		3-2-4-2 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	部分装荷の場合、模擬燃料体を装荷しないことから、炉心支持板に加わる荷重が減る。原子炉構造全体から見ればわずかな重量変化であり、設備にほとんど影響を与えない。
	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	全装荷、部分装荷に関わらず、静的機器である炉内構造物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。
		3-2-5-2 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	

表1-5 燃料取扱設備への影響

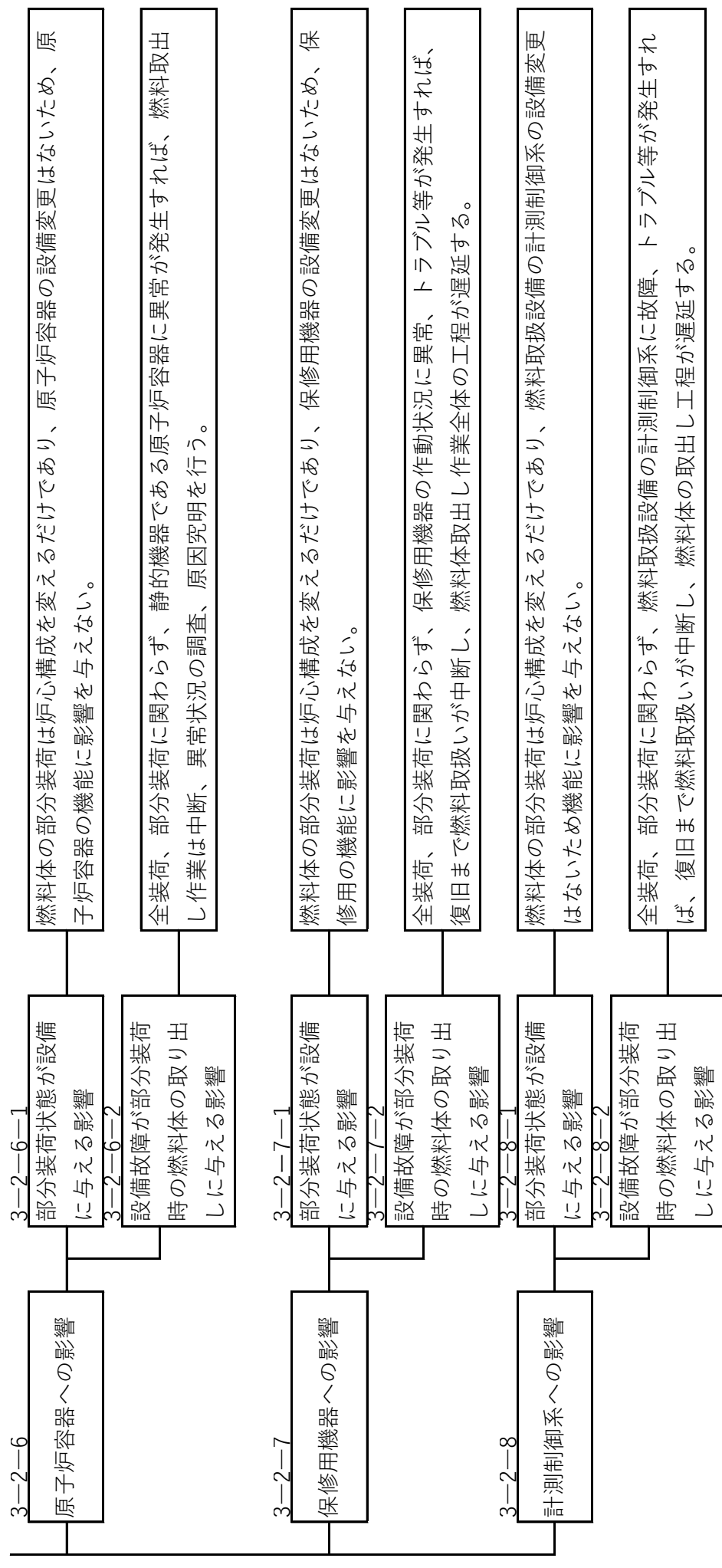


表1-6 燃料取扱設備操作性への影響

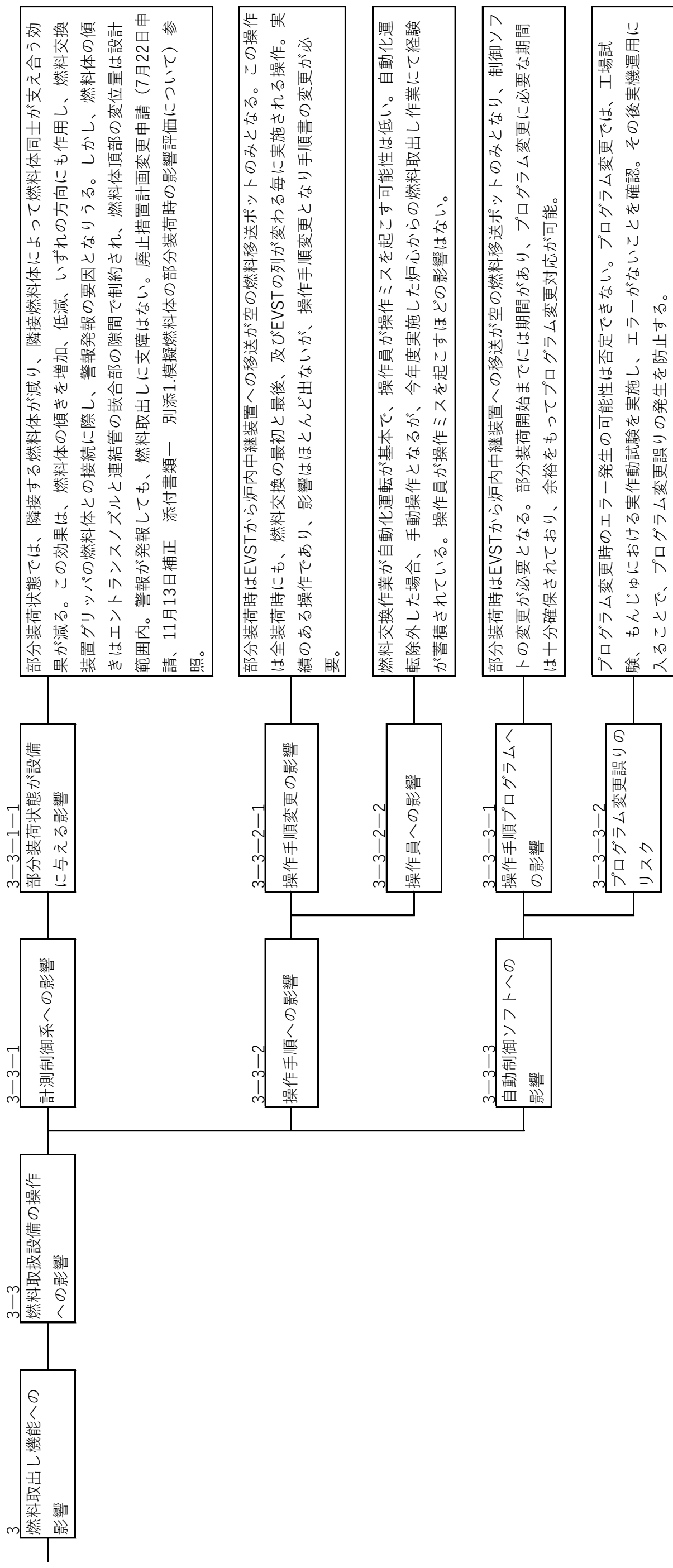


