

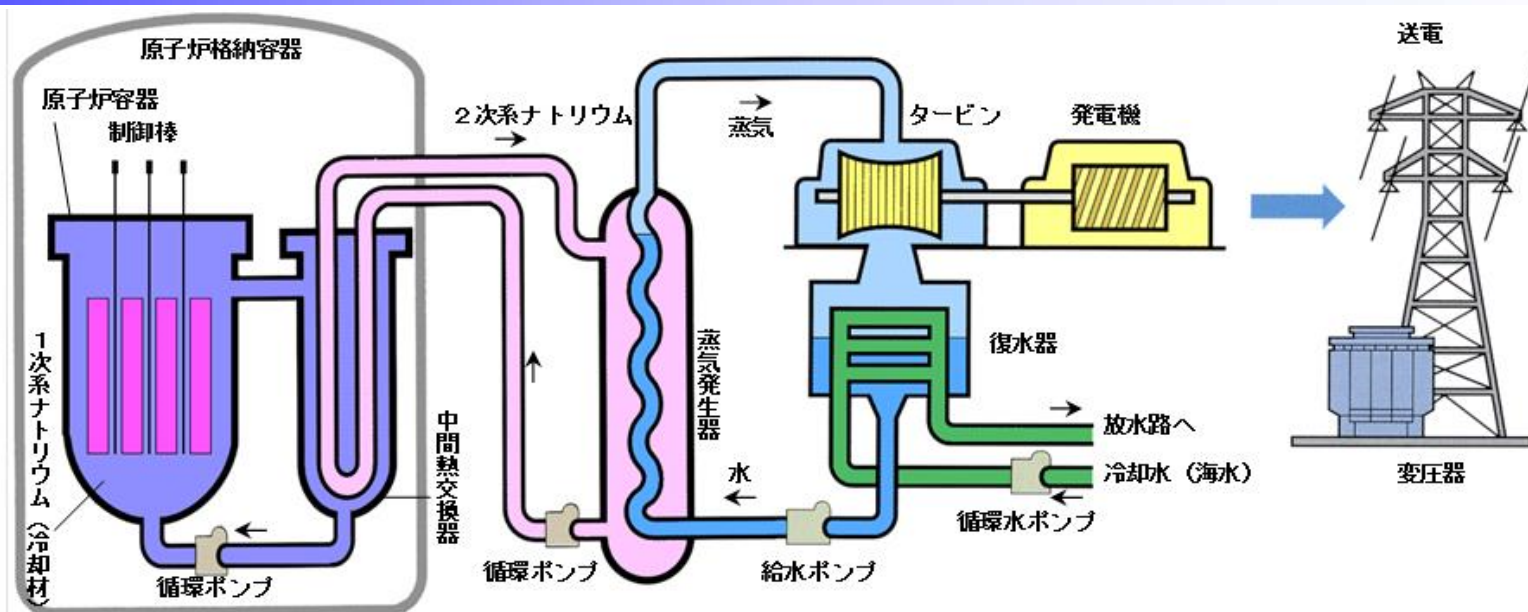
2017年2月23日
第1回もんじゅ廃止措置安全監視チーム
資料

現状のプラント状態について

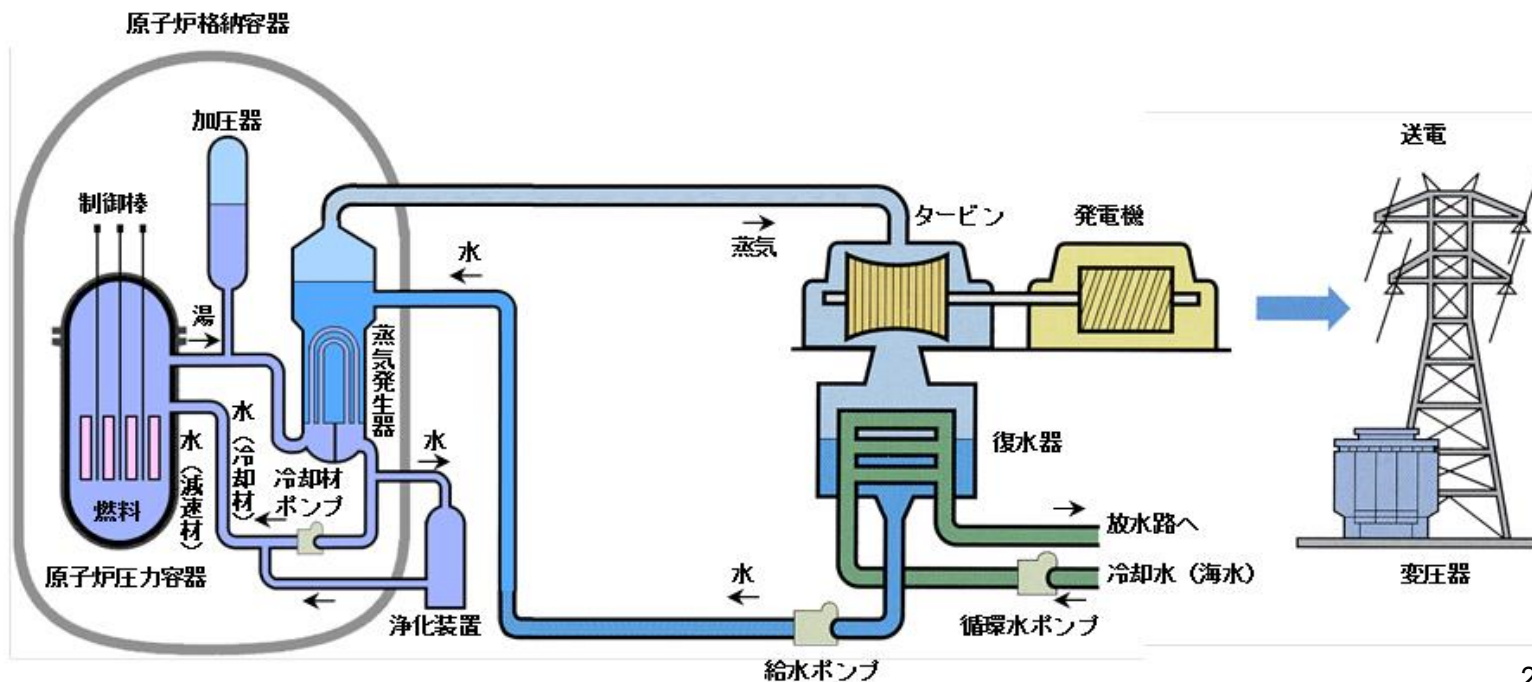
平成29年2月23日

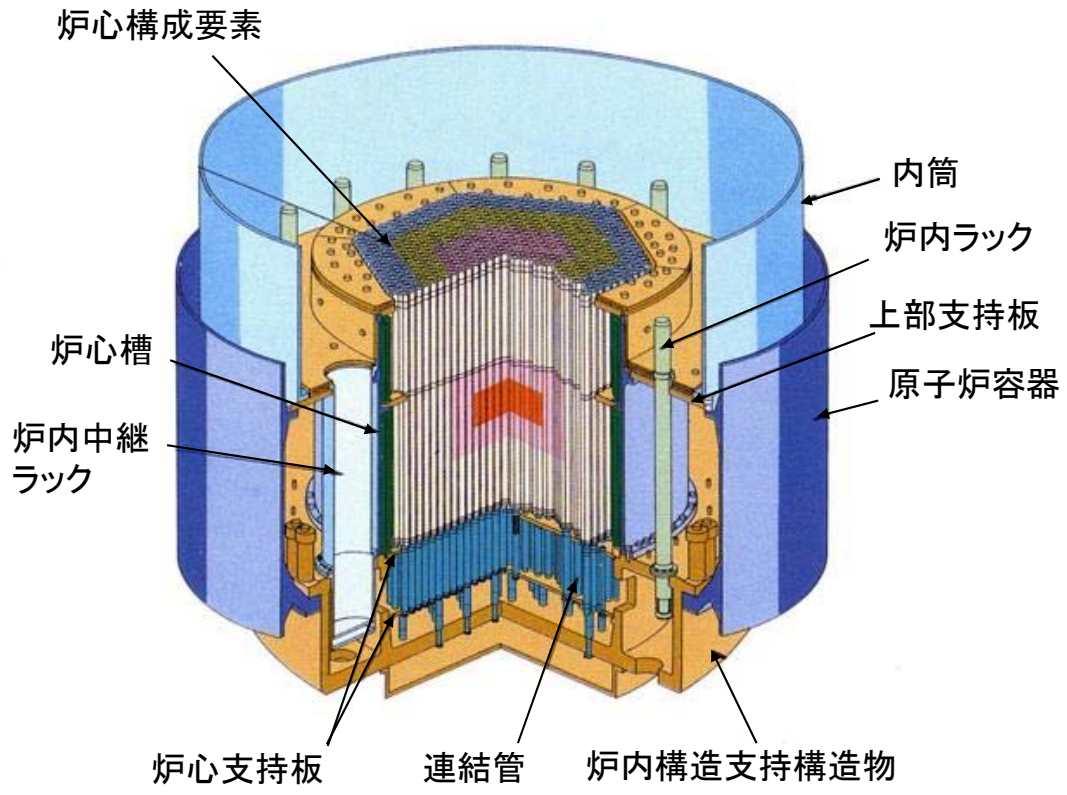
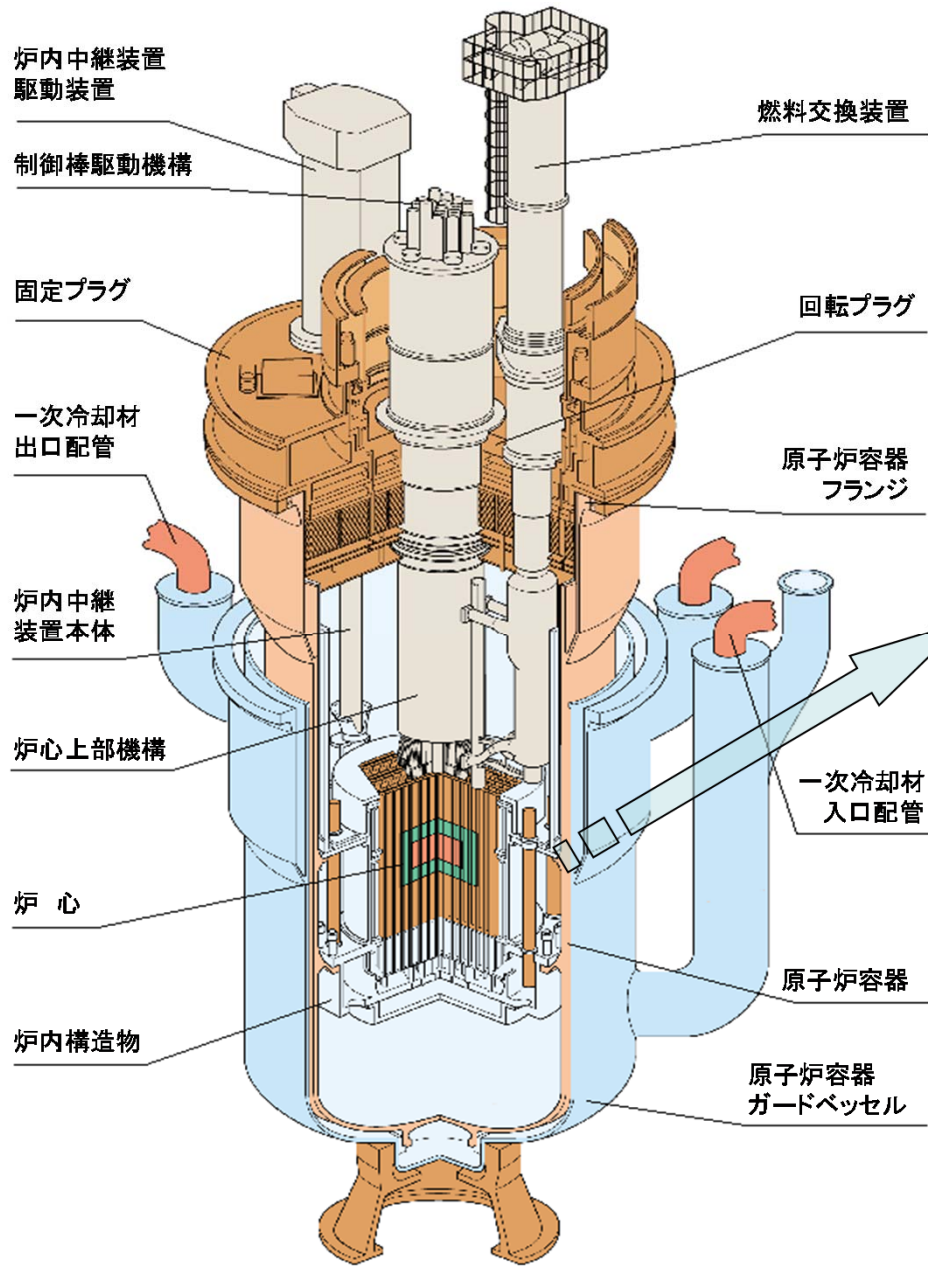
日本原子力研究開発機構（JAEA）

高速増殖炉

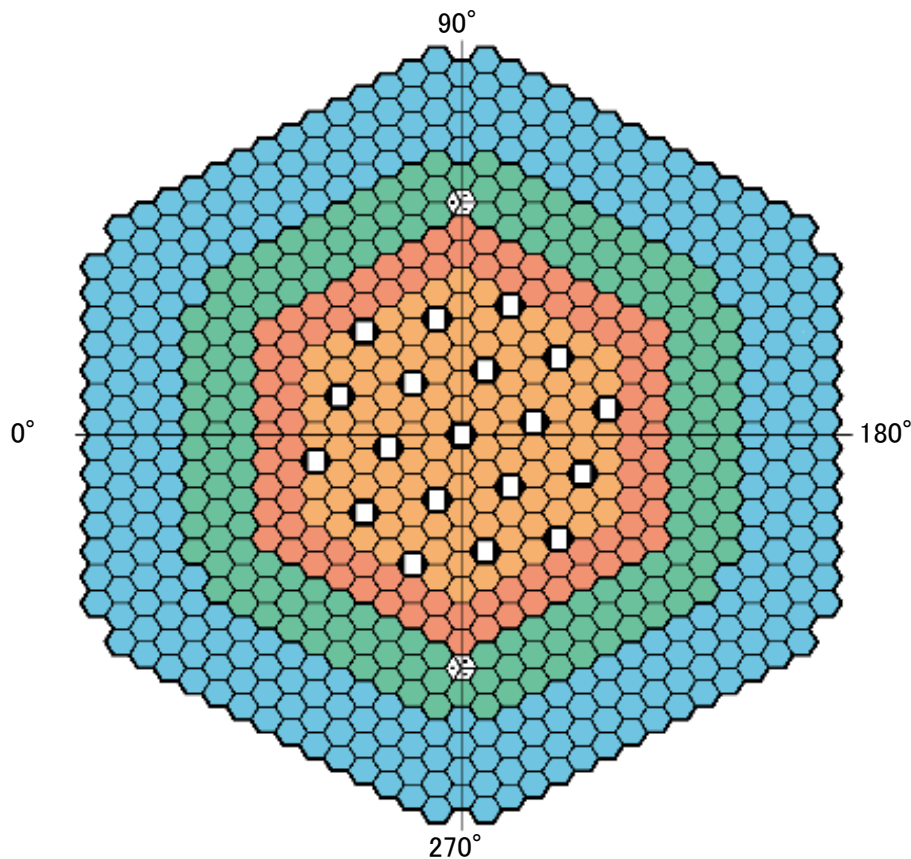


軽水炉 (PWR)