表1-7 冷却機能/Na取扱機能への影響

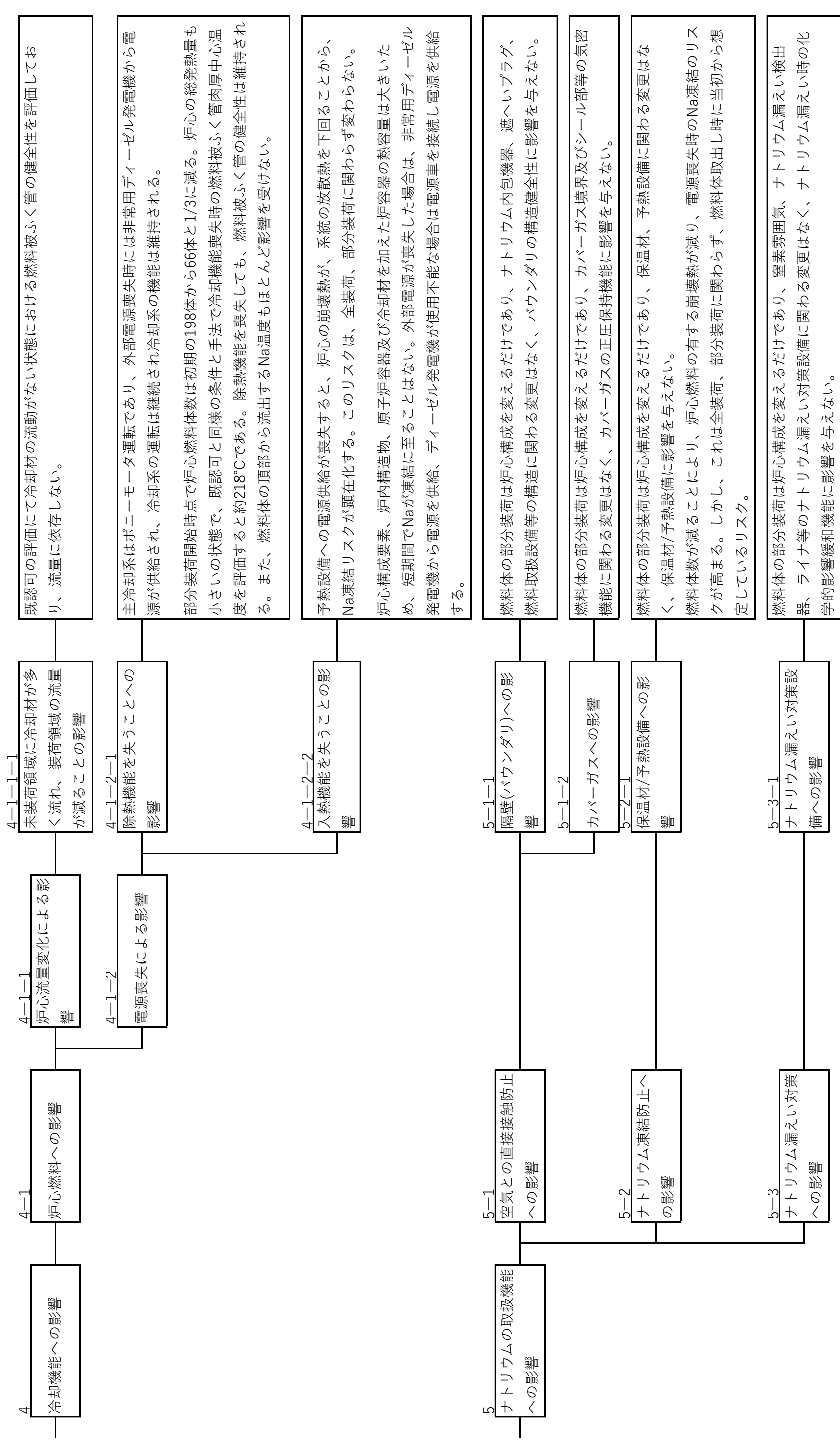
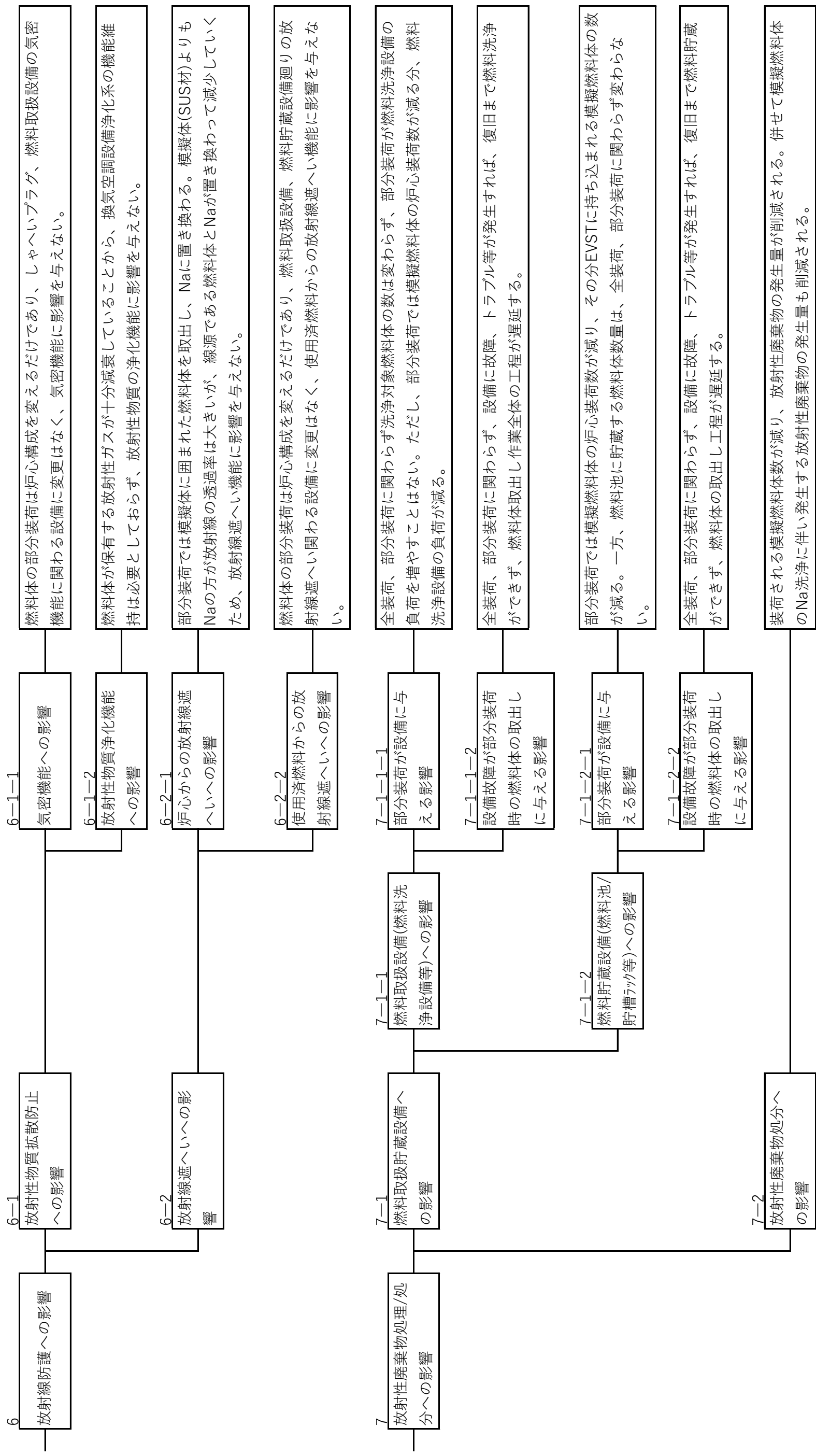


表1-8 放射線防護・放射性廃棄物処理/処分への影響



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

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 1.9×10^8 [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 1.06×10^5 [N]、衝突加速度 a は③式から 60 [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 60 [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 60 [G] を用いる。