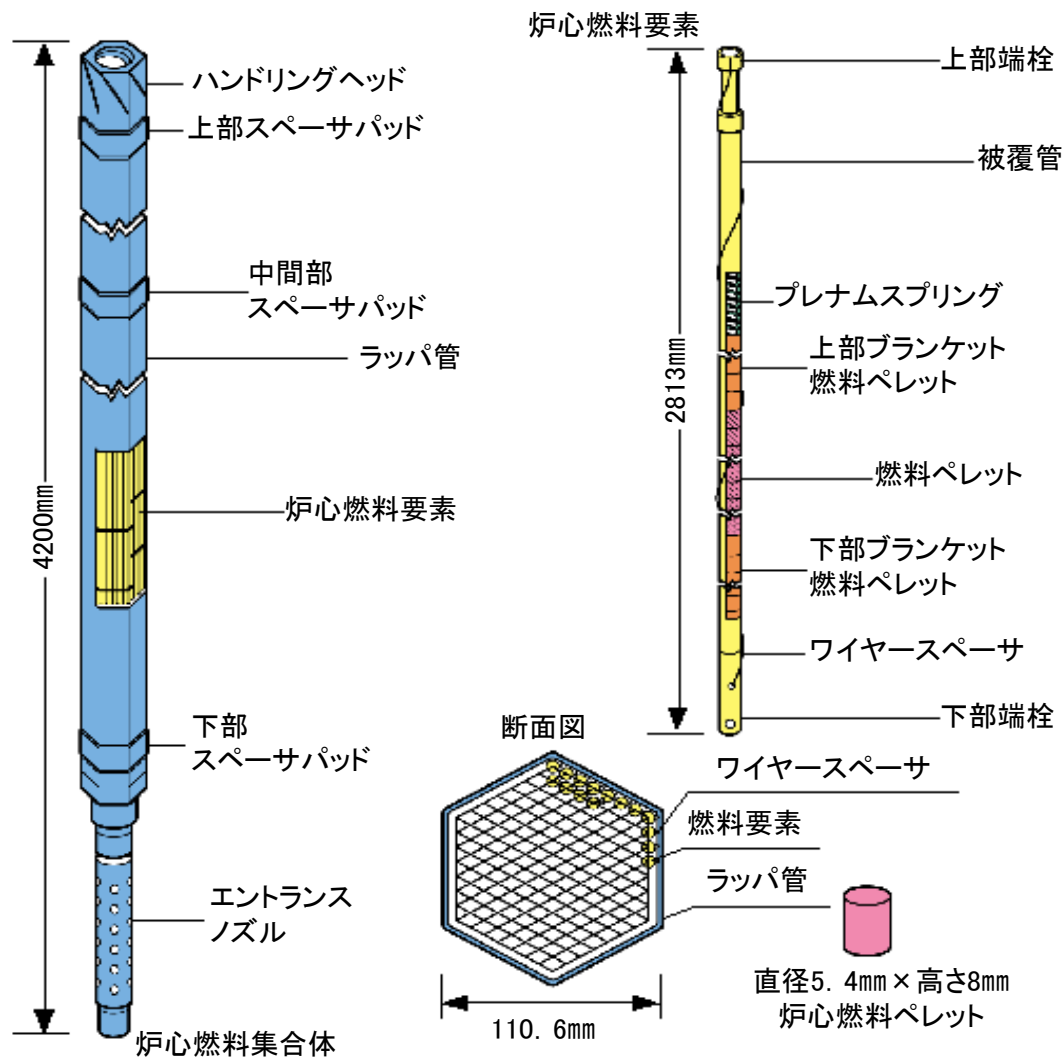


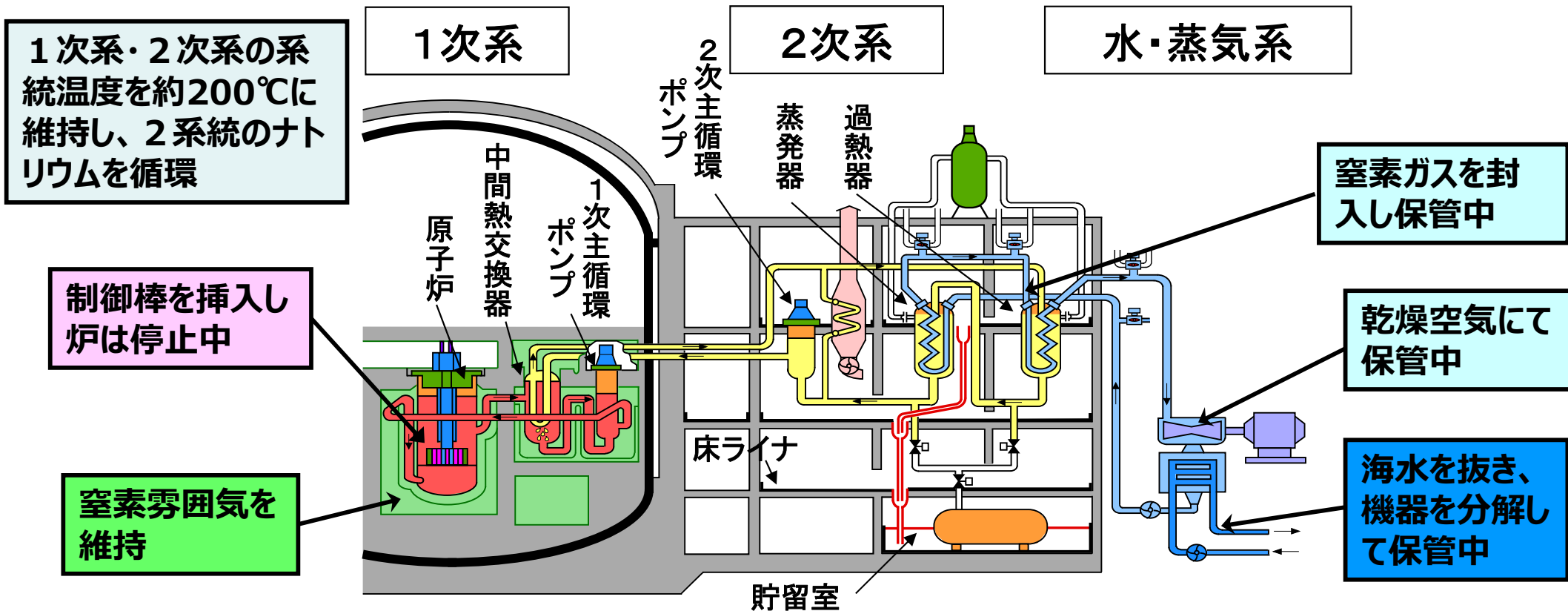
炉心水平断面図



炉心構成要素		記号	数量
炉心燃料集合体	内側炉心		108
	外側炉心		90
ブランケット燃料集合体			172
制御棒			19
中性子源			2
中性子しゃへい体			316
サーベイランス集合体			8

炉心燃料集合体と炉心燃料要素





原子炉の崩壊熱と放散熱の関係

- 炉心の崩壊熱：約30kW (原子炉容器からの放散熱約50kWよりも小さい) 注1
- 1集合体あたりの最大崩壊熱：約0.2 kW注1 (白熱電球2個分)

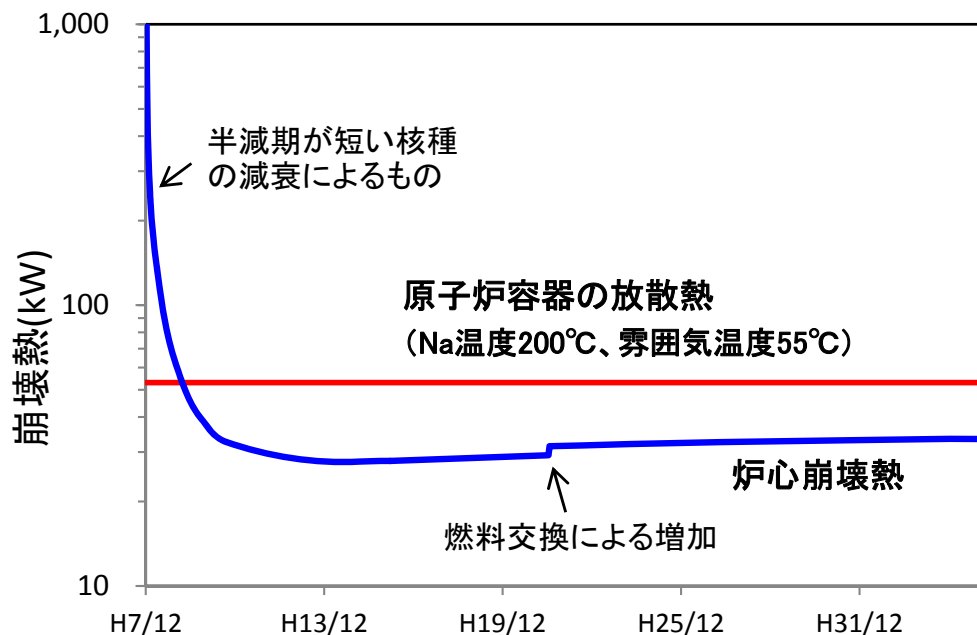
注1: 数値については今後詳細に評価を実施

40%出力運転以降20年以上経っていることから、炉心の崩壊熱及び放射能は、当該運転直後に比べてきわめて低いレベルにある。また、運転期間も短いことから1次冷却材に蓄積された放射性物質の量も少ない。(直近の炉心確認試験(平成22年7月)による崩壊熱及び放射能への寄与はない。)

- ・崩壊熱: 約30kW(原子炉容器の放散熱約50kWよりも小さい) **注1**
- ・使用済燃料集合体1体ギャップ中の放射能: 放射性希ガス(0.5MeV換算) 約 2×10^9 Bq **注1**
- ・1次冷却材の放射性物質の濃度(平成26年4月分析値): Na-22約16Bq/g、H-3約69Bq/g **注2**

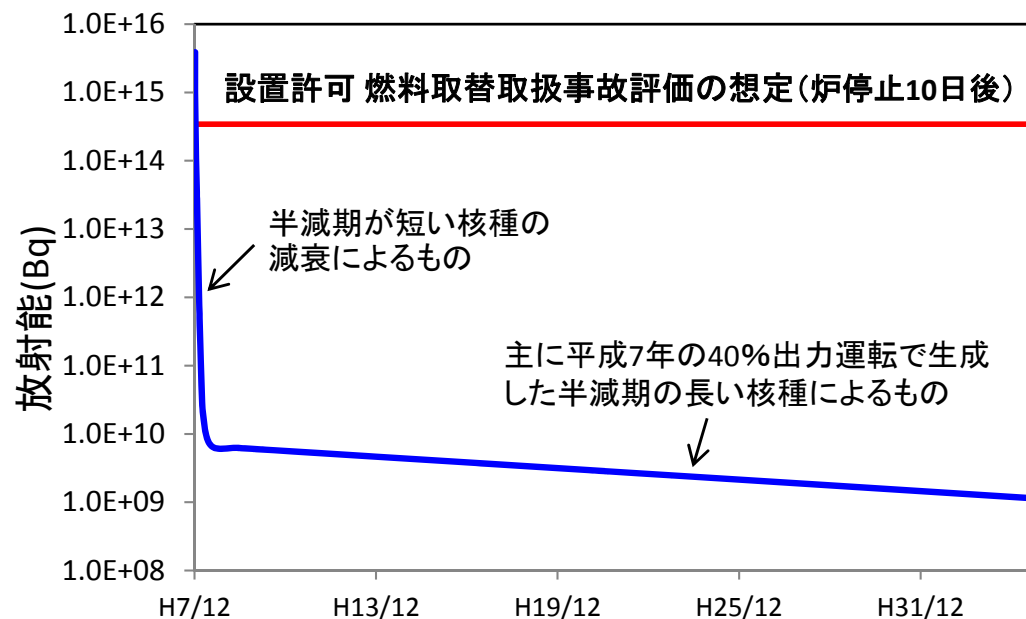
注1: 数値については今後詳細に評価を実施

注2: 半減期とIAEA RS-G-1.7 のクリアランスレベル Na-22(2.6年、0.1Bq/g)、H-3(12.3年、100Bq/g)



(40%出力性能試験後の原子炉停止時)

炉心崩壊熱の推移 **注1**



(40%出力性能試験後の原子炉停止時)

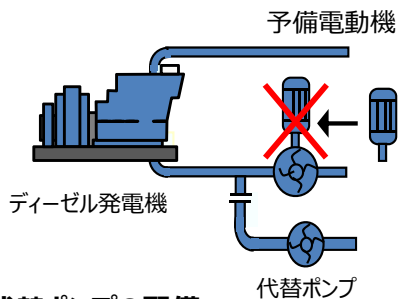
燃料集合体1体ギャップ中の放射性希ガス放射能の推移 **注1**
(ガンマ線0.5MeV換算)

ディーゼル発電機冷却機能の確保

○補機冷却海水ポンプ

予備電動機の配備

【平成25年3月】



○補機冷却海水ポンプ代替ポンプの配備

海水冷却機能復旧対策を実施し、非常用ディーゼル発電機を迅速に復旧
【平成24年2月】



代替ポンプ
(水中ポンプ2台(うち1台は予備))

水中ポンプ用発電機

海水の浸水防止

○ポンプ防水壁の補強

【高さ1.2m、板厚増】

【平成24年3月】



○建物への海水浸入経路の止水

【平成23年10月】



電源の確保

○電源車及び電源ケーブルの配置

300kVAの電源車を2台、海拔約4.3メートルに設置



【平成23年8月】

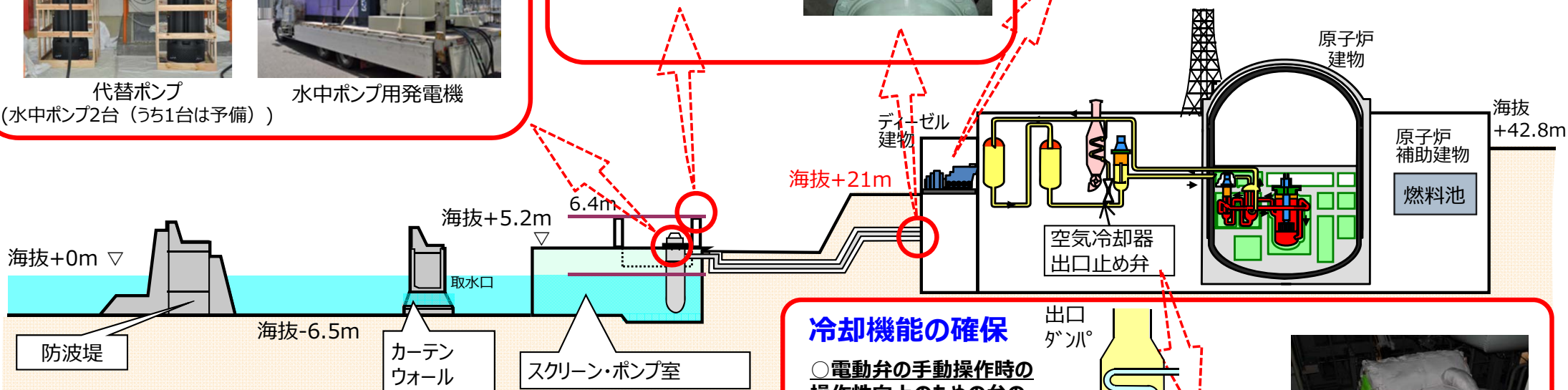
○電源接続盤の設置

【平成24年5月】

○非常用ディーゼル発電機代替空冷電源設備の設置

【平成25年3月】

上記の電源車2台に加え、1ループ強制循環による炉心冷却を行うための大型電源車(4,000kVA)も設置



緊急時の燃料池の冷却確保※

○消防車等による燃料池への給水手順の作成

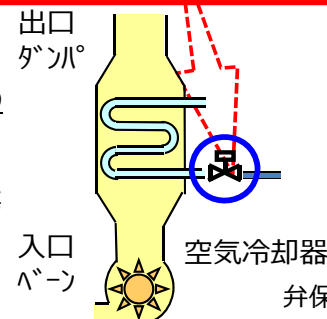
【平成23年8月】
※燃料池が沸騰することはなく、蒸発による水量の減少を防ぐ



冷却機能の確保

○電動弁の手動操作時の操作性向上のための弁の保温材パッケージ化

空気冷却器出口止め弁等
4ヶ所/ループ
【平成24年3月】



弁保温材のパッケージ化状況(緑部分)

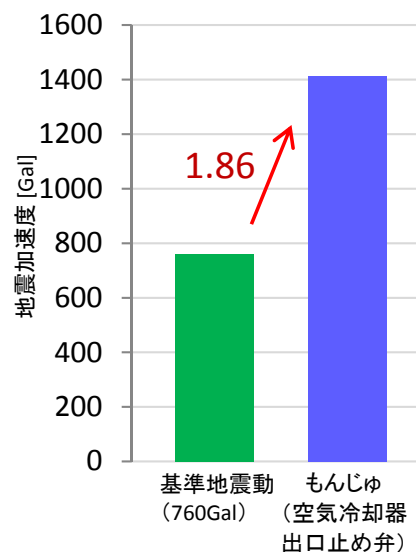
- 東京電力(株)福島第一原子力発電所事故後の原子力安全・保安院の指示(平成23年7月)に従い、ストレステスト(安全性に関する総合評価)を実施し、平成25年6月21日に公表*。

* : <http://jolissrch-inter.tokai-sc.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Research-2013-001.pdf>

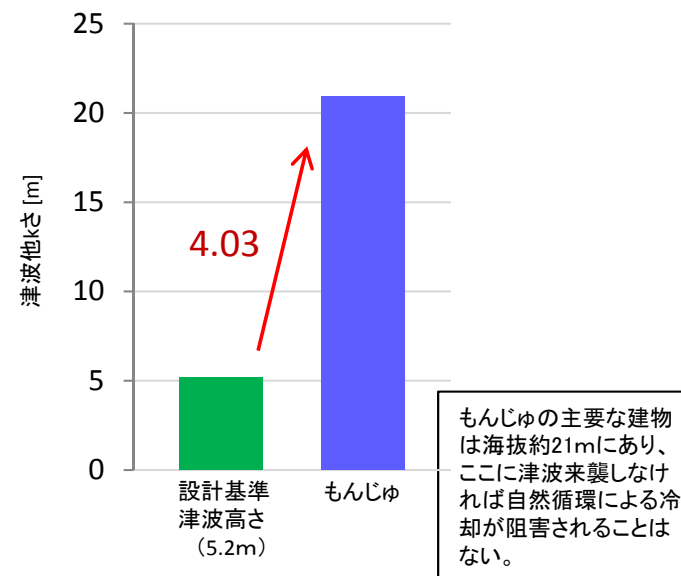
全交流電源喪失

	軽水炉	もんじゅ
全交流電源喪失時の対応	原子炉注水	自然循環冷却

地震



津波



もんじゅの主要な建物は海拔約21mにあり、ここに津波来襲しなければ自然循環による冷却が阻害されることはない。

もんじゅは、全交流電源の喪失が継続した場合でも自然循環により冷却が可能であるため、対策設備(電源車等)の燃料枯渇による時間的なクリフエッジはない。

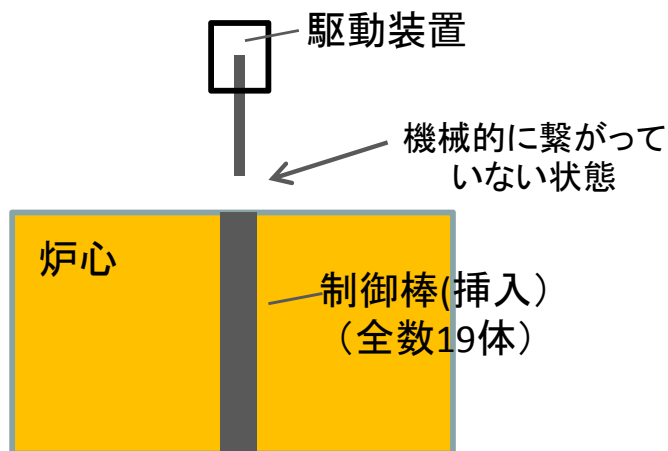
もんじゅは、基準地震動に対して、1.9倍程度*の耐震裕度を有する。

* 自然循環冷却のために必要となる機器のうち、耐震裕度が最も小さい空気冷却器出口止め弁で比較

もんじゅは、設計基準津波高さに対して4倍程度の裕度を有する。

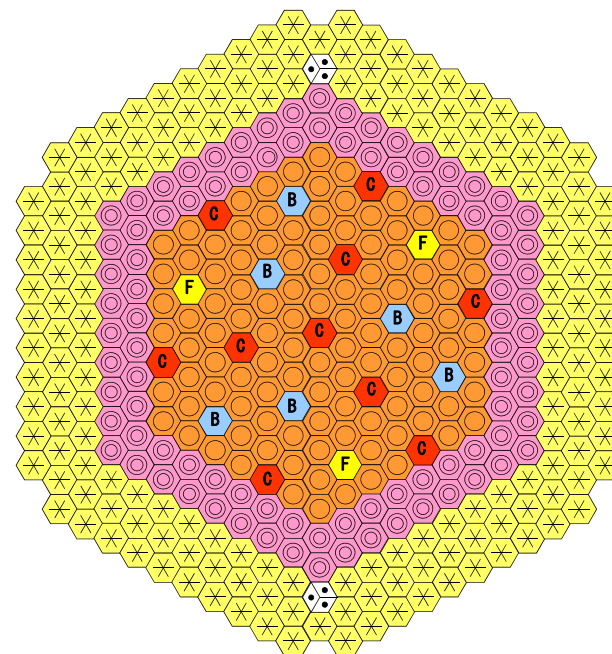
- 原子炉は、全ての主炉停止系制御棒、後備炉停止系制御棒が挿入された未臨界状態を維持した状態にある。
- もんじゅは40%出力で短期間の運転後、運転を停止して長期間を経ているため、炉心燃料等の発熱(放射性物質の崩壊熱)は非常に小さい。
- 原子炉内の発熱が非常に小さいため、予熱ヒータで系統の温度を約200°Cに維持している状態である。
- 津波や電源喪失に対しては、東京電力福島第一原子力発電所事故後の緊急安全対策として浸水防止対策や電源車の配備を実施済みである。
- 東京電力(株)福島第一原子力発電所事故後にストレステストを実施し、以下を確認。
 - ・全交流電源の喪失が継続した場合でも自然循環冷却が可能であり、時間的なクオリフエッジはない。
 - ・基準地震動に対して1.9倍程度の耐震裕度を有する。
 - ・設計基準津波に対して4倍程度の裕度を有する。

- 原子炉は、すべての主炉停止系制御棒、後備炉停止系制御棒が挿入された未臨界状態を維持した状態にある。制御棒は、重力により下向きに炉心に入っており、構造的に動くことはない。
- また、制御棒駆動機構が制御棒本体とは機械的に切り離されており、制御棒が不意に引き抜かれることもない。このため、原子炉は未臨界状態が継続的に維持されおり、予期せぬ臨界が生じる可能性はない。



制御棒挿入状態のイメージ

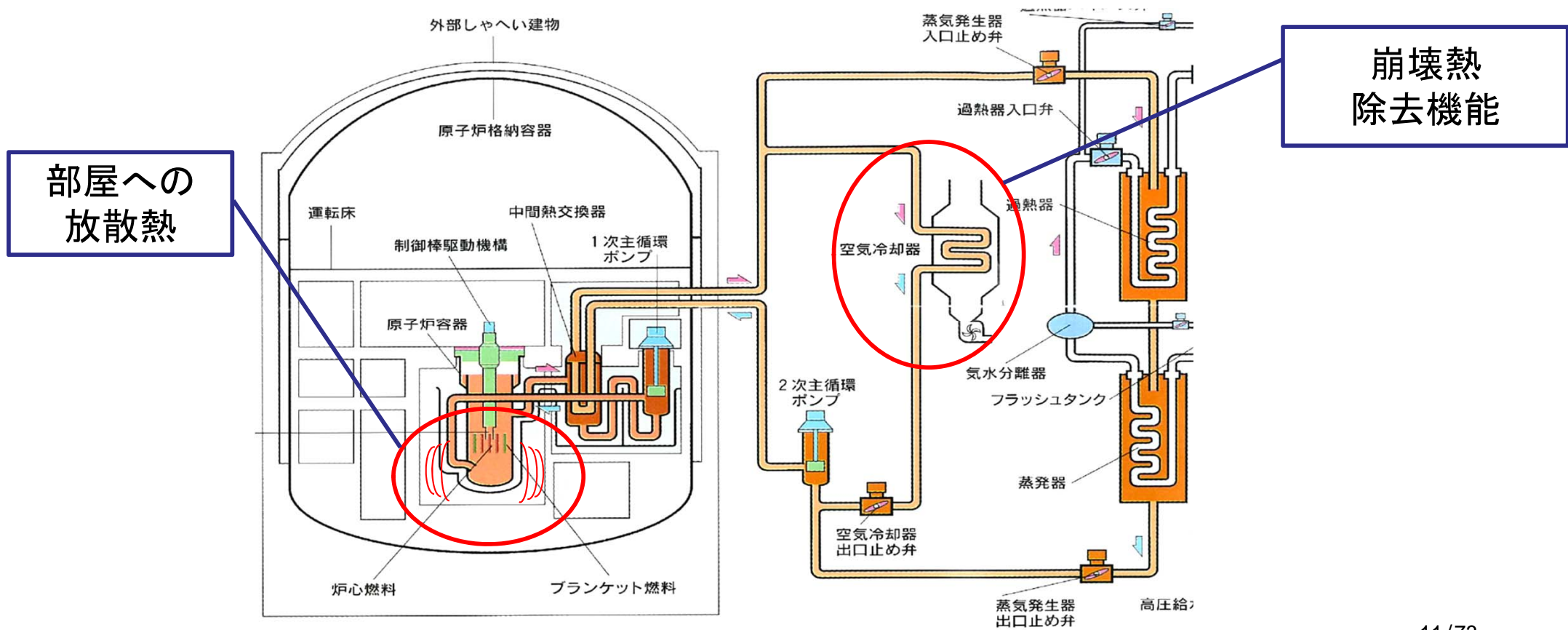
全ての制御棒が挿入された未臨界の状態
(制御棒は F G B の記号で表された全19体)



もんじゅ炉心平面図

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

- 原子炉内の燃料等による発熱は、冷却系から部屋への放散熱より小さいため、実質的には冷却する必要がない。
- したがって、1次系、2次系及び補助冷却設備による崩壊熱除去機能は実質的に必要ない。



- 40%出力での短期間の運転後の原子炉停止から20年以上経過しているため、現状の「もんじゅ」の炉心の放射能は、きわめて低いレベルにある。

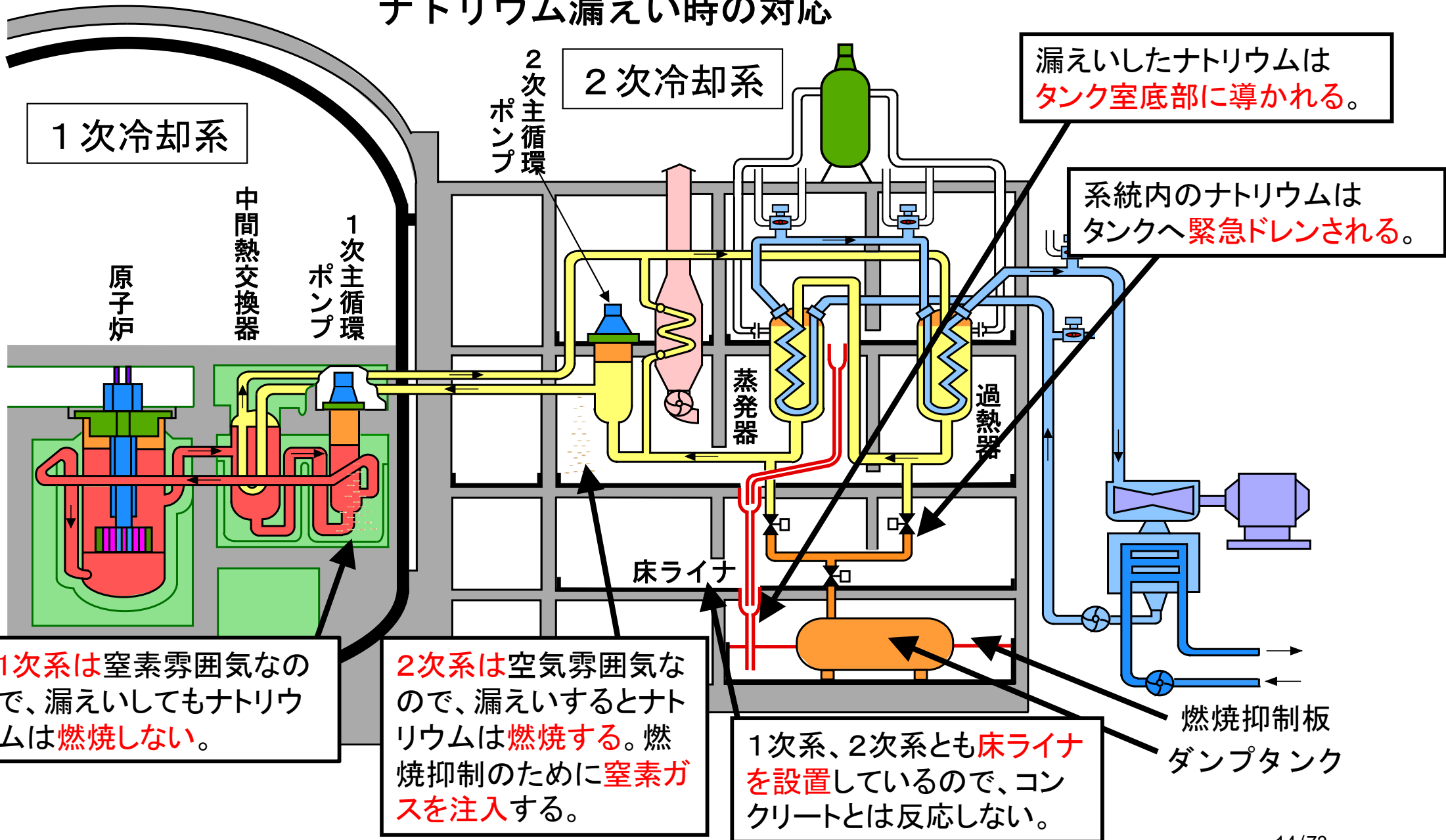
放射性希ガスは20年以上の時間経過により、原子炉停止直後と比較し100万分の1以下^{注1}に減衰し、また、放射性ヨウ素はほとんどない状態となっている。

注1：数値については今後詳細に評価を実施

- なお、原子炉は未臨界状態であること、燃料等の発熱は少なく、運転時の温度と比べてはるかに低温であることから、燃料が原子炉内で破損する恐れはない。

- 1次冷却材を内包する系統は窒素雰囲気の区画に収納されており、1次冷却材の漏えいが生じたとしてもナトリウムの燃焼は抑制される。
- 2次冷却材が漏えいした場合には、2次冷却材を系統から緊急ドレンしてナトリウム漏えいを停止するとともに、漏えい個所の室内に窒素ガスを注入して燃焼を抑制する。ナトリウムの漏えい量が多い場合は、漏えいしたナトリウムは床ライナを介してダンプタンク室底部に導かれ、燃焼が抑制される。

ナトリウム漏えい時の対応



1次冷却系

2次冷却系

漏えいしたナトリウムは
タンク室底部に導かれる。

系統内のナトリウムは
タンクへ緊急ドレンされる。

1次系は窒素雰囲気なので、漏えいしてもナトリウムは燃焼しない。

2次系は空気雰囲気なので、漏えいするとナトリウムは燃焼する。燃焼抑制のために窒素ガスを注入する。

1次系、2次系とも床ライナを設置しているので、コンクリートとは反応しない。

燃焼抑制板
ダンプタンク

- 原子炉は、未臨界状態に継続的に維持されており、予期せぬ臨界が生じる恐れはない。
- 1次系、2次系及び補助冷却設備による崩壊熱除去機能は、実質的に必要ない。
- 1次系及び2次系の漏えいナトリウムの燃焼は、既存の対応策によって適切に抑制される。
- 2次系のナトリウムを抜き取って固化することにより、ナトリウムの漏えい・燃焼を未然に防止することができる。

2017年7月26日
第5回もんじゅ廃止措置安全監視チーム
資料

現状のプラント状態における もんじゅの安全性について

平成29年7月26日
日本原子力研究開発機構 (JAEA)

【高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置計画の認可の審査に関する考え方】

○廃止措置中の過失、機械又は装置の故障^①、地震、津波、溢水、火災、火山活動、竜巻等^②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

②

【地震、津波等の頑健性を評価する事象】

既往の評価結果を基に、各工程段階における施設の状況に即して評価

c.f.(研究開発段階発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則)第4条～第12条、第16条

①

廃止措置中の過失、機械又は装置の故障に対して、既往の評価結果を基に、各工程段階における施設の状況に即して評価

- ・異常な過渡変化及び設計基準事故
- ・重大事故等に係る事象
- ・大規模損壊に係る事象

【廃止措置段階で考慮すべき事故】

現状(崩壊熱、放射能インベントリ)を踏まえて、事象を想定し、影響を評価

具体的事象の考え方

c.f.

(高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置段階における保安規定の認可の審査に関する考え方)

- 大規模な自然災害又は大型航空機の衝突その他のテロリズム
 - ・大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動
 - ・大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び使用済燃料の損傷を緩和するための対策
 - ・大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策

保安規定審査に関する考え方に基づき、大規模損壊発生が発生した際に追加的に対応体制及び手順の整備が必要となる場合には、事象推移を推定し、必要な大規模損壊への対策を検討する。

軽水炉での検討

【発電用原子炉施設及び試験研究用等原子炉施設の廃止措置計画の審査基準】

- 使用済燃料貯蔵施設から冷却水が大量に漏えいする事象等を考慮し、使用済燃料の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するための必要な設備等の重大事故対策設備の解体について、その機能を維持管理する期間が適切に評価されていること。あるいは、その設備は不要であることが適切に評価されていること。
- 核種ごとの被ばくへの寄与を考慮したうえで、放射性物質の放出量が最大となる事故が想定されていること。

大規模損壊に係る事象(軽水炉も参考)

もんじゅ廃止措置の特徴として、Naを冷却材として使用していること、また炉心に燃料が装荷されていることを考慮して事故を想定

○大規模な自然災害として、想定を上回る地震*)による事象の影響を評価

Na漏えい+窒素雰囲気破壊+ガードベッセルなし
*) 原子炉格納容器内におけるNa漏えい事故の起因事象と成り得るのは現実的に地震のみ(火災、溢水等による発生想定は困難)



c.f.美浜発電所1号炉及び2号炉
【重大事故対策設備が不要であることの評価】
「使用済燃料貯蔵施設から冷却水が大量に漏えいする事象」における影響を評価

c.f.美浜発電所1号炉及び2号炉
【事故評価】
「燃料集合体の落下」、「放射性気体廃棄物処理施設の破損」

区 分	廃止措置段階で考慮すべき事故	参照※
異常な過渡変化	-	
設計基準事故	燃料取扱い事故→ スライド5(現状の放射性物質の内蔵量での被ばく線量について) 1次冷却材漏えい事故→ スライド6～7(被ばく線量について)	既往の評価結果を基に、施設の状況(崩壊熱、放射能インベントリ)に即して健全性を評価した結果をご説明 スライド5～7 (スライド50～52)
重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故	崩壊熱除去機能喪失事故→ スライド8～10 1次冷却系配管大口徑破損事故、原子炉液位確保機能喪失事故→ スライド8～10 (参考： スライド45～46) 使用済燃料貯蔵槽の水位低下事故→ スライド12(未臨界性について) 使用済燃料貯蔵槽の液位低下事故→ スライド8～9、11 燃料移送中の冷却機能喪失事故→第4回監視チーム会合にてご説明済み	施設の状況(崩壊熱、放射能インベントリ)に即して健全性を評価した結果をご説明 スライド8～12 (スライド53～54)
大規模損壊	原子炉容器等に影響を及ぼす災害→ スライド13 大規模な火災 使用済燃料貯蔵槽に影響を及ぼす災害(燃料池)	スライド13

区 分	地震、津波等に対する頑健性を評価する事象	参照※	
外的事象	外部ハザード (自然ハザード)	もんじゅの設計時の評価及びそれ以降に実施した直近の評価等をもとに、左記事象に対する現状のもんじゅの頑健性をご説明 スライド16～31 (スライド55～57)	
	外部ハザード (人為ハザード)		航空機落下確率→ スライド24
	内部ハザード		火災、内部溢水、プラント内部からの飛来物(回転機ミサイル、配管のむち打ち、重量物落下等)→ スライド25～29
内的事象	送電系統異常、所内電源の喪失(変圧器故障、短絡、地絡、断線等)→ スライド30～31		

廃止措置段階で考慮すべき事故について

- ・使用済燃料が保有する放射能が支配的。
- ・過去に燃料破損は発生していない

※1：平成29年4月現在の評価値または推定値。

※2：
希ガス：ガンマ線0.5MeV換算
よう素：I-131等価換算
Pu,Am：グロス合計

※3：Na温度200℃相当の容積

※4：系統の運転圧力で補正した容積

燃料取扱設備での燃料中※2
希ガス： 1.8×10^9 Bq
よう素： 1.4×10^7 Bq
Pu,Am： 1.7×10^{15} Bq
(取扱い1体分)

原子炉容器内の燃料中※2
希ガス： 1.2×10^{11} Bq
よう素： 8.8×10^8 Bq
Pu,Am： 2.3×10^{17} Bq
(現在貯蔵370体分)

原子炉容器内の冷却材中※3
FP：燃料破損実績なし
Na-22： 3.3×10^9 Bq
H-3： 2.6×10^{10} Bq
(Naインベントリ498m³)

燃料池内の燃料中※2
希ガス： 3.0×10^{11} Bq
よう素： 2.2×10^9 Bq
Pu,Am： 3.5×10^{17} Bq
(最大貯蔵538体分)

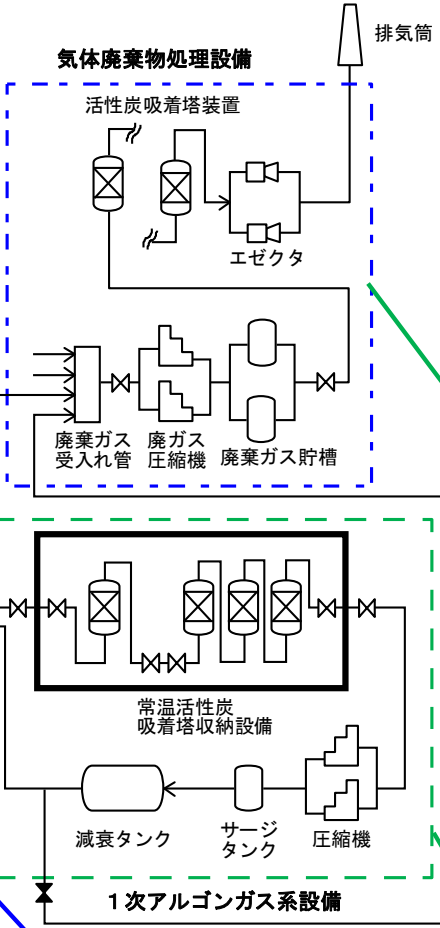
炉外燃料貯蔵槽内の燃料中※2
希ガス： 1.7×10^{11} Bq
よう素： 1.3×10^9 Bq
Pu,Am： 1.1×10^{17} Bq
(現在貯蔵160体分)