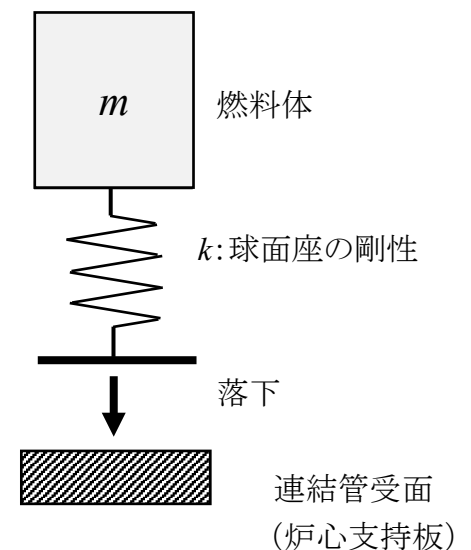


図 1 燃料体の落下モデル

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。

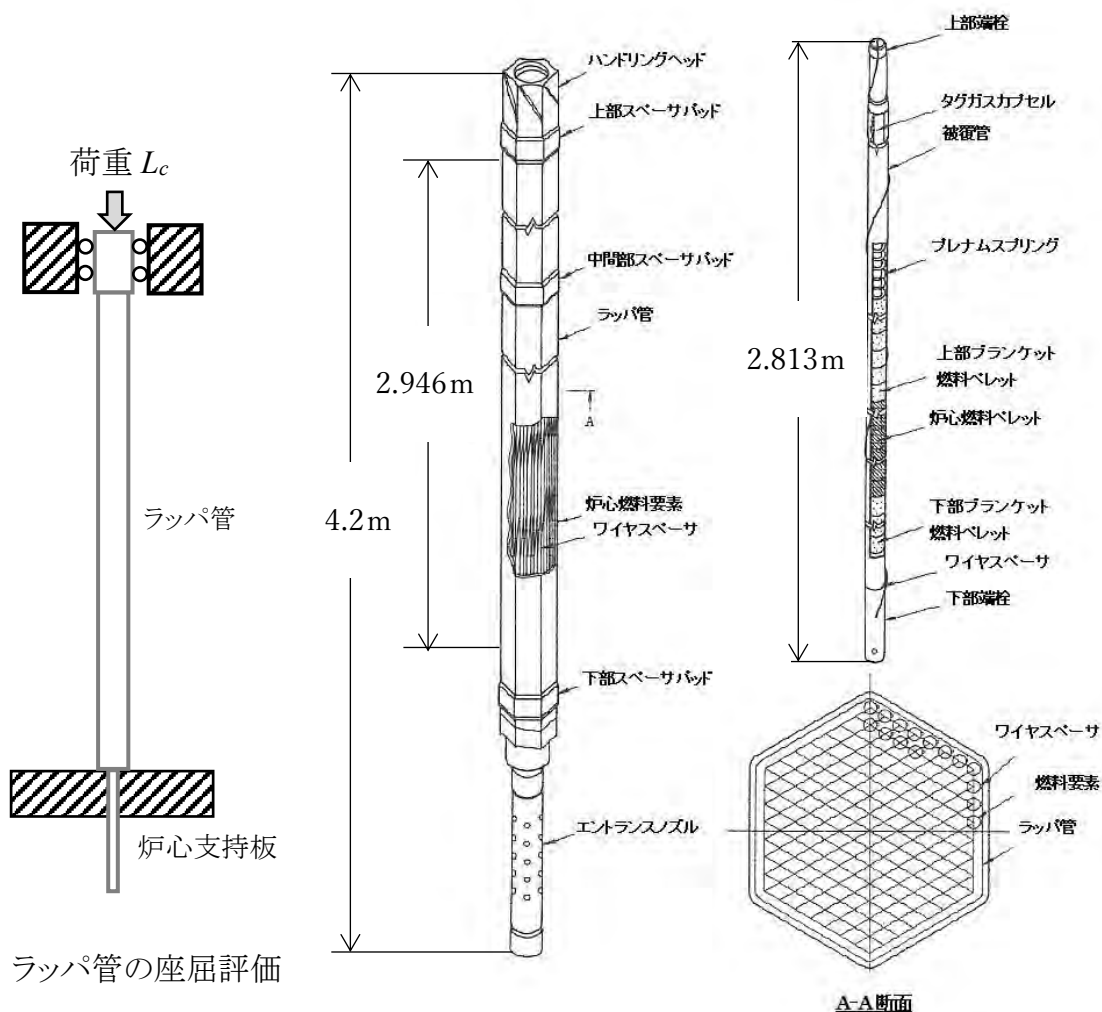


図2 燃料体と座屈評価モデル

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 ℓ : 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 ℓ 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 [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④式に燃料体の重量 180.7 [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、ワイヤスペーサの 1 スパン間 (ℓ : 0.307

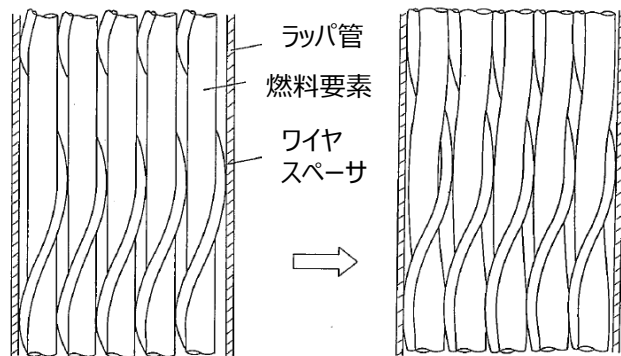


図3 燃料要素のたわみ方向

[m]) 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 [kg] であるが、そのうち燃料材料重量 0.35 [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 [mm]) の重量 0.03 [kg] が加わる。燃料被ふく管重量 W_p を 0.30 [kg] とする。衝突時の加速度を 60 [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、 $L_{cp} = 1.76 \times 10^2 \text{ [N]}$ 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 $1.83 \times 10^5 \text{ [N/mm}^2\text{]}$ 、断面 2 次モーメント I を $40.7 \text{ [mm}^4\text{]}$ 、ワイヤスペーサ

間の距離 l 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 3.12×10^3 [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} : 1.76×10^2 [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 ℓ_k (ℓ :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						
ℓ_k	理論値	ℓ	0.5ℓ	0.7ℓ	ℓ	2ℓ
	推奨値	ℓ	0.65ℓ	0.8ℓ	1.2ℓ	2.1ℓ

日本機械学会の設計・建設規格 SSB-3121.1 では、有効細長比 λ 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°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 λ 、限界細長比 A は、それぞれ以下となる。

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

ℓ_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(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 σ_{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 ℓ_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、 ℓ_k は理論値: 0.5ℓ 、推奨値: 0.65ℓ である。 ℓ_k 、 ℓ 、 n の関係は

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

であることを考えると、 0.5ℓ と 0.65ℓ 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 ℓ_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 1.84×10^3 [N]、更にこの値を0.69倍しても 1.27×10^3 [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 $L_{cp}=1.76 \times 10^2$ [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

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

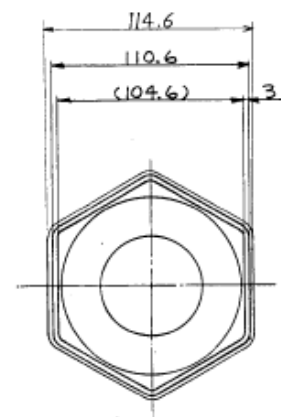
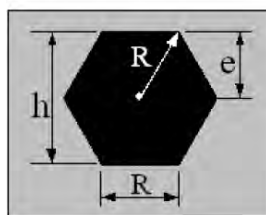
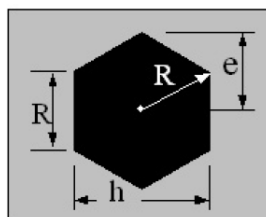
である。 R と h の関係

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

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]、 $h_2=110.6$ [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。 ℓ を 307 [mm] とすれば、有効細長比 λ は

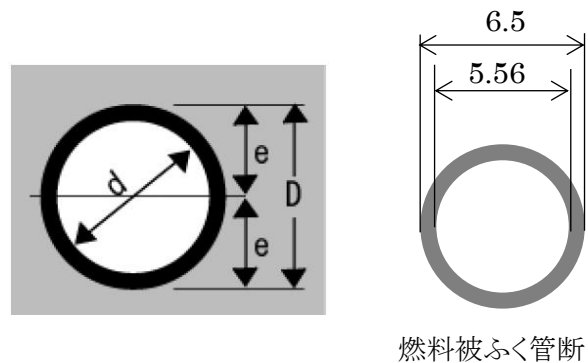
$$\lambda = \frac{\ell_k}{i} = \frac{0.65 \times 307}{2.14} = 93.2 \quad \text{ただし } \ell_k = 0.65\ell$$