炉外燃料貯蔵槽内の冷却材中※3
FP：燃料破損実績なし
Na-22： 2.8×10^7 Bq
H-3：検出限界以下
(Naインベントリ149m³)

1次系のコールドトラップ中
FP：燃料破損実績なし
H-3： 4.5×10^{12} Bq (推定値)

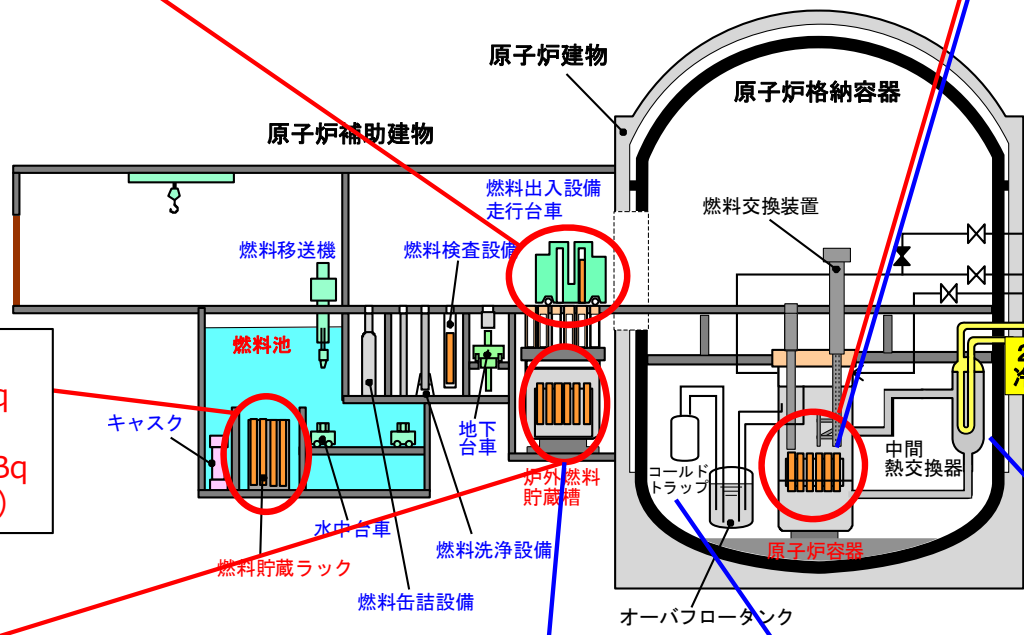
1次主冷却系中※3
FP：燃料破損実績なし
Na-22： 1.8×10^9 Bq
H-3： 1.5×10^{10} Bq
(Naインベントリ277m³)

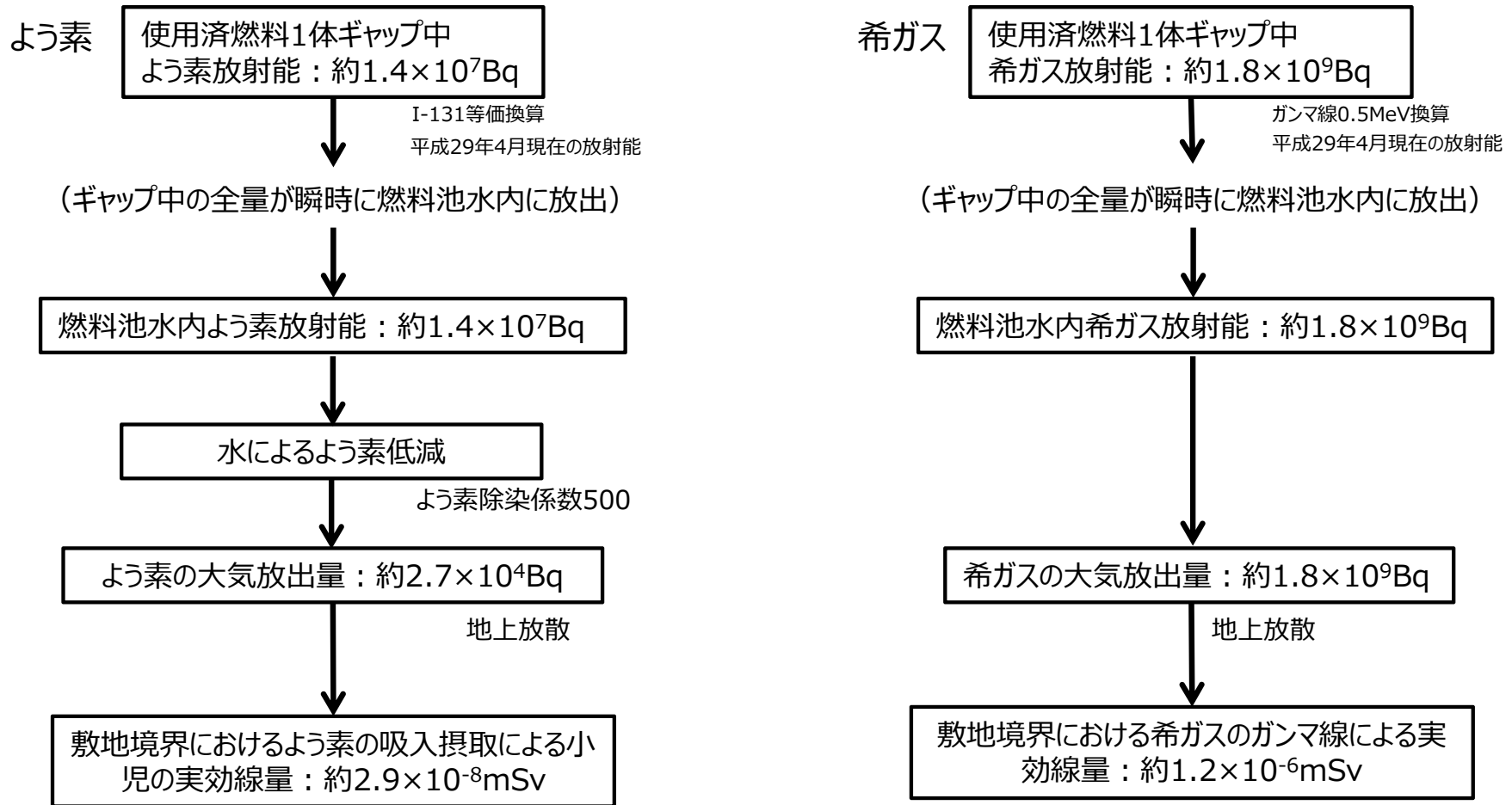
1次アルゴンガス系※4
FP：燃料破損実績なし
H-3： 2.0×10^8 Bq
(空間容積938m³)



気体廃棄物処理系
FP：燃料破損実績なし

灰色塗りは
今回追加したデータ

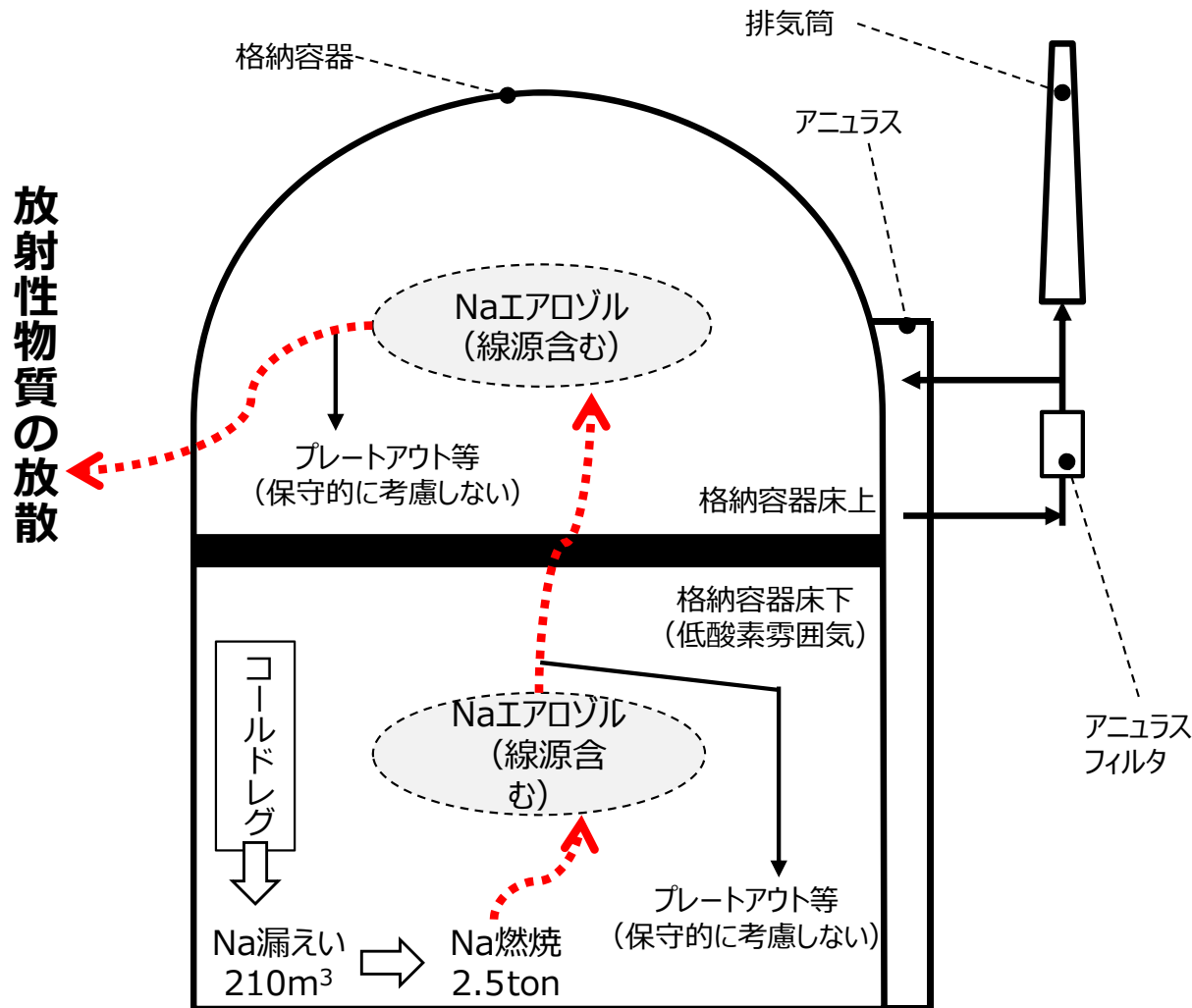




- 燃料池での事故における敷地境界での実効線量は合計で約 1.3×10^{-6} mSv。
- 水によるよう素の低減効果を見ない（保守的な条件）した場合、合計で約 1.6×10^{-5} mSv※。また、最大の放出となることから、全ての燃料取扱い中における事故を包絡する。
- いずれも、目安となる5mSvを十分に下回り、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない。

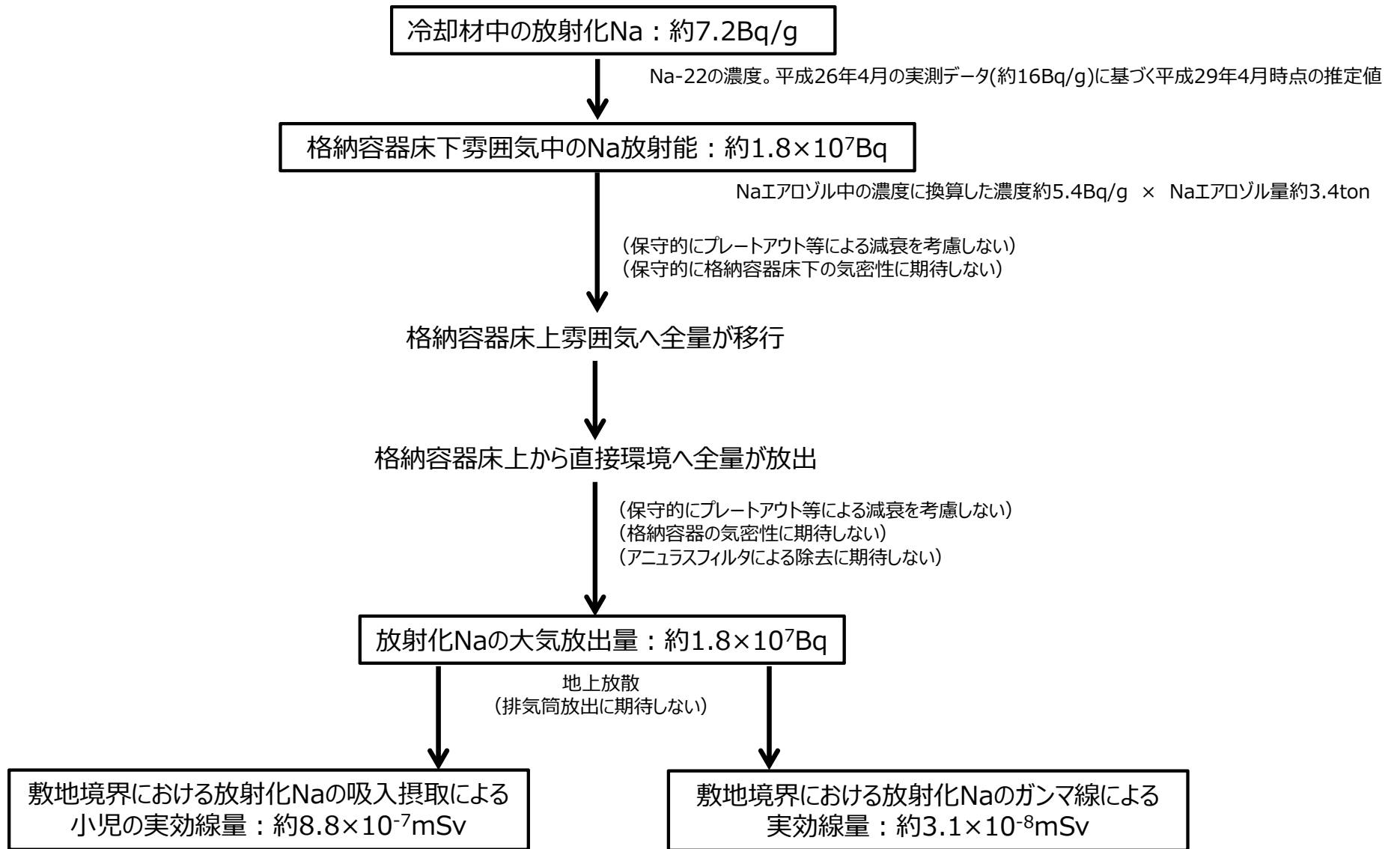
※：よう素約 1.4×10^{-5} mSv
21/73

- ・燃料体取出し作業実施のため格納容器は開放状態であることから、格納容器の気密性、アニュラスによる低減、排気筒による高所放出は期待できないとする。
- ・上記想定を踏まえ、設置許可における1次冷却材漏えい事故の評価をベースに放射化Naによる被ばく線量を評価する。



【放出経路】
 Na中⇒格納容器床下雰囲気 (①)
 ⇒格納容器床上 (②)
 ⇒環境 (③)

【評価条件】
 ①放射化Naは、Naエアロゾルの形態で燃焼Na中の全量が格納容器床下雰囲気へ移行するとする。
 ②保守的に、移行中のプレートアウト等による減衰は考慮せず、また格納容器床下の気密性にも期待しないものとして、床下雰囲気中の全量が床上へ移行するとする。
 ③床上へ移行した全量が環境へ地上放散するとする。この際、保守的にプレートアウト等による減衰を考慮しない。



- 放射化Na(Na-22)による実効線量は、保守的に格納容器床下雰囲気中の全量が放出されたとしても合計で約 9.1×10^{-7} mSv。
- 目安となる5mSvを十分に下回り、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない。

灰色塗りは今回追加したデータ

想定条件 (Naの流動を考慮しない等の保守的な想定に基づく評価)

	原子炉	EVST	燃料池	燃取設備
燃料の崩壊熱	30kW	38kW ^{※1}	47kW 205W/1体	205W/1体
冷却機能喪失条件	1次系停止 ^{※2} + 炉容器室空調停止	EVST冷却系停止 ^{※2} + EVST室空調停止	燃料池水喪失 ^{※3} (缶詰缶 有or無) + 空調停止	冷却系停止 ^{※2} + 空調停止
計算評価モデルの概要	<ul style="list-style-type: none"> • R/V内部は、Naの流動を考慮せず径方向の熱伝導のみとし、伝熱部の高さは燃料高さ93cmのみ • 炉容器室及び近接部屋の伝熱は水平方向のみ。 • 炉容器室近接部屋雰囲気40℃を境界条件 	<ul style="list-style-type: none"> • EVST内部は、Naの流動を考慮せず径方向の熱伝導のみとし、伝熱部の高さは燃料高さ93cmのみ • EVST室雰囲気55℃を境界条件 	<ul style="list-style-type: none"> • 水の流動を考慮せず径方向の熱伝導のみとし、伝熱部の高さは燃料高さ93cmのみ • 燃料池室からの伝熱は、天井と側面一面のみ考慮 • 天井は外気温度70℃、側面一面は近接部屋温度40℃を境界条件 	<ul style="list-style-type: none"> • 空気の対流を考慮せず径方向の熱伝導及び輻射のみとし、伝熱部の高さは燃料高さ93cmのみ • 燃取出入設備通路からの伝熱は、天井のみ考慮 • 天井は外気温度70℃を境界条件

※1：崩壊熱の大きい250体の炉心燃料(Ⅰ型：131体、Ⅱ型：80体、Ⅲ型：39体)の保守的な崩壊熱。現在の崩壊熱(Ⅰ型：116体を含めた炉心構成要素187体)は15.9 kW