限界細長比 Λ は、縦弾性係数 E を 183×10^3 [N/mm²]、 F を基準値 ($0.7S_u = 416$ [N/mm²]) として、

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

$$= \sqrt{(\pi^2 \times 183 \times 10^3) / (0.6 \times 416)} = 85$$

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 λ : 93.2 は限界細長比 Λ : 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。



流量変化による燃料冷却性能への影響

1. 概要

模擬燃料体が部分的に装荷されないことにより、その部分のナトリウム流量が増え、その結果燃料体に流れるナトリウム流量が減少する。燃料体に流れるナトリウム流量が減少しても、燃料体頂部から流出するナトリウムの温度上昇は小さいことを示すものである。

2. 炉心の流量配分

炉内の燃料集合体は、炉心に装荷される場所に応じて発熱量に差がある。このため、燃料集合体の定格出力運転時の被ふく管最高温度がほぼ均一となるように、各燃料集合体に流れる冷却材流量を調整(流量配分)している。具体的には、燃料集合体を添付図 1 に示すように、11 の領域に分割し流量配分を行い、被ふく管肉厚中心最高温度を 675°C 以下となるようにしている。

3. 燃料交換時の流量配分

もんじゅの設備図書「冷却材流量配分計画」における、燃料交換時の流量配分を添付表 1～2 に、炉内流量配分を添付図 2～3 に示す(燃料引抜無し及び燃料 1 体引き抜き時)。この表と図において流量の差を比較すると、燃料 1 体引抜時の流量が 20.9kg/s(炉内流量配分図参照)と多くなる。即ち、評価上この量のナトリウムが、燃料体 1 体引抜いた空間に流れる流量となる。この時、燃料集合体 1 体当たりの流量と、燃料体 1 体を引抜いた空間に流れる流量の比は、12.1(=20.9÷1.73)となる。

4. 1次主冷却系を循環する冷却材流量の限界

燃料体を順次引抜いていくと、その部分の流量が増え、炉心部を流れる冷却材流量が増え、結果的に 1 次主冷却系を循環する冷却材流量が増える。しかしながら、どこまでもナトリウム流量が増えるわけではなく、上限は循環ポンプの揚程(吐出圧力)から制限される。ポニーモータ運転時の性能曲線の一例(A 号機)を添付図 4 に示す。ポニーモータでポンプ 3 台運転時の 1 次主冷却系の流量は約 600 m³/h である。ポンプの性能曲線から、冷却材流量が増えるとポンプの揚程が低下する。例えば流量 600 m³/h が 800 m³/h に増えると、ポンプ揚程は 1.1 mNa が 0.92 mNa に低下する。

炉心部を除いた系統の圧力損失は、ポニーモータ 1 台運転時 [] kg/sec ([] kg/h: 定格流量の [] %)において、[] kg/cm² (設計時の評価)である。圧力損失が流速 v 、即ち流量 Q の 2 乗に比例する^{注1}と考えれば、例えば流量 Q が 1.3 倍 ([] kg/h) に増えると圧力損失は 1.69 倍に増え、炉心部を除いた系統の

圧力損失だけで kg/cm^2 (mNa) となる。この値は、添付図 4 のポンプの性能曲線においてポンプの揚程を超えており、計算上はここまでのナトリウムは系統内を循環しない。

性能曲線は水試験において取得されたことを考えれば、実機との間に若干の差は生じる。しかし、炉心部にも圧力損失が存在することを考えれば、流量が $850 \text{ m}^3/\text{h}$ を超えると、1 次主冷却系の循環流量に限界が出ると推定される。なお、1 次主循環ポンプの特性試験では、ポニーモータ 1 台運転時最大 $880 \text{ m}^3/\text{h}$ 程度 (流量計による) の流量が確認されている。

注1: 経路の流路面積を A_n 、経路の流速を v_n とすれば流量 Q と流速 v_n の関係は

$$Q = A_n \cdot v_n = A_1 \cdot v_1 = A_2 \cdot v_2 = A_3 \cdot v_3 = \dots$$

一方、経路の圧力損失係数を ζ_n 、 ρ を流体の密度とすれば、各径路の圧力損失 ΔP_n は

$$\Delta P_n = \zeta_n \cdot \rho \cdot v_n^2 = \rho \cdot \zeta_n \cdot (Q/A_n)^2 = (\rho \cdot \zeta_n / A_n^2) \cdot Q^2$$

経路全体の圧力損失 ΔP は

$$\begin{aligned} \Delta P &= \Delta P_1 + \Delta P_2 + \Delta P_3 + \dots \\ &= \zeta_1 \cdot \rho \cdot v_1^2 + \zeta_2 \cdot \rho \cdot v_2^2 + \zeta_n \cdot \rho \cdot v_n^2 + \dots \\ &= (\rho \cdot \zeta_1 / A_1^2) \cdot Q^2 + (\rho \cdot \zeta_2 / A_2^2) \cdot Q^2 + (\rho \cdot \zeta_3 / A_3^2) \cdot Q^2 + \dots \\ &= \rho \cdot \{ (\zeta_1 / A_1^2) + (\zeta_2 / A_2^2) + (\zeta_3 / A_3^2) + \dots \} \cdot Q^2 \\ &= K \cdot Q^2 \end{aligned}$$

となり圧力損失は流量 Q の 2 乗に比例する。

5. 部分装荷状態における炉心流量の配分

添付図 2 から、炉心燃料領域 (高圧プレナム部) に流れるナトリウムと、ブランケット・中性子遮へい体領域 (低圧プレナム部) に流れるナトリウムの比率は $5:1$ ($11.984 \times 10^5 \text{ kg/h} : 2.467 \times 10^5 \text{ kg/h}$) である。部分装荷では、最終段階において、模擬燃料体を装荷しない 124 体の燃料体を残し、炉心燃料領域から 66 体、ブランケット燃料領域から 58 体の燃料体を順次引き抜く。

燃料体を引き抜くと、流動抵抗の少ない燃料体未装荷部分にナトリウムの流量が増える。しかし、いくらでも炉心流量が増えるわけではなく、前項で述べたように流量の上限がある。また、燃料体の発熱量は最大 205W であり、ナトリウム中に浸漬されていれば燃料被ふく管肉厚中心温度は 219°C を超えることはない。このため、ナトリウム温度上昇の概算を求めることとし、炉心流量の配分も概算とする。

炉心流量は $800 \text{ m}^3/\text{h} \times 3 \text{ ループ} = 2400 \text{ m}^3/\text{h} (= 21.84 \times 10^5 \text{ kg/h})$ で流量が飽和すると仮定する。このうち $5/6$ 、即ち $17.472 \times 10^5 \text{ kg/h}$ のナトリウムが炉心燃料領域に流れるとする。(実際の燃料体取出しでは、炉心領域の燃料体から順に取り出

すため、ブランケット領燃料領域の燃料体を取り出されるまでは、低圧プレナム側に流れるナトリウム流量はそれほど増加しない。)

6. 燃料体装荷部と未装荷部の流量バランス

次に、燃料体装荷部と未装荷部の流量配分を以下のように仮定し、燃料装荷部と未装荷部の流量バランスを推定する。

燃料体装荷部と未装荷部と比較すると、高圧プレナムと炉容器プレナム部間の差圧 ΔP は同じであり、それぞれ流動抵抗の比に応じてナトリウムが流れる。差圧 ΔP を流速 v (即ち流量 Q)の2乗に比例するとすれば、圧損係数 ζ として

$$\Delta P = \zeta_F \cdot v_F^2 = \zeta_N \cdot v_N^2$$

となる。ここに ζ_F 、 v_F は燃料体装荷部の圧力損失係数及び流速、 ζ_N 、 v_N は燃料体未装荷部の圧力損失係数及び流速である。

一方、燃料体の圧力損失係数 ζ_F はレイノズル数 $Re (= \rho \cdot L \cdot v_F / \mu)$ 依存傾向があり、単純に流速の2乗比例とはならず

$$\zeta_F \doteq \alpha Re^{-m}$$

の形で概略整理される。添付図5に炉容器内の全圧力損失と流量の関係を示す。炉容器内全圧力損失 ΔP は流速の2乗よりも小さくなる。添付図5において炉容器内の全圧力損失と流量の関係はほぼ直線状となっており、低流量域では、圧力損失は概ね流量の1.63乗に比例する。