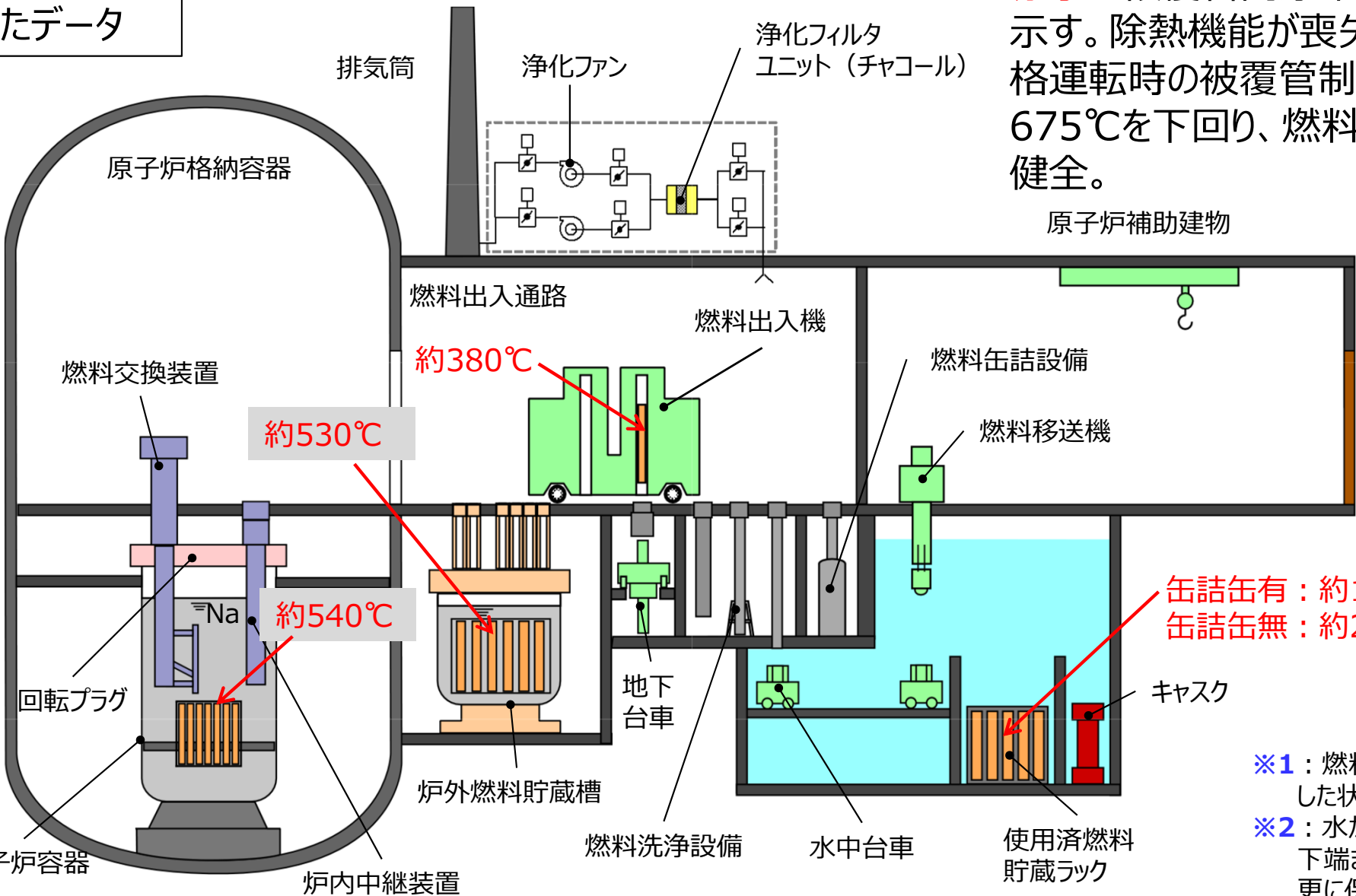
※2：冷却系からの放熱・除熱は一切無し

※3：冷却機能喪失の結果、燃料池水の蒸発を想定

現状の崩壊熱を踏まえた除熱機能喪失時の燃料被覆管温度評価結果

灰色塗りは今回追加したデータ

赤字は被覆管肉厚中心温度を示す。除熱機能が喪失しても定格運転時の被覆管制限温度 675℃を下回り、燃料被覆管は健全。



原子炉補助建物

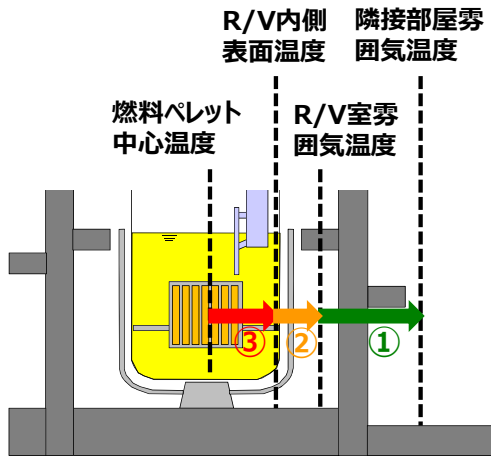
缶詰缶有 : 約160℃※1
 缶詰缶無 : 約280℃※2

※1: 燃料池の水が喪失した状態の評価
 ※2: 水が燃料発熱部下端までは存在する更に保守的評価

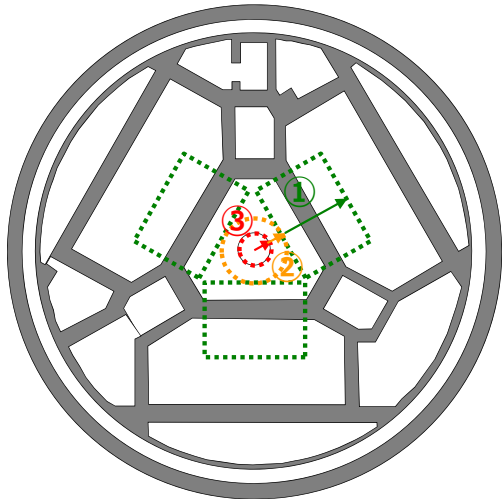
計算モデル概要

保守的な評価を行うため、上下の放熱は無視する

- ・1次主冷却系のNa循環停止を想定
- ・評価範囲は、燃料ペレット中心～RV室隣接部屋（隣接部屋の雰囲気調節装置は、修復可能であるため）
- ・定常状態に達した最終状態の温度分布を計算。
- ・評価対象を3領域（①～③）に分けて、計算モデルを作成。

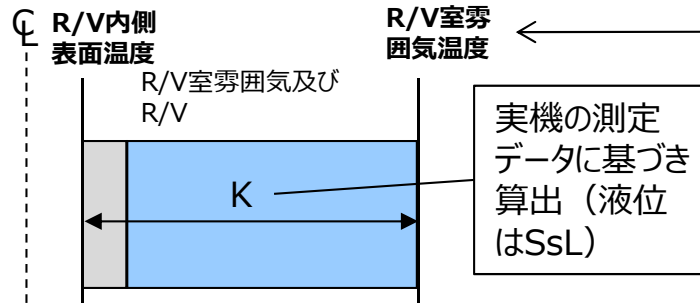


(i) 鉛直断面

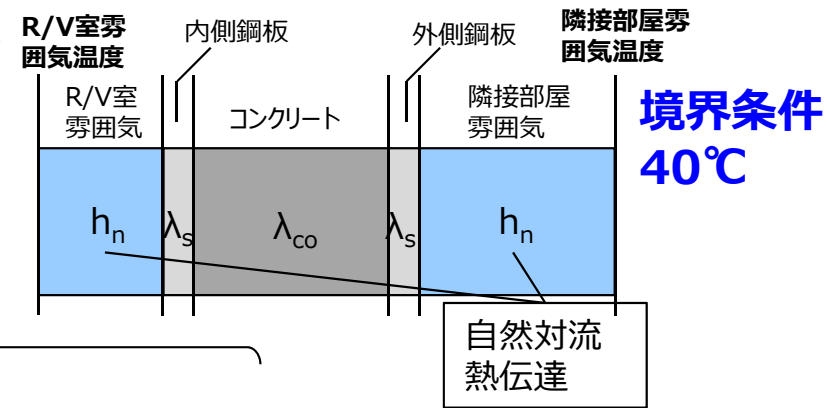


(ii) 水平断面

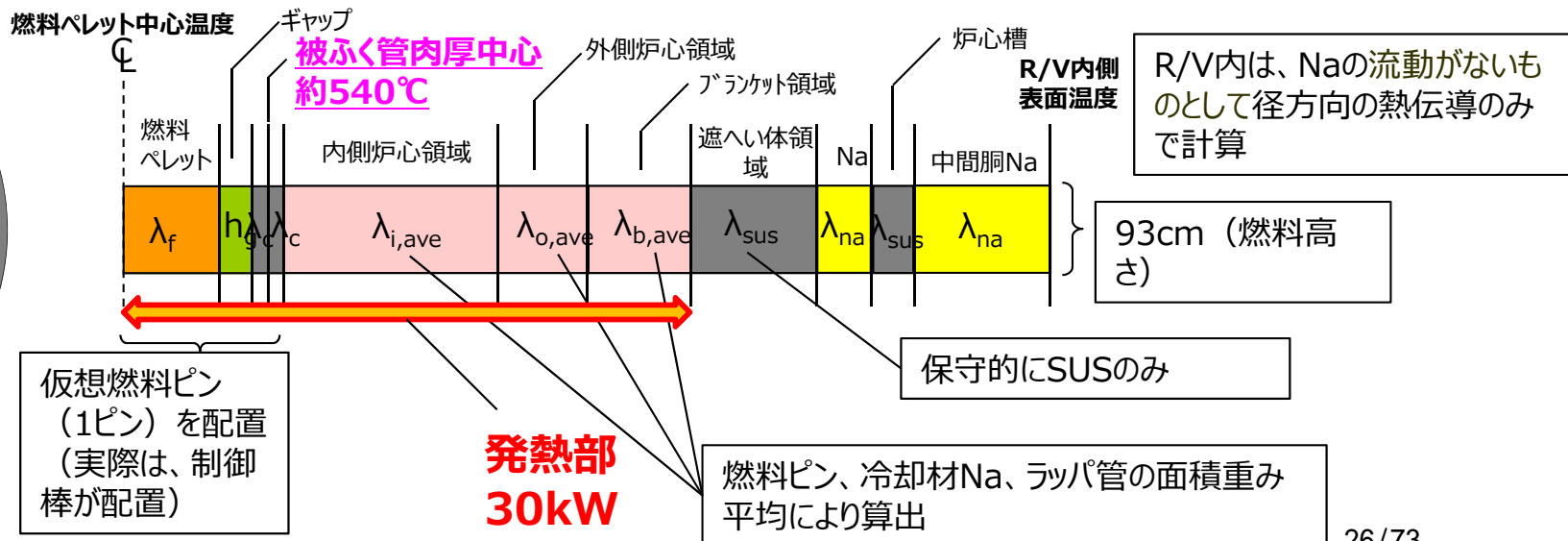
② R/Vからの放熱



① 生体遮へい壁からの放熱



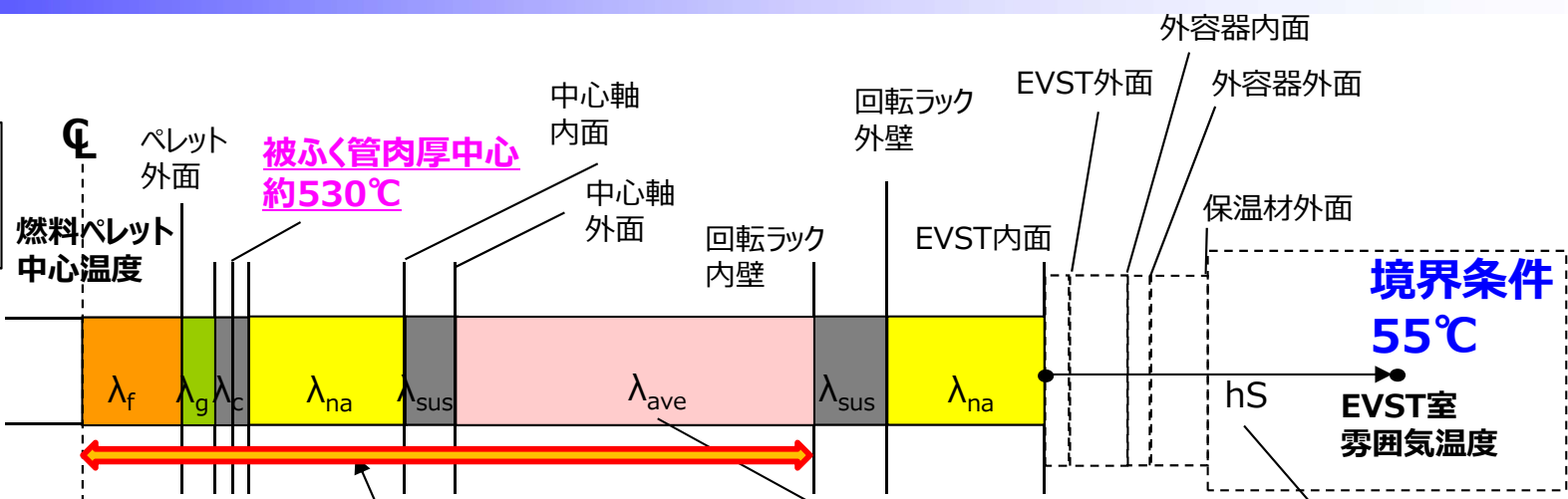
③ R/V内部の熱伝導



EVST内は、Naの流動がないものとして径方向の熱伝導のみで計算

93cm (燃料高さ)

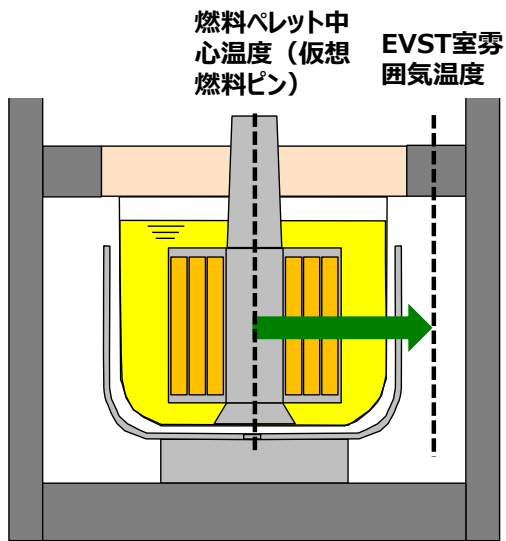
仮想燃料ピン (1ピン) を配置 (実際は、Na)



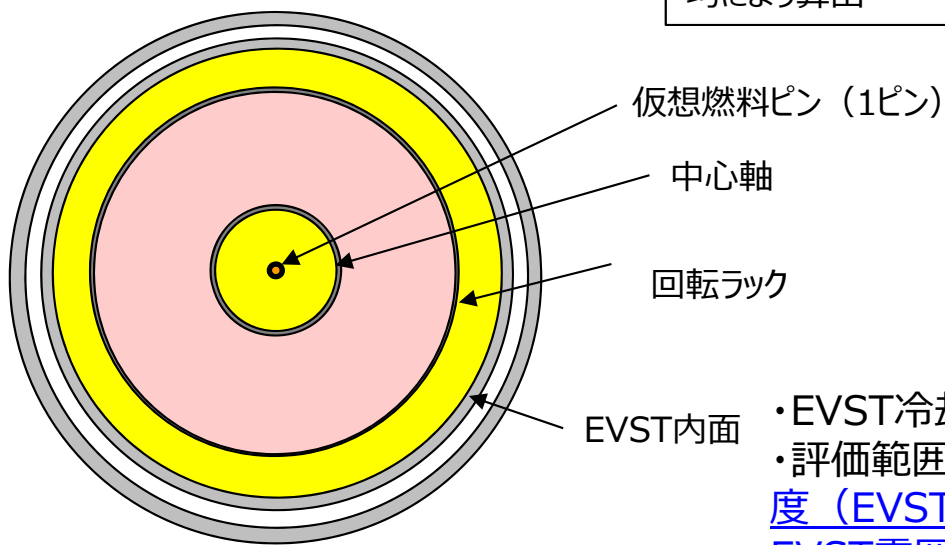
発熱部位 (38kW)

燃料ピン、冷却材Na、ラッパ管の面積重み平均により算出

運用で得られた測定結果に基づいて推定 (液位は、通常時Naレベル)



(i) 鉛直断面



(ii) 水平断面

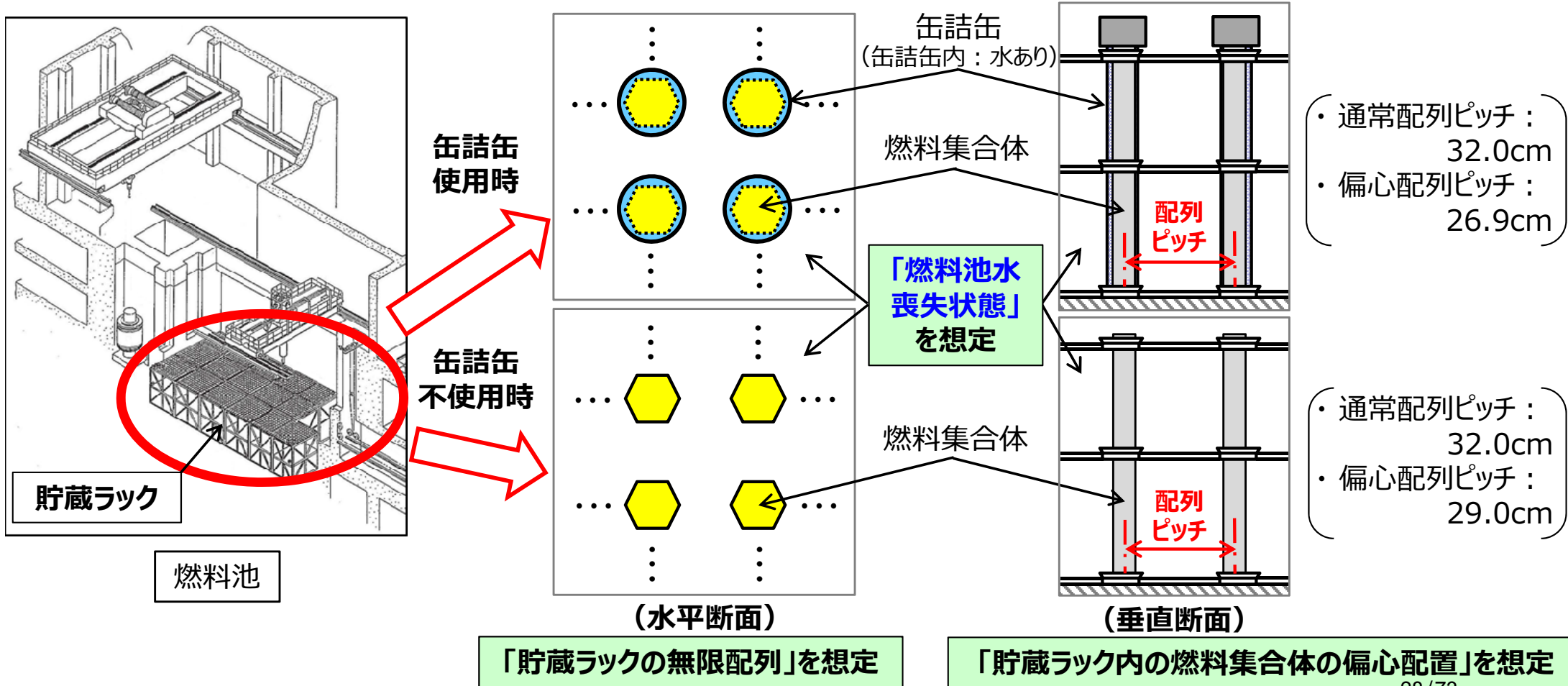
計算モデル概要

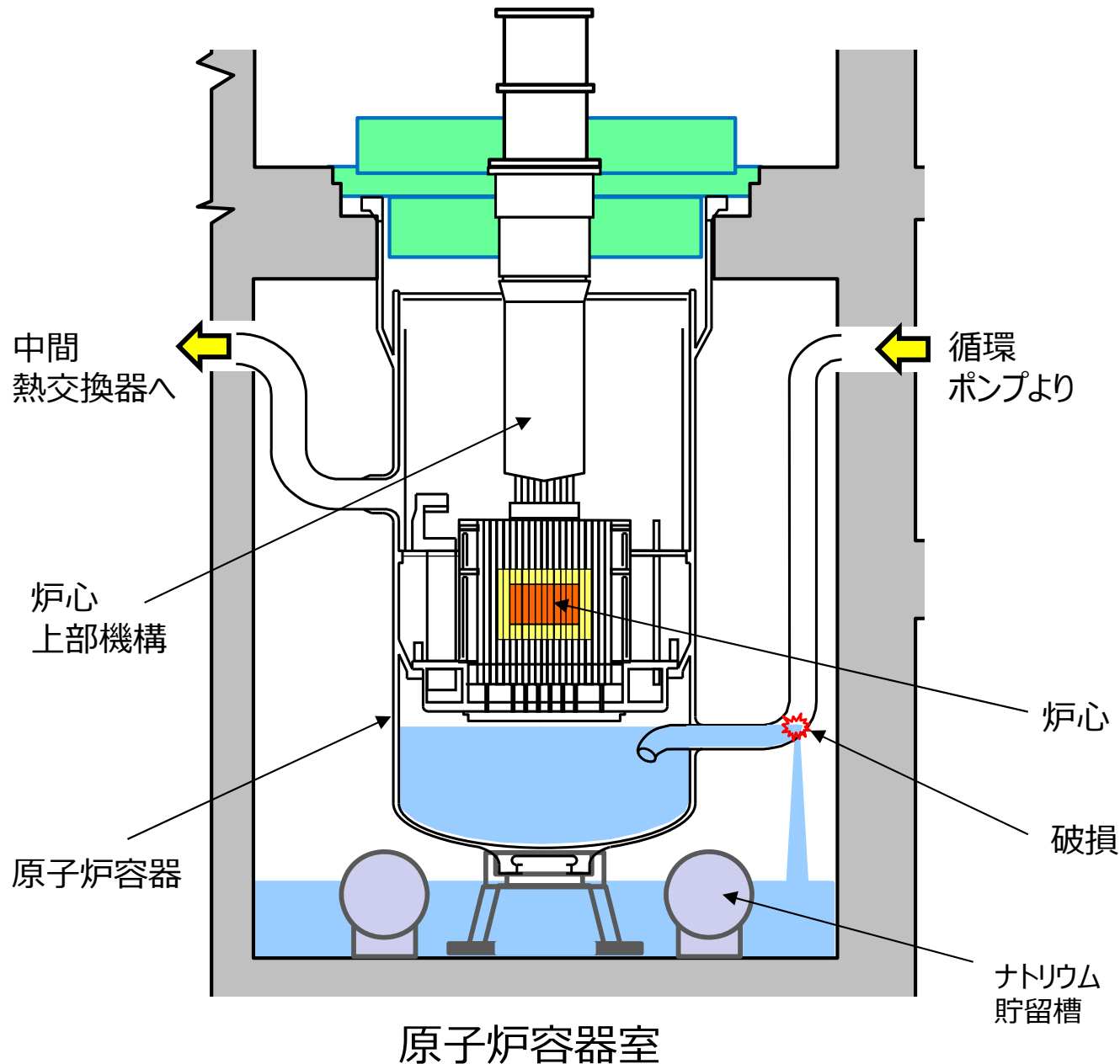
- EVST冷却系の冷却機能喪失を想定
- 評価範囲は、燃料ペレット中心～EVST雰囲気温度 (EVSTヒータ「切」による温度降下作業にて、EVST雰囲気温度が、長時間一定に維持されることを確認しているため)
- 定常状態に達した最終状態の温度分布を計算。

燃料池に、最も反応度の大きい実燃料（初装荷燃料Ⅲ型、外側炉心用）を貯蔵し、「貯蔵ラックの無限配列」、「貯蔵ラック内の燃料集合体の偏心配置」及び「燃料池水の喪失」を想定しても臨界とならない。

- ・ 缶詰缶を使用した場合の実効増倍率： 約 $0.82 < 0.95$ （設計制限値） ※1, ※2, ※3
- ・ 缶詰缶を使用せずに中性子しゃへい体用のラックに貯蔵した場合の実効増倍率： 約 $0.93 < 0.95$ （設計制限値） ※1, ※2, ※4

※1：実効増倍率とは、単位時間あたりに生成する中性子と消滅する中性子の比、
 ※2：数値については今後詳細に評価を実施、
 ※3：燃料池水密度 $0.0[g/cm^3]$ 、缶詰缶内水密度 約 $1.0[g/cm^3]$ の評価値、
 ※4：燃料池水密度 約 $0.12[g/cm^3]$ の評価値





事象：原子炉容器室におけるナトリウム漏えい

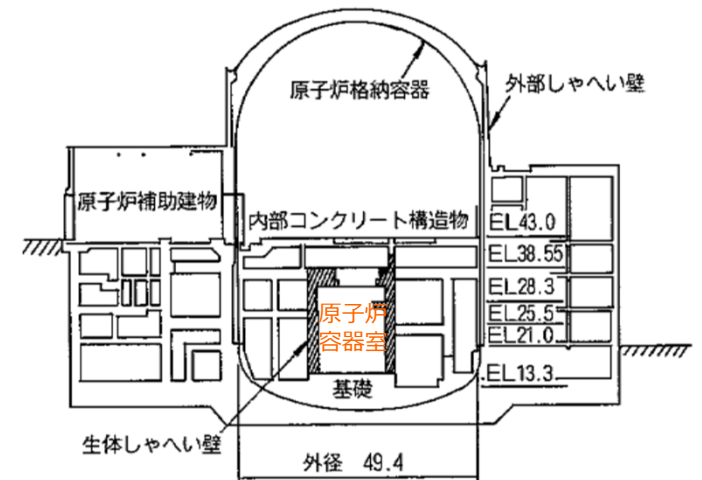
起因：大規模な地震

損傷：原子炉容器入口配管、空調ダクト

原子炉容器室：原子炉容器の支持機能及びライナ機能は維持。空調ダクト損傷による空気流入を考慮。

ガードベッセル：ナトリウム保持機能を期待せず

上記条件にて事象進展を評価し、必要な対応策（体制・手順の整備）を構築。設備対応が必要となる場合は、設備対応を実施。



もんじゅの原子炉容器室は、鋼板コンクリート製の生体遮へい壁（厚さ2~2.25m）で囲まれた頑健な構造

もんじゅは平成6年から平成7年にかけて実施した性能試験時に、約40日（定格出力運転換算）の出力運転を行い、その後約21年間は出力停止状態にあることから、使用済燃料の放射能及び崩壊熱は減衰によって低いことを考慮し、以下の影響評価を実施。

- 燃料取扱い中の事故については、フィルタ等の放射性物質の除去効果を期待しなくても、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認。
- 現状の放射能を踏まえた1次冷却材漏えい時の放射化ナトリウムの影響については、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことを確認。
- 現状の崩壊熱レベルでは、冷却機能が喪失した場合であっても、保守的な想定のもとに、燃料被覆管中心温度は定格運転時の被覆管制限温度675℃を下回ることから、燃料被覆管は健全であり、燃料は損傷しないことを確認。
- 燃料池の水が喪失した場合でも未臨界性が維持されることを確認。

地震、津波等に対する頑健性について

炉外燃料貯蔵設備冷却系配管

1次アルゴンガス系配管		
バックチェック	1.46	応答倍率法
ストレステスト相当※1	4.22	スペクトルモーダル法

燃料出入機本体 A

支持円筒		
バックチェック	1.24	応答倍率法
ストレステスト相当※1	2.94	時刻歴応答解析

走行台車

ロケータピン		
バックチェック	1.23	時刻歴応答解析
ストレステスト相当※1	1.76	時刻歴応答解析

燃料出入機冷却装置

本体A間接冷却系ダクト		
バックチェック	4.03	応答倍率法

燃料交換装置

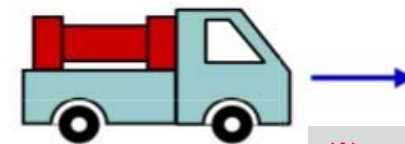
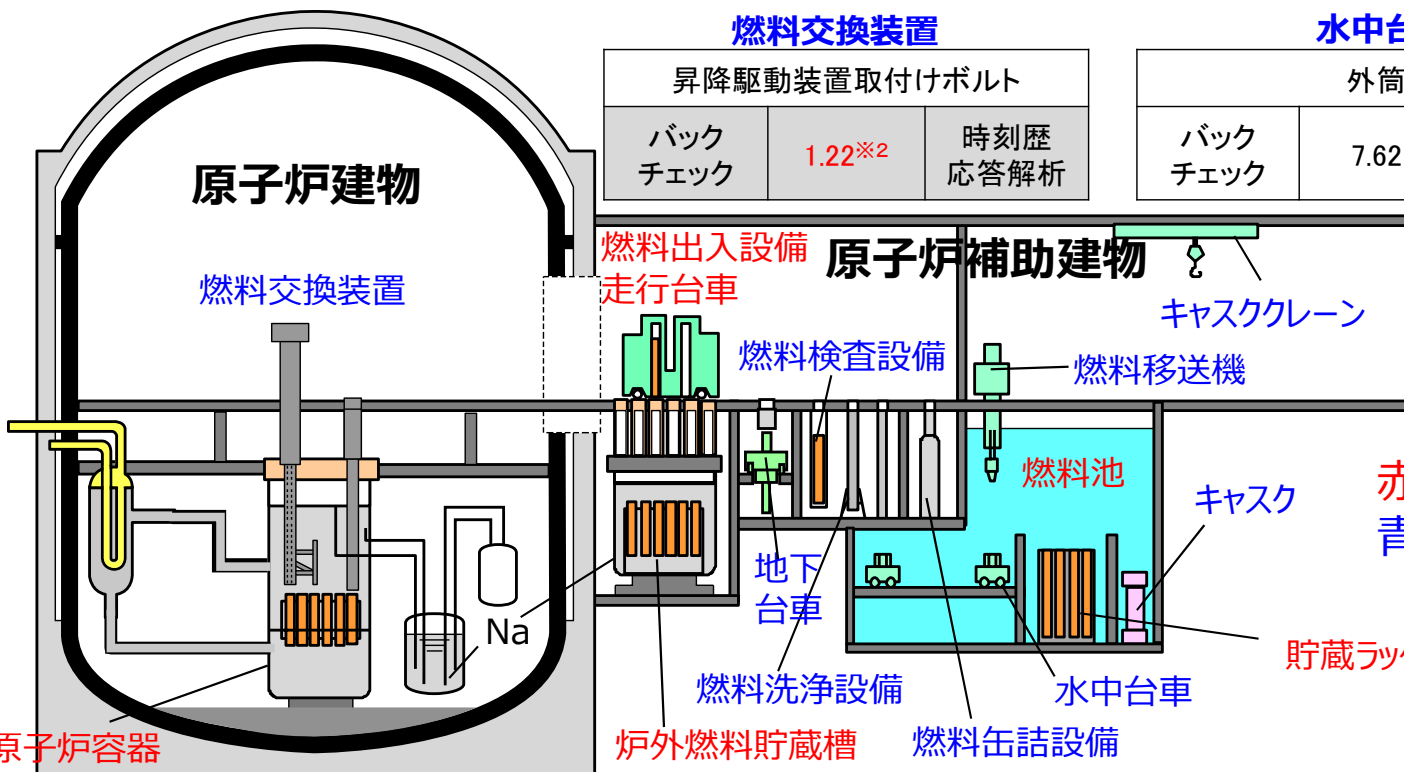
昇降駆動装置取付けボルト		
バックチェック	1.22※2	時刻歴応答解析

水中台車

外筒		
バックチェック	7.62	応答倍率法

燃料移送機

横行台車サイドローラ軸		
バックチェック	2.01	時刻歴応答解析



赤字：耐震Sクラス
青字：耐震B,Cクラス

※1: ストレステスト報告書には記載はないが、同様の考え方で評価
※2: ストレステスト同様の考え方で評価中

燃料池

ライナ固定部		
バックチェック	2.12	応答倍率法
ストレステスト	2.2	燃料池が設置されている原子炉補助建物の裕度とした

炉外燃料貯蔵槽

外容器ボルト		
バックチェック	1.69	時刻歴応答解析
ストレステスト	2.67	時刻歴応答解析

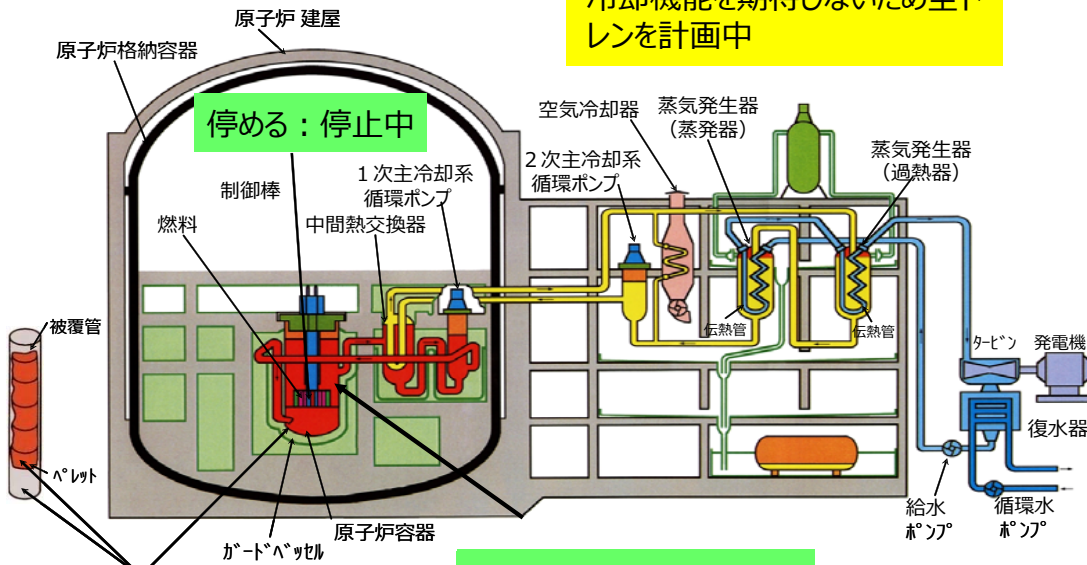
炉外燃料貯蔵設備冷却系配管

冷却系配管ティ		
バックチェック	1.37	応答倍率法
ストレステスト	2.86	スペクトルモーダル法

貯蔵ラック

基礎ボルト		
バックチェック	1.21	時刻歴応答解析
ストレステスト	2.83	時刻歴応答解析

現在のプラント状態



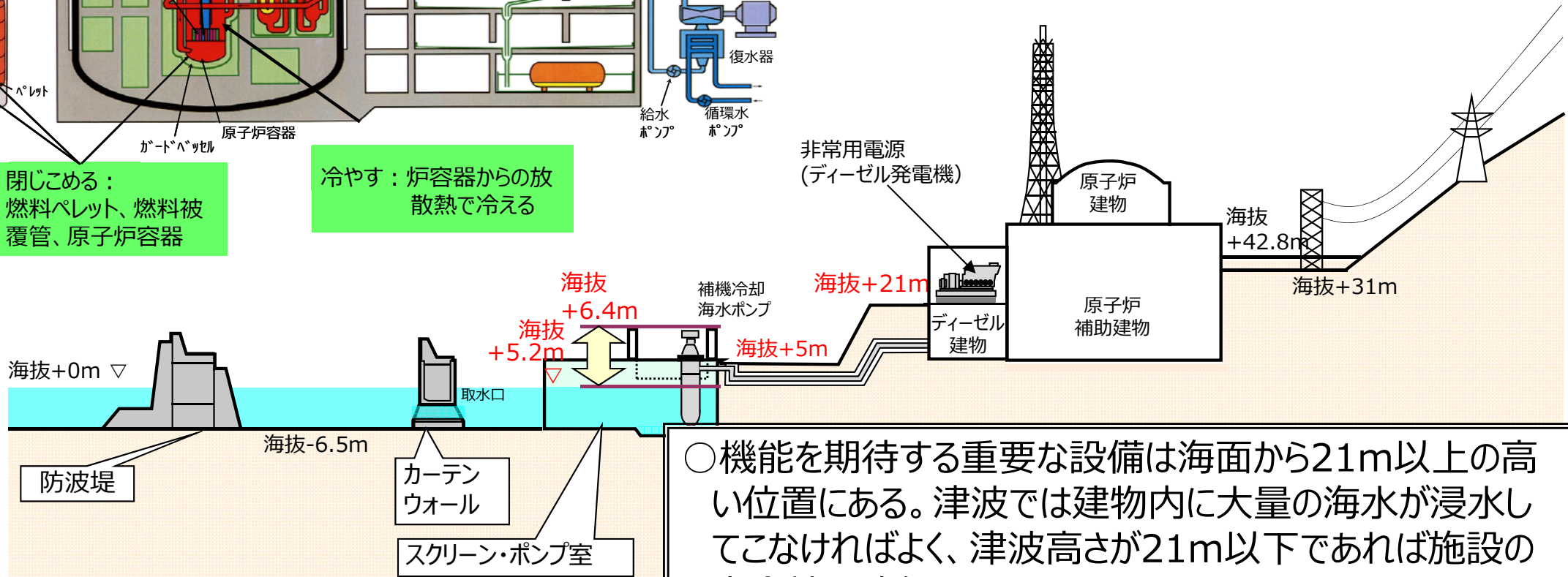
2次冷却系：
冷却機能を期待しないため全ドレンを計画中

止める：停止中

閉じこめる：
燃料ペレット、燃料被覆管、原子炉容器

冷やす：炉容器からの放散熱で冷える

○津波高さが6.4mを超えると補機冷却海水ポンプが水没し、ポンプが停止する。その場合、ディーゼル発電機の海水冷却が不能となる。現在のプラント状態では、崩壊熱除去システムの機能維持は必須ではなく、ディーゼル発電機が運転不能になっても、原子炉施設の安全性は確保される。