4項で示したように、燃料未装荷部の流量 Q_N に対する圧力損失係数 K_N を考える。添付図3から圧力損失係数 K_N 推定すれば

$$\begin{aligned} \Delta P &= K_N \cdot Q_N^2 \\ 0.060 \text{ [kg/cm}^2\text{]} &= K_N \times (20.9 \text{ [kg/s]})^2 \\ K_N &= 1.37 \times 10^{-4} \end{aligned}$$

となる。装荷燃料部の平均流量 Q_F を添付図3から算定すると、 $1.53 \text{ [kg/s]} (= 10.862 \times 10^5 \div 197 \div 3600)$ となる。平均的な圧力損失係数 K_F を考え、炉容器内全圧力損失と同じように流量の1.63乗に比例するとして、

$$\begin{aligned} \Delta P &= K_F \cdot Q_F^{1.63} \\ 0.060 \text{ [kg/cm}^2\text{]} &= K_F \times (1.53 \text{ [kg/s]})^{1.63} \\ K_F &= 3.00 \times 10^{-2} \end{aligned}$$

とおく。

燃料体未装荷部を66ヶ所、燃料体装荷部を132ヶ所とすれば、炉心燃料領域を流れる単位時間当たりの総流量 $Q_T (= 17.472 \times 10^5 \text{ kg/h} = 4.853 \times 10^2 \text{ kg/s})$ と Q_N と Q_F との関係は

$$Q_T = 66 \cdot Q_N + 132 \cdot Q_F$$

$$4.853 \times 10^2 = 66 \cdot Q_N + 132 \cdot Q_F$$

となる。一方、 Q_N と Q_F 関係は、

$$K_N \cdot Q_N^2 = K_F \cdot Q_F^{1.63}$$

$$1.37 \times 10^{-4} Q_N^2 = 3.00 \times 10^{-2} Q_F^{1.63}$$

となる。これより Q_N 、 Q_F を求めると以下となり、

$$Q_N = 6.61 \text{ kg/s} \quad Q_F = 0.372 \text{ kg/s}$$

燃料体装荷部の流量は0.372 kg/sとなる。

7. ナトリウムの温度上昇概算

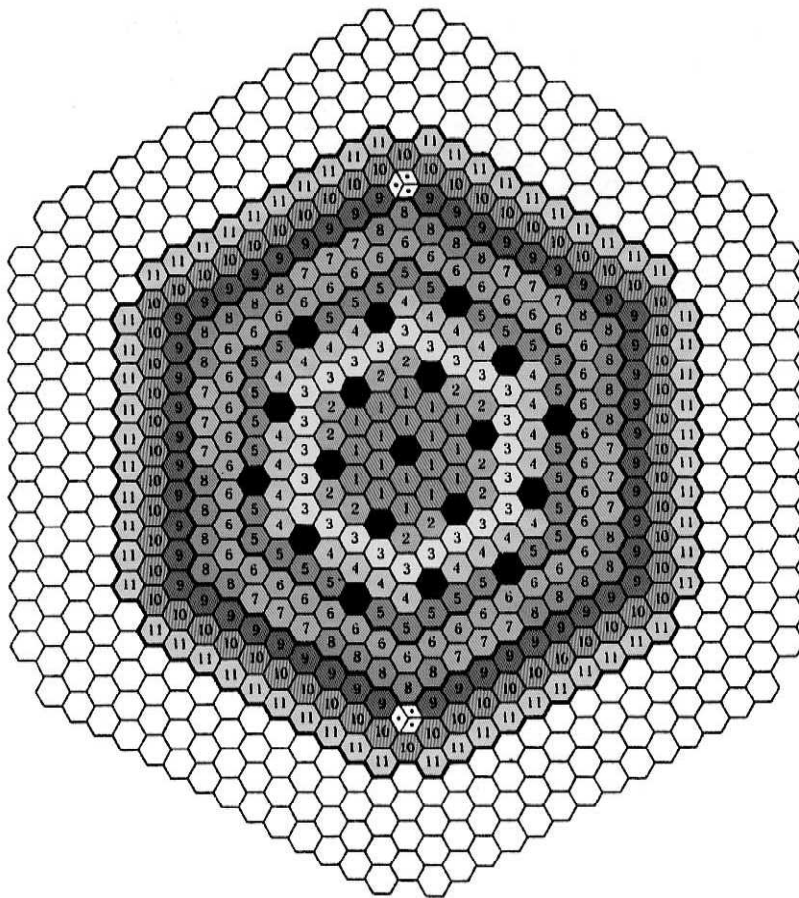
200°Cのナトリウムの定圧比熱 C_p は 1.34 kJ/kg である。部分装荷状態が進み、使用済燃料体に流れる流量が 0.372 kg/s に低下したとする。使用済燃料体 1 体当たりの発熱量は最大 205W (=205J/s) なので、その熱がナトリウムに入熱される。従って、使用済燃料体頂部から流れ出すナトリウムの温度は 0.45°C 上昇する。

$$205 \div (1.34 \times 10^3 \times 0.372) = 0.45$$

概算なので、流量に 2 倍の誤差を見込んでも温度上昇は 1°C 未満。未装荷部と装荷部を流れる温度差 ΔT がこの程度であれば、構造物への熱的影響を考慮する必要はない。

8. まとめ

炉心領域から燃料体を取り出した後の、炉心流量と流量配分の変化を概略評価し、流れが変わることによってナトリウムの温度がどの程度変化するかを確認した。その結果、燃料体装荷部のナトリウムの温度上昇は 1°C 未満であった。模擬燃料体の部分装荷では、炉心部ナトリウム温度に大きな差は発生せず、構造物への熱的影響まで考慮する必要がないことを確認した。



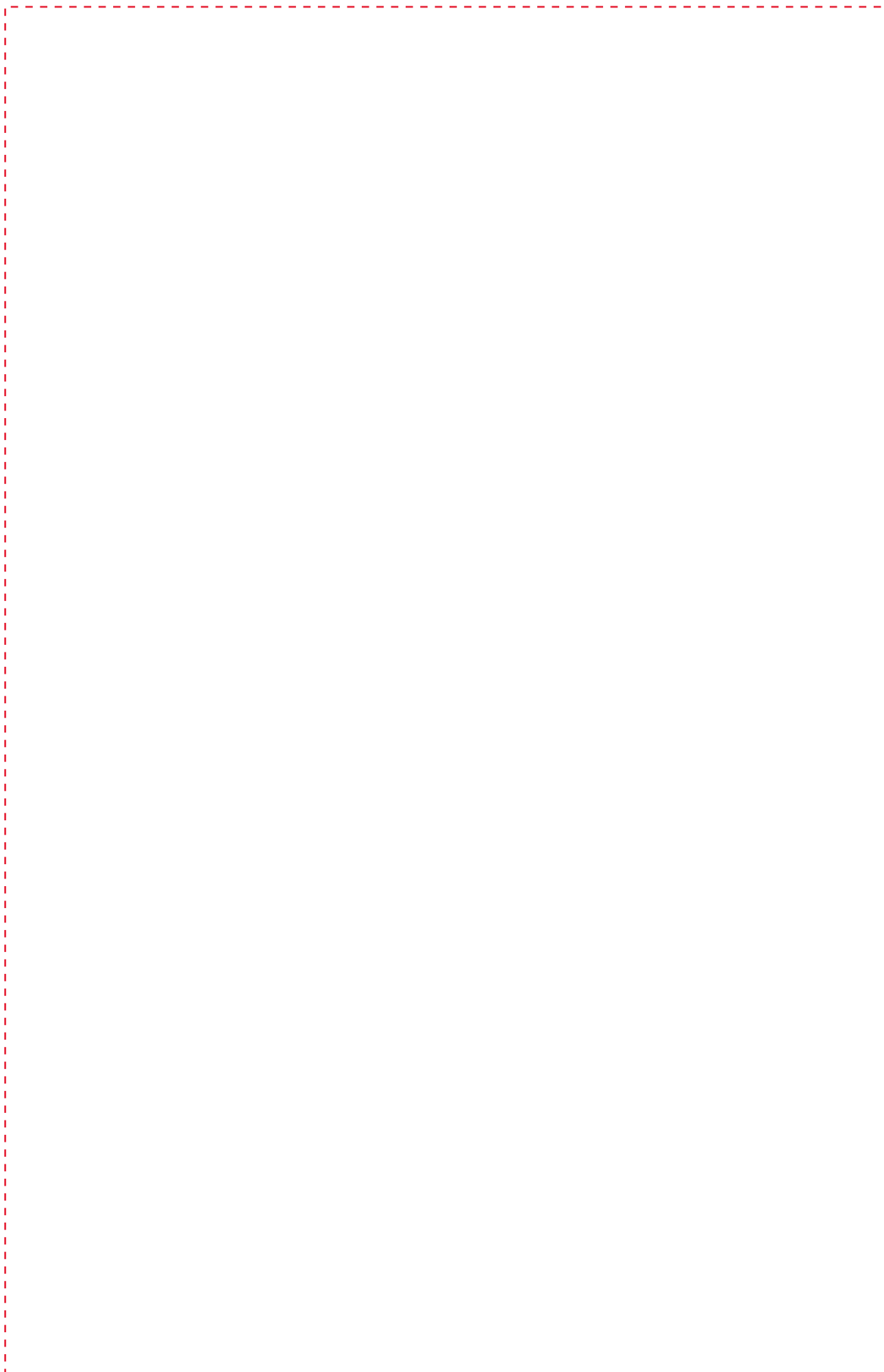
記号	領域	
①	流量領域 1	内側炉心
②	流量領域 2	
③	流量領域 3	
④	流量領域 4	
⑤	流量領域 5	
⑥	流量領域 6	外側炉心
⑦	流量領域 7	
⑧	流量領域 8	
⑨	流量領域 9	半径方向 ブランケット
⑩	流量領域 10	
⑪	流量領域 11	
●	制御棒集合体	
⊙	中性子源集合体	
⊗	中性子しゃへい体等	

図 もんじゅの炉心の流量配分領域図

表 もんじゅの炉心構成要素の種類

炉心構成要素		数量
	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
	粗調整棒	10
	後備炉停止棒	6
中世子源集合体		2
中性子しゃへい体		316
サーペイランス集合体		8







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 (m²)

k_n :領域 n の熱通過率 (W/(m²・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/(m²・K))

$k_{n,U}$: 領域 n の上部の熱通過率 (W/(m²・K))

$k_{n,L}$: 領域 n の下部の熱通過率 (W/(m²・K))

S_n : 領域 n の上部と下部の合計伝熱面積 (m²)

$S_{n,U}$: 領域 n の上部の伝熱面積 (m²)

$S_{n,L}$: 領域 n の下部の伝熱面積 (m²)

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⁽¹⁾。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 (m²)

k_n : 領域 n の熱通過率 (W/(m²・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 (m²)

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)

λ_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/m³)
- 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)
- λ_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 λ_n を用いる。

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

- λ_n : 領域 n の熱伝導率 (W/(m・K))
 - $\lambda_{\alpha,n}$: 領域 n の材質 α の熱伝導率 (W/(m・K))
 - Asa : 集合体 1 体当たりの断面積 (m²)
 - $Asa_{\alpha,n}$: 領域 n における集合体 1 体当たりの材質 α の断面積 (m²)
 - α : 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)

λ_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/(m²・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/m³)

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)

λ_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 ·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 ·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	°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 ·K)
$k_{13,L}$		領域 13	生体しゃへい壁領域 (下部)	W/(m ² ·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 ²
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
λ_{11}	熱伝導率	領域 11	中間胴冷却材領域	W/(m·K)
λ_{10}		領域 10	炉心槽構造材領域	W/(m·K)
λ_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 ²
Ar_7		ノード 7	外側炉心領域外表面	m ²
Ar_6		ノード 6	内側炉心領域外表面	m ²
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 ³
W_7		領域 7	ブランケット領域	W/m ³
W_6		領域 6	外側炉心領域	W/m ³
W_5		領域 5	内側炉心領域	W/m ³
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 ²
$Asa_{fuel,7}$	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 ²
$Asa_{fuel,6}$		領域 6	外側炉心領域	m ²
$Asa_{fuel,5}$		領域 5	内側炉心領域	m ²
$Asa_{sus,7}$	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 ²
$Asa_{sus,6}$		領域 6	外側炉心領域	m ²
$Asa_{sus,5}$		領域 5	内側炉心領域	m ²
$Asa_{na,7}$	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 ²
$Asa_{na,6}$		領域 6	外側炉心領域	m ²
$Asa_{na,5}$		領域 5	内側炉心領域	m ²

(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 ²
$Asa_{gap,6}$		領域 6	外側炉心領域	m ²
$Asa_{gap,5}$		領域 5	内側炉心領域	m ²
λ_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
λ_4	熱伝導率	領域 4	燃料被ふく管外側領域	W/(m·K)
λ_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)

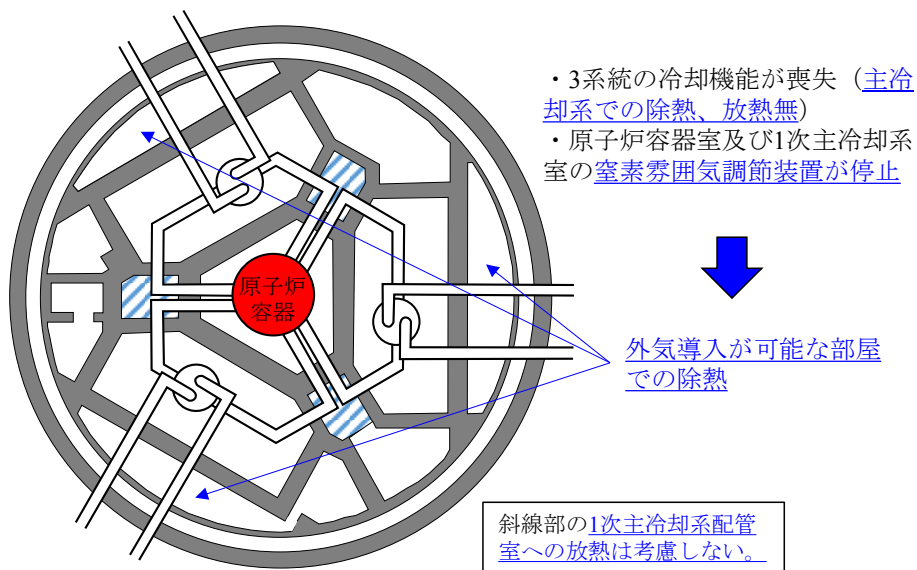
記号	項目	対象		単位
Q_2	伝熱量	ノード 2	燃料ペレット外表面	W
r_3	半径	ノード 3	燃料被ふく管内表面	m
L_2	高さ	領域 2	燃料被ふく管・燃料ペレット間のギャップ領域	m
h_2	熱伝達率	領域 2	燃料被ふく管・燃料ペレット間のギャップ領域	W/(m ² ·K)

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 ³
r_2	半径	ノード 2	燃料ペレット外表面	m
λ_1	熱伝導率	領域 1	燃料ペレット領域	W/(m·K)