○機能を期待する重要な設備は海面から21m以上の高い位置にある。津波では建物内に大量の海水が浸水してこなければよく、津波高さが21m以下であれば施設の安全性は確保される。

- もんじゅは海拔21mの高台に設置されており、施設が水没するようなことはない。また、もんじゅの建物は、建設当時の気象データや200年確率降雨強度を参考に、約140mm/hの降水量を設定して排水設計を行っている。しかし、施設の背後には斜面が存在し、豪雨の際には斜面を大量の水が流れる。
- もんじゅ盛土斜面の豪雨時雨水排水については、付替水路により行う。付替水路の排水設計は、上記の140mm/hを上回る降水量により排水水理設計を行っており、この設計によれば、各流域における降雨強度の平均値は約230mm/hである。
- 近年の気象データを加え見直された福井県の降雨強度式（H26.1改訂）による、もんじゅ近傍の敦賀及び美浜の200年確率降雨強度は、次のとおりである。

敦賀及び美浜の200年確率降雨強度

	10分	60分
敦賀	166mm/h	65mm/h
美浜	193mm/h	103mm/h

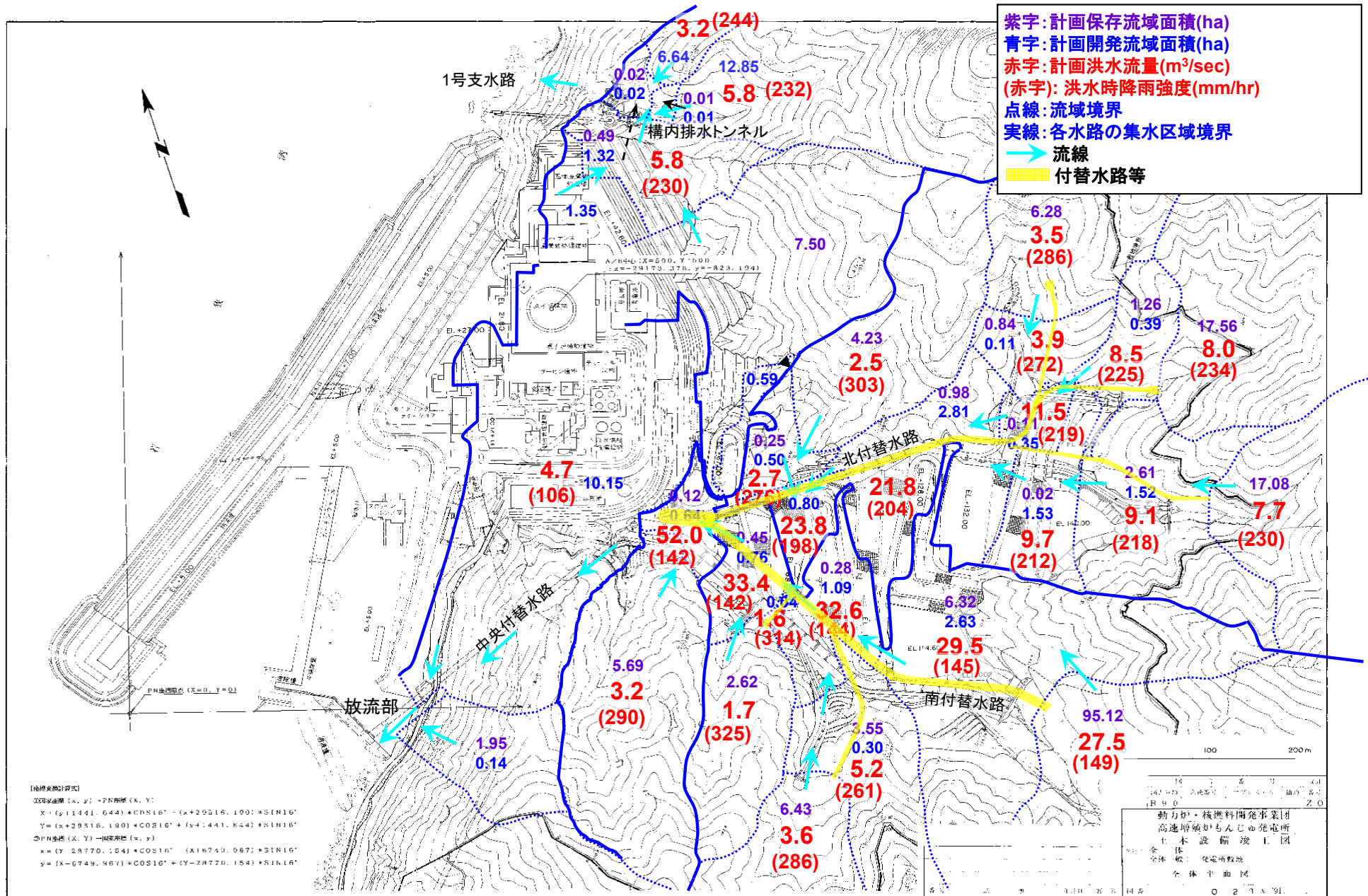
I : 降雨強度 (mm/h) 、**t** : 時間 (分)

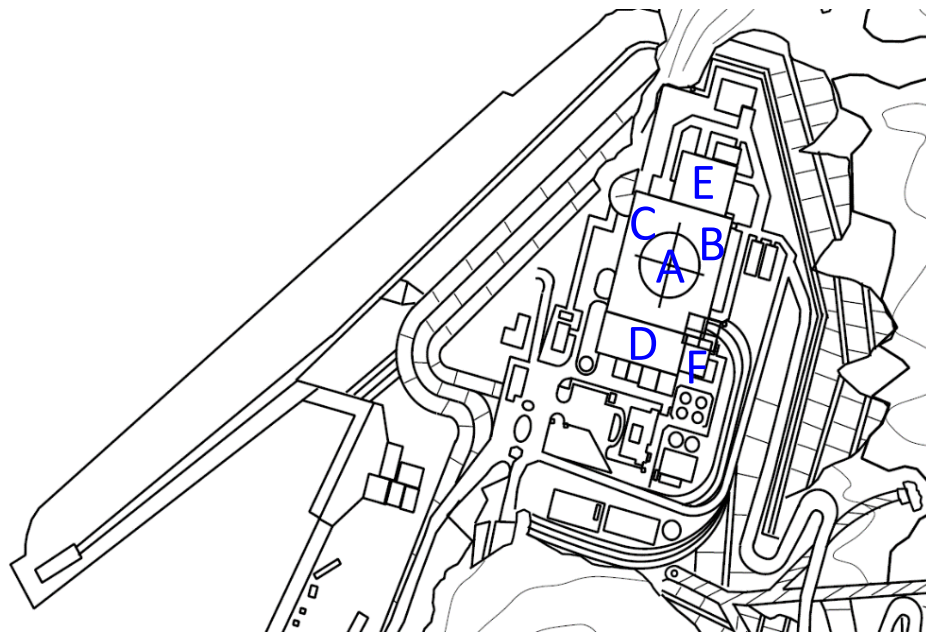
敦賀 : $I = 1,148.934 / (t^{2/3} + 2.260)$

美浜 : $I = 2,342.571 / (t^{2/3} + 7.496)$

出典 : 福井県ホームページ 福井県の降雨強度式より

- もんじゅの排水水理設計は現在の確率降雨強度を考慮しても、余裕のある設計となっている。





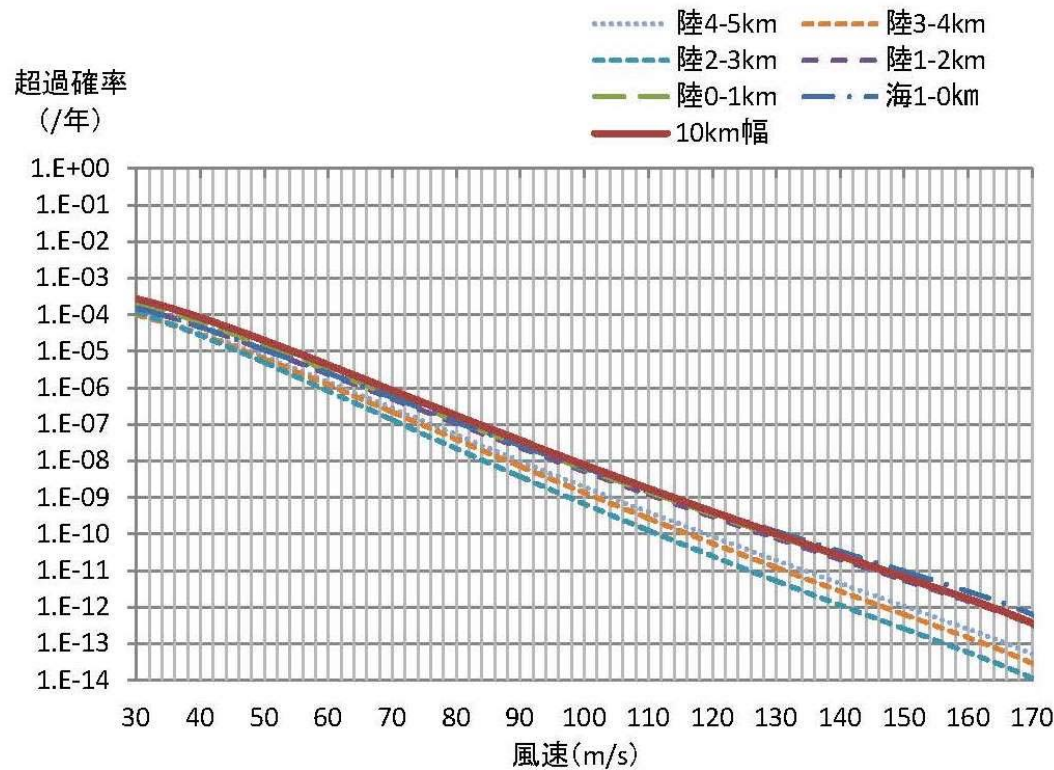
- 建物の耐風設計では、建築基準法施行令に基づき、風荷重を計算し※1、十分な強度を有していることを確認している※2。
- もんじゅの耐風設計は、2000年に建築基準法の風荷重規定が大きく改正される以前に設計したものである。改正以前の耐風設計の基準は、地上高さ15mの観測鉄塔上で、最大風速45m/s、最大瞬間風速約63m/sを観測した1934年の室戸台風の観測記録を基に規定されている。
- 改訂後の同施行令に比較しても、地震荷重に比べて風荷重は小さく、保守的な設計となっている。

※1 :
 風荷重 $W = \text{風力係数 } C \times \text{速度圧 } q \times \text{受圧面積 } A$
 (速度圧 q は、基準地盤面からの高さ h に応じて、
 $h \leq 16\text{m}$ のとき、 $q = 60\sqrt{h}$
 $h > 16\text{m}$ のとき、 $q = 120\sqrt[4]{h}$)

※2 : 風荷重は、地震荷重に比べて、小さい(原子炉建物、原子炉補助建物の場合、3%以内【建設当時】)。

A	原子炉建物	鉄筋コンクリート造、一部鉄骨造	地上高さ約47m (EL43mから)、内径約53m (外部しゃへい建物)
B	原子炉補助建物	鉄筋コンクリート造、一部鉄骨鉄筋コンクリート造、鉄骨造	約100m×115m、6階
C	排気筒	鉄骨造	地上高さ約100m (EL53mから)、内径約4m
D	タービン建物	鉄筋コンクリート造、鉄骨造	約38m×85m、5階
E	メンテナンス・廃棄物処理建物	鉄筋コンクリート造、一部鉄骨鉄筋コンクリート造、鉄骨造	約48m×約58m、8階
F	ディーゼル建物	鉄筋コンクリート造	約37m×39m、4階

- 「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」（以下、ガイド、と呼ぶ）に基づき、竜巻ハザード曲線を算出した結果、年超過確率 10^{-5} （竜巻ガイドにおける暫定値）の竜巻風速は55m/s程度である。また、竜巻検討地域で発生した過去の最大竜巻はF2クラスであり、最大風速は69m/sである。以上を踏まえ、廃止措置段階における「もんじゅ」の竜巻に対する耐性を評価するにあたっては、最大風速を69m/sを目安とする。
- 機能を期待する重要な設備は、コンクリート製の建屋の中にあり、外殻となる建屋は上記条件での風荷重に対して十分な耐性がある。また、竜巻飛来物速度評価ソフト「TONBOS」を用いてランキン渦モデルによる上記条件での竜巻飛来物飛散評価を行い、機能を期待する重要な設備が維持される。