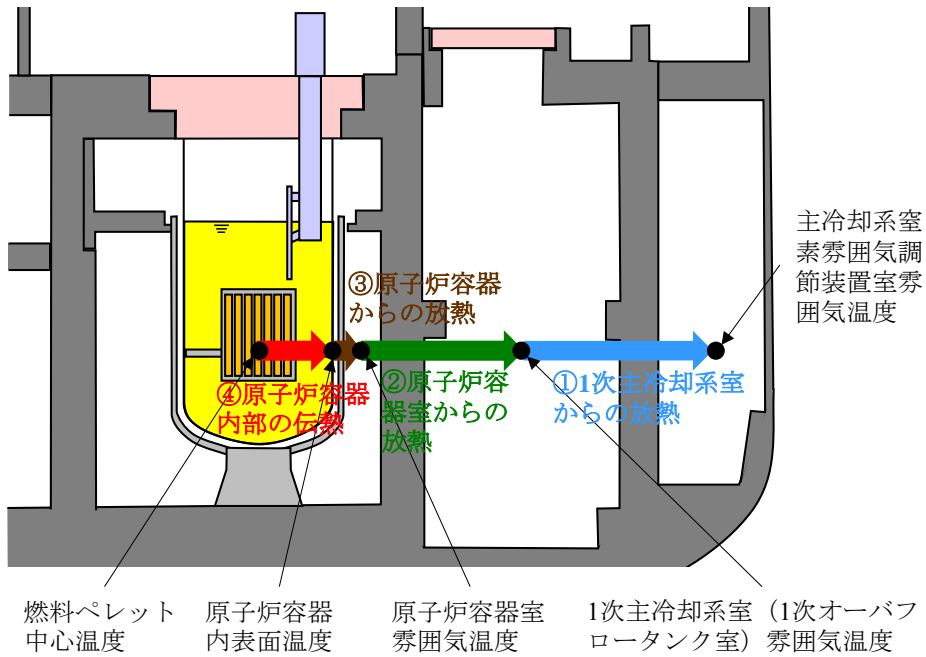
第 1-9 表 計算結果

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

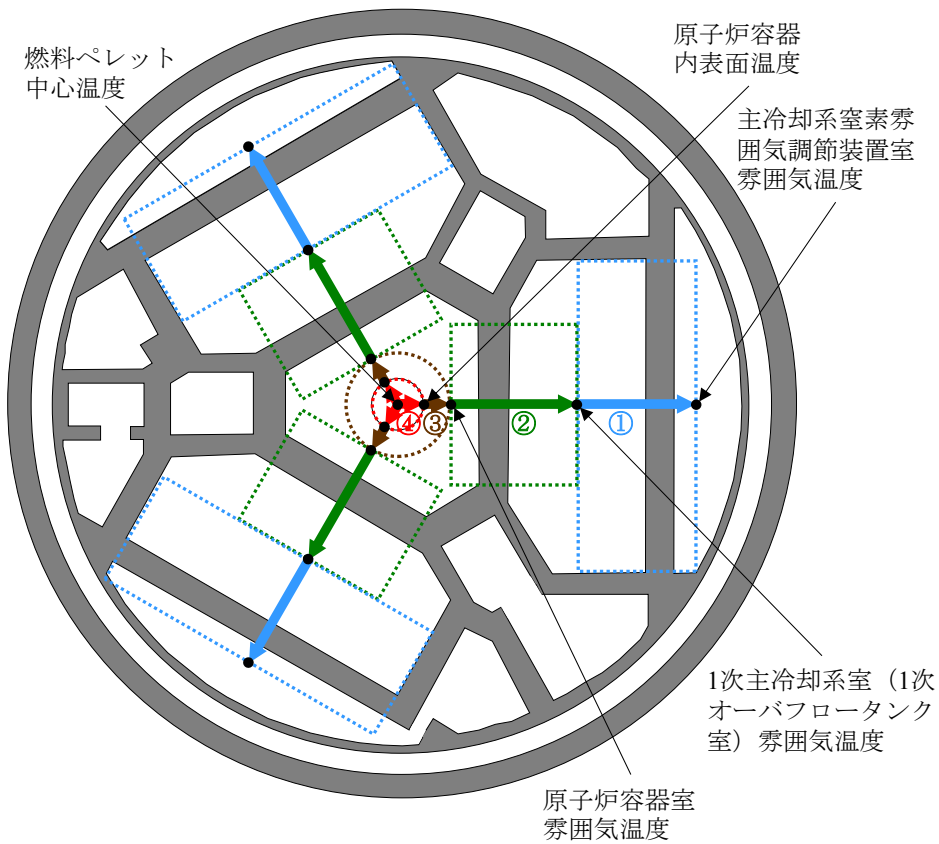


第 1-1 図 評価想定

保守的な評価を行うため、上下の放熱は無視する

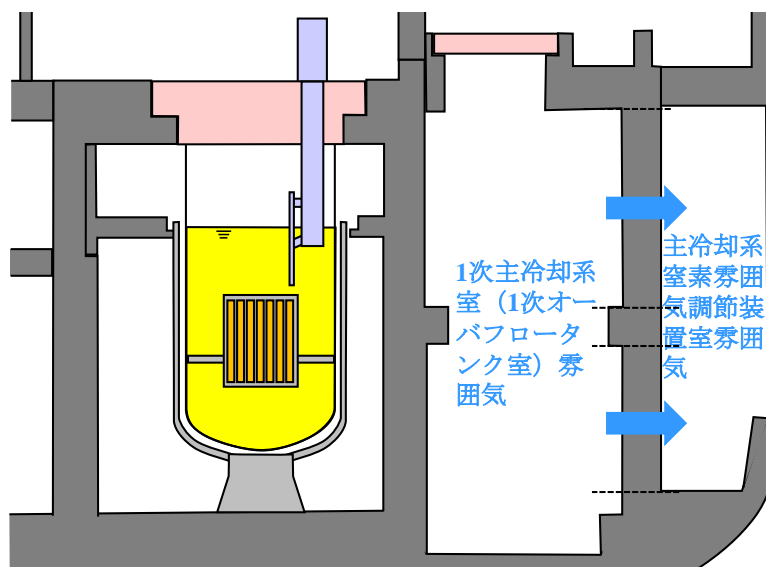


(i) 鉛直断面

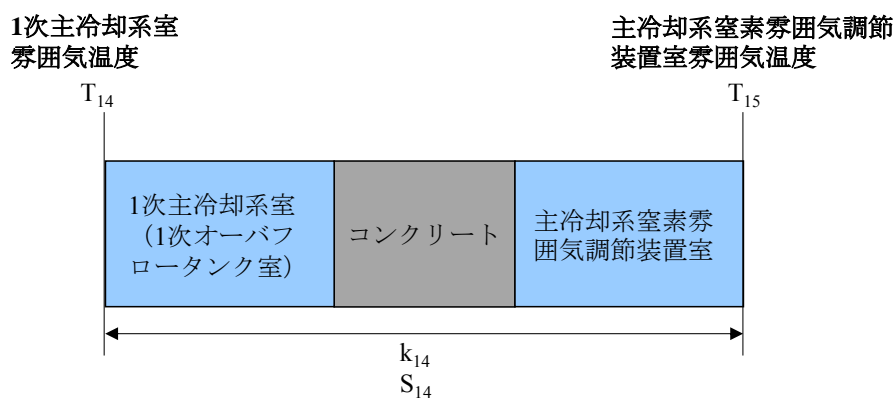


(ii) 水平断面

第 1-2 図 計算手順の概略図

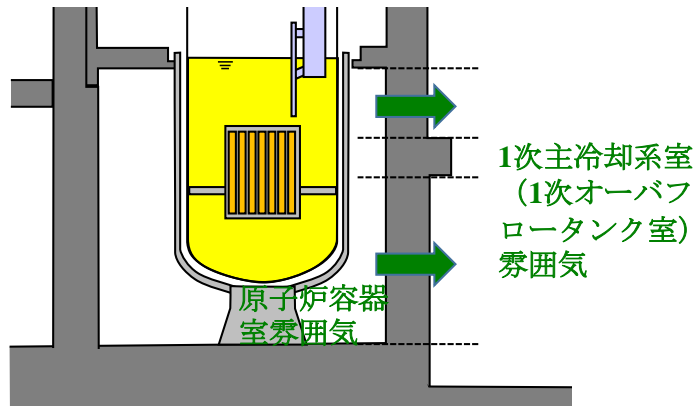


(i) モデル範囲

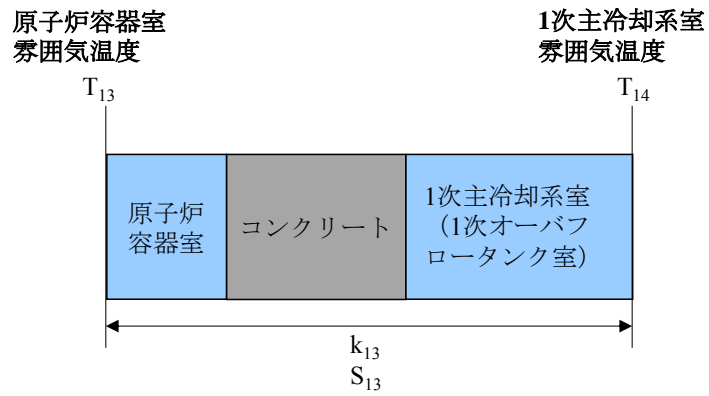


(ii) 概要図

第 1-3 図 1 次主冷却系室からの放熱モデル

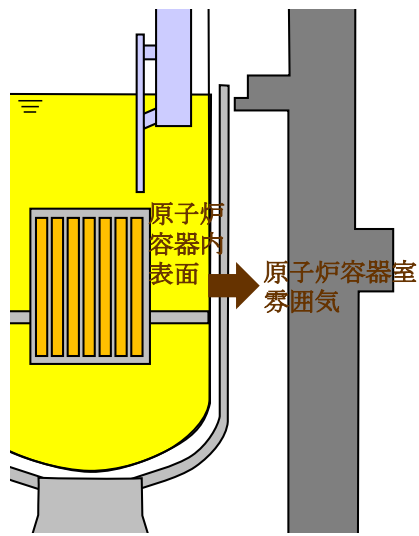


(i) モデル範囲

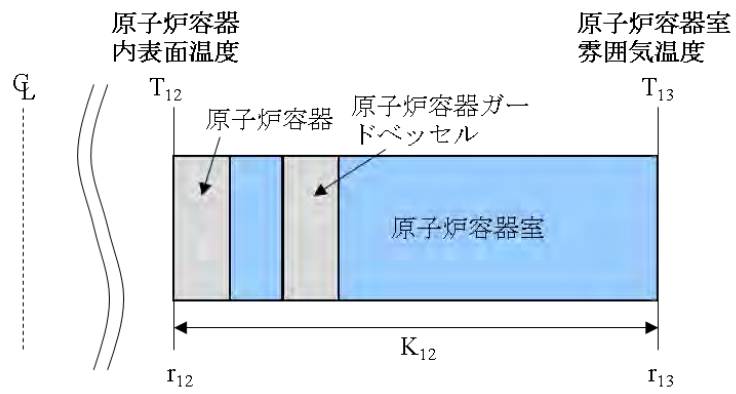


(ii) 概要図

第 1-4 図 原子炉容器室からの放熱モデル

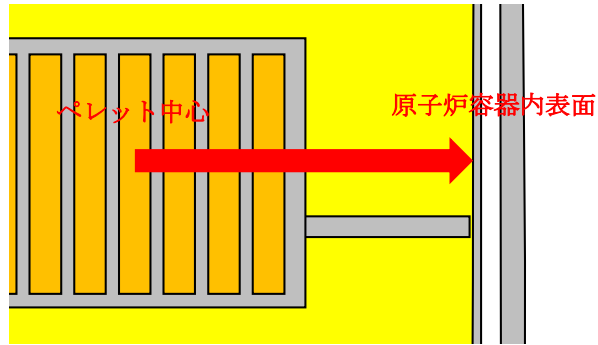


(i) モデル範囲

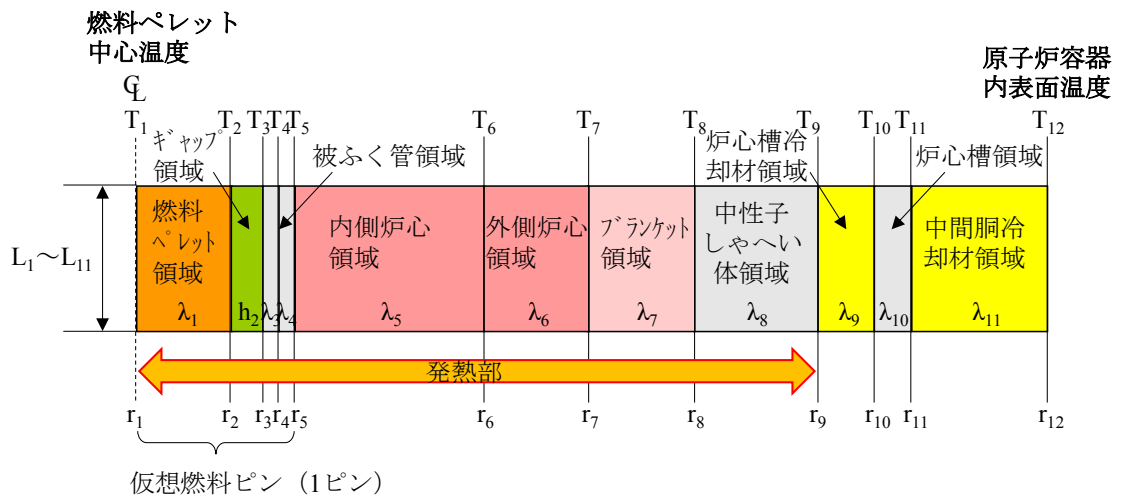


(ii) 概要図

第 1-5 図 原子炉容器からの放熱モデル

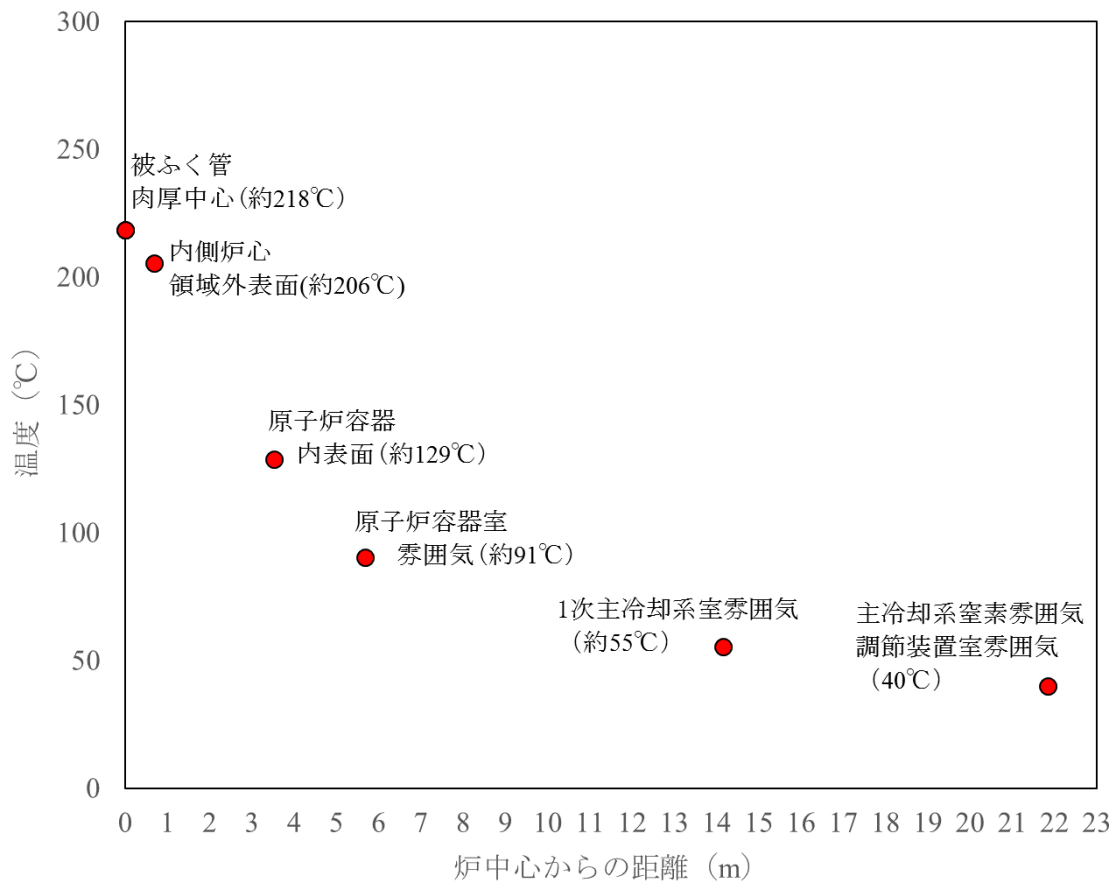


(i) モデル範囲



(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)