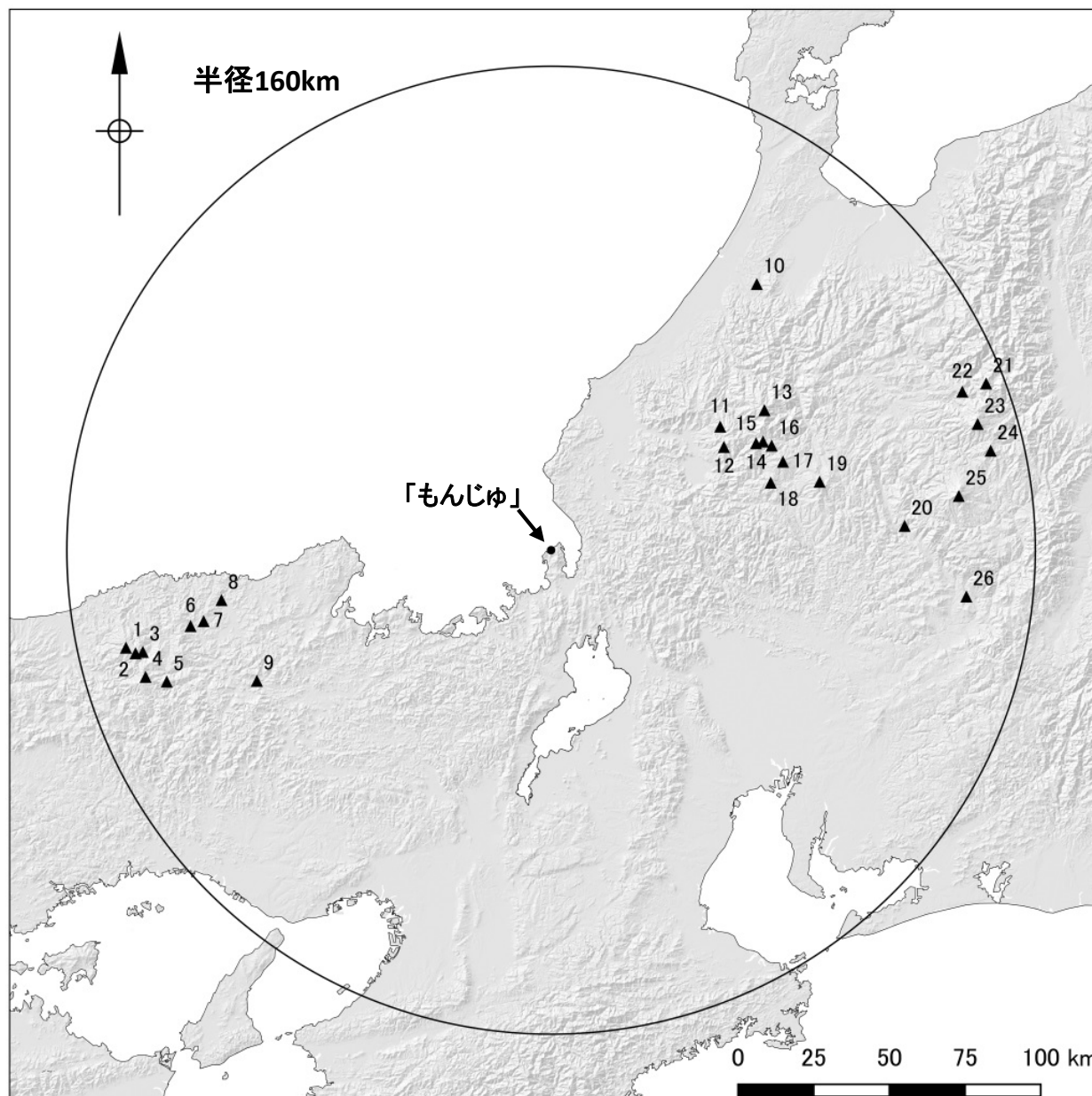
竜巻ハザード曲線

○「もんじゅ」近隣に直接的な影響（設計対応が不可能な火山事象）を与える活火山はない。

○火山灰に対しては、現状の「もんじゅ」においては炉心等の冷却機能を必要としないことから、冷却機能喪失による事故の起因事象とはならない。

○「もんじゅ」では、堆積物による建物への荷重として、積雪200cm(6000N/m²)を見込んで設計されている。

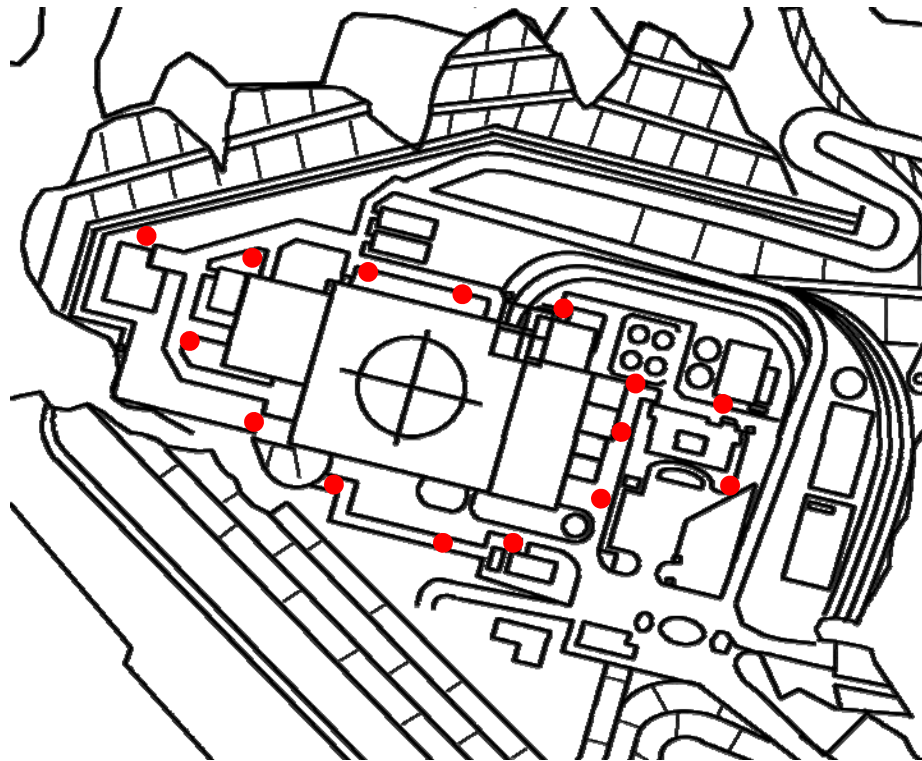
美浜発電所3号機で想定している火山灰の堆積厚さ10cm(密度1.5g/cm³)の場合の荷重は1470N/m²であることから、火山灰に対する建物健全性は、積雪に対する耐性に包絡される。



- | | | |
|-----------|-------------|-------------|
| 1. 扇ノ山 | 10. 戸室山 | 19. 烏帽子・鷲ヶ岳 |
| 2. 佐坊 | 11. 取立山 | 20. 湯ヶ峰 |
| 3. 美方火山群 | 12. 経ヶ岳 | 21. 焼岳 |
| 4. 照来 | 13. 白山 | 22. 上宝 |
| 5. 大屋・轟 | 14. 願教寺・三ノ峰 | 23. 乗鞍岳 |
| 6. 神鍋火山群 | 15. 銚子ヶ峰 | 24. 地藏峠火山群 |
| 7. 上佐野・目坂 | 16. 両白丸山 | 25. 御嶽山 |
| 8. 玄武洞 | 17. 大日ヶ岳 | 26. 上野火山群 |
| 9. 宝山 | 18. 毘沙門岳 | |

「もんじゅ」160km以内の第四紀火山

- 森林火災に対しては、火災対策が活用可能であり、自衛消防隊による消火（火災が到達する前の森林への散水含む）、建屋冷却活動を行う。
- 現有の「もんじゅ」の消火設備合計で、6330 ℓ /minの放水能力を有する。
- 原子炉補助建物から火災最前線までの距離は約100mである。



屋外消火栓位置

消防ポンプ等の放水性能

	放水性能 [ℓ /min]
電動機駆動消火ポンプ	4500
予備消火ポンプ	4500
消防車（2台）	400 （1台あたり）
可搬式小型動力ポンプ	1030

○「もんじゅ」への航空機落下確率は以下に示すとおり、 10^{-7} （回/炉・年）を超えていないため、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準（内規）」に定められた判断基準を満足する。

施設名称	落下確率（回/炉・年）
高速増殖原型炉もんじゅ	約 7.4×10^{-8}

評価条件は以下のとおり。

原子炉施設の標的面積：0.002042 [km²]（原子炉建物、原子炉補助建物、メンテナンス建物、タービン建物、DG燃料タンクエリア、海水ポンプエリア）

延べ飛行距離：平成5年～平成24年の「航空輸送統計年報，第1表 総括表，1. 輸送実績」における運航キロメートルの国内の値

航空機落下事故：原子力規制委員会、航空機落下事故に関するデータ NTEC-2016-2002

- もんじゅは、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針について」※1に基づき、火災により原子炉の安全性が損なわれることを防止するため、「火災発生防止」、「火災検知及び消火」並びに「火災の影響の軽減」の3方策を適切に組合せた設計としている。
- 廃止措置段階のもんじゅにおいても、一般火災に対する対策を活用することにより、機能を期待する重要な設備の機能が維持される。

1. 火災発生防止

- ・油内包機器の漏えい防止、漏えいの早期発見及び拡大防止
- ・安全上重要な構築物、系統及び機器における、難燃性、不燃性材料の使用。ケーブルは難燃性又は不燃性のものを使用。
- ・原子炉建屋等への避雷針の設置。
- ・水素内包系統（発電機ガス設備※2）の漏えい防止、水素の圧力、純度又は濃度の監視。※3



難燃性ケーブルの使用



避雷針の設置
(原子炉建物屋上の例)

※1 昭和55年11月6日 原子力安全委員会決定

※2 主発電機の回転子を水素ガスにより直接冷却する系統

※3 廃止措置段階では火災源とならない

2. 火災検知及び消火

- ・火災により安全上重要な構築物、系統及び機器に悪影響を受けるおそれのある区域に火災感知設備及び消火設備を設置。火災警報受信機を中央制御室に設置。
- ・安全上重要な機器が設置され、相当量の可熱物があり、かつ、消火活動が十分にを行うことができない場合には、自動又は遠隔消火装置を設置。
- ・水消火設備は十分な容量の設備とし専用配管を設置するとともに、消火ポンプは多重性を持たせる。
- ・安全上重要な構築物、系統及び機器は、消火設備の破損、誤動作又は誤操作により安全機能を損なわないようにする。



3. 火災の影響の軽減

- ・安全上重要な構築物、系統及び機器が設置されている区域のうち、火災の影響を受けるおそれのある所は火災区域を設定する等により、火災影響の軽減を行う。
- ・火災区域を貫通するケーブルトレイは耐火シールを行い、必要に応じて出入口には防火扉、換気系にはダンパを設置する。
- ・原子炉施設内の想定される火災に対して、原子炉の停止及び崩壊熱等の除去を行えるよう考慮した設計とする。※1
- ・中央制御室が火災等により操作不能になった場合にも、中央制御室外から原子炉を停止できるように設計する。※1

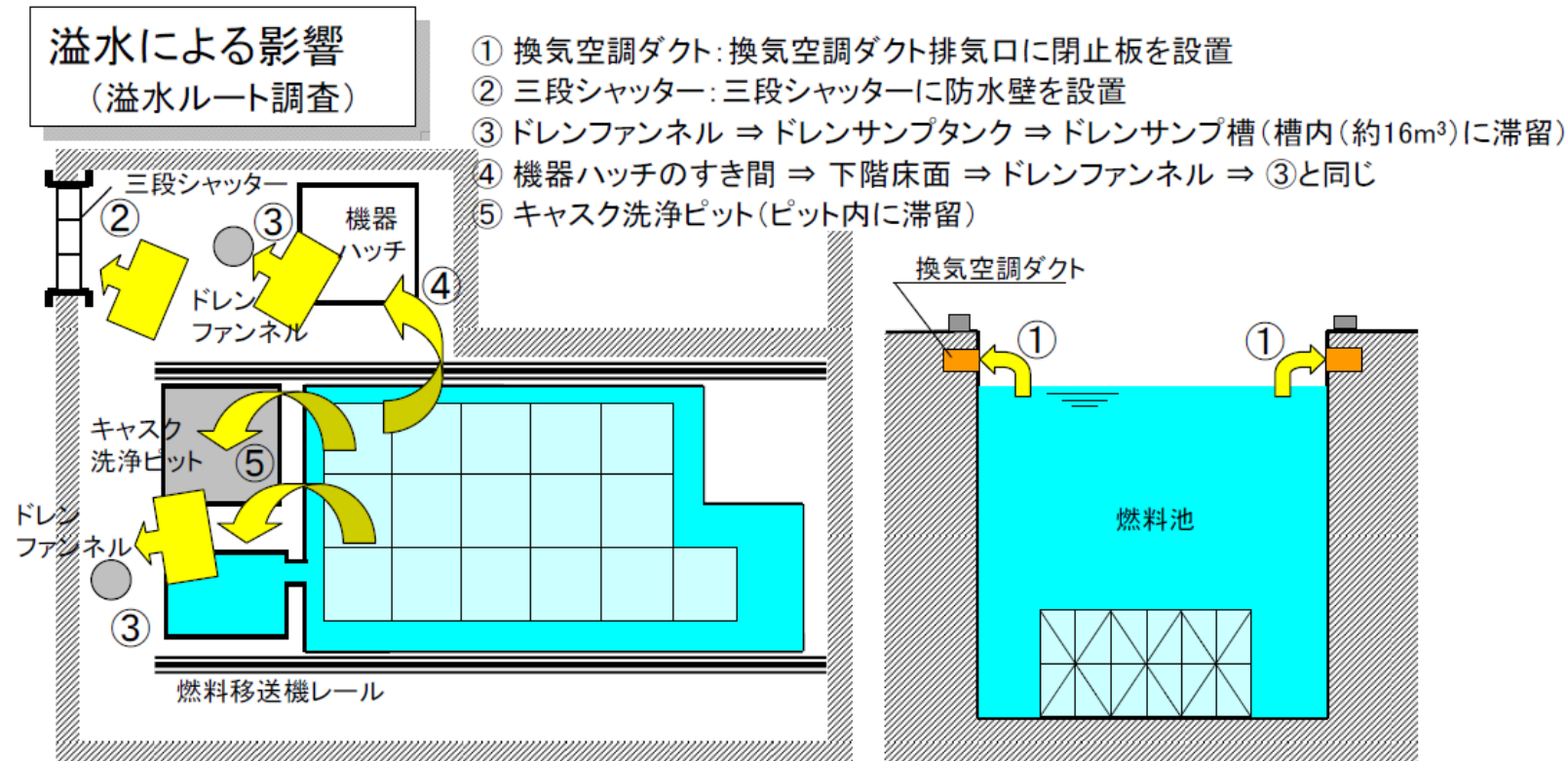


※1 廃止措置段階では要求がないもの

- ナトリウムを保有するエリア、ナトリウム機器が存在するエリアは禁水エリアであり水はない。
- 原子炉補助建物内の禁水エリア外において、主な溢水源となり得る系統からの溢水が発生した場合、床ドレン等を通じて最終的に原子炉補助建物の最下層フロアに滞留するが、以下のとおり禁水エリアへの影響は防止できる。
 - ✓ 禁水エリア境界は通常の床レベルよりも高所に存在する。
 - ✓ 警報等により漏えいを検知し、系統を隔離することにより、溢水を終息させる。対応手順は警報処置手順書等で定められており、溢水の対応体制は整備済みである。
 - ✓ 禁水エリア外において水が滞留可能な面積は広い。
 - ✓ 溢水高さは管理区域、非管理区域ともに禁水エリア境界高さに対して影響が出ない高さにとどまる。
 - ①非管理区域の場合、水は原子炉補助建物より一段低いタービン建物に導かれ、排水される。
 - ②管理区域の場合、水を保有する主要な系統が地震によって破損し、全量が溢水（約850m³）することを想定しても、最下階の水面は60cm程度までしか上昇せず、水は禁水エリアに流入しない。



- 燃料池における地震時のスロッシング対策について、中越沖地震以降に実施した対策及び耐震バックチェックの評価結果により耐性を有する。燃料池の冷却は基本的に不要であり、仮に冷却機能を喪失した場合においても、蒸発による水位低下に対しては時間的な裕度も十分にあり、ポンプ車による給水運用が可能。



燃料池の溢水を考慮しても、しゃへい性能、貯蔵燃料冷却への影響はなく、溢水した水が管理区域外へ流出することもなく、ナトリウム機器が設置されている部屋へ流入することもない。

○大型回転機器の損傷に伴うミサイル

タービンミサイルに関しては、廃止措置段階で蒸気タービンを運転しないことから発生しない。大型の回転機器として1次循環ポンプがあるが、ポニーモータ運転のため回転数は定格（837rpm）の約10%と、蒸気タービンの回転数3600rpmから比較すると桁違いに小さい。回転エネルギーが小さく、ポンプ損傷時に系統の境界を越えて他系統に影響与えることはない。

○高圧配管の破断に伴うパイプホイップ、ジェット力

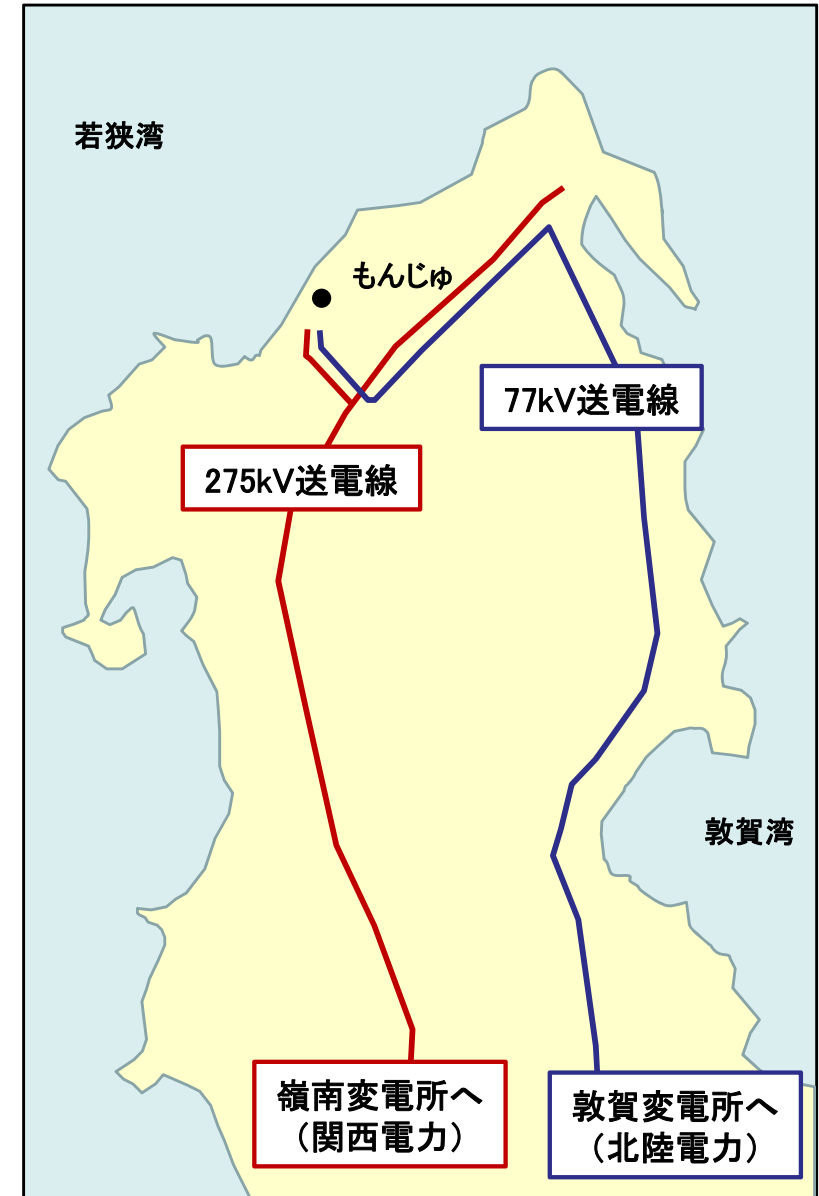
ナトリウム系は低圧で運転されることから、最大の破損口想定も $1/4Dt$ （ D ：直径、 t ：肉厚）であり、配管の破断は起こらない。また冷却材の減圧沸騰も起こらないことから、ジェット力も生じえない。高圧流体が流れる水・蒸気系は、廃止措置段階では運転しないことから、このような事象は発生しない。

○重量物等の落下

耐震Sクラスの機器の上に位置するクレーンについては、上位機器への波及影響防止の観点から、耐震バックチェック時に落下しない事、あるいは落下防止対策を講じており、地震では落下しない。

- 外部電源は275kV送電線2回線（約21km離れた関西電力嶺南変電所に連系）、77kV送電線1回線（約12km離れた北陸電力敦賀変電所に連系）から供給を受けており、275kV送電線と77kV送電線とは物理的に独立している。
- 通常は275kV送電線から外部電源の供給を受けているが、275kV送電線2回線とも停電するような場合は、受電を77kV送電線に切り替え、予備変圧器から外部電源を受電する。
- 外部電源が全て喪失した場合は、非常用ディーゼル発電機を起動し、ディーゼル発電機から電気を所内へ供給する。
- 廃止措置段階において想定すべき事故（1次冷却材漏えい事故、燃料取扱事故）の終息には、動力電源は不要であり、必要な電源については、非常系蓄電池から給電することで、監視機能等は維持することができる。

送電線網



- 現状において燃料が保有する崩壊熱は極めて低いレベルにあることから、崩壊熱除去系の機能を期待しなくても、燃料被覆管温度は制限温度を超えることはない。従って、全交流電源喪失時、燃料の除熱機能維持の観点から崩壊熱除去システムへ動力電源を供給する必要はない。
- 外部電源が喪失し、かつ非常用ディーゼル発電機に期待できない全交流動力電源喪失事象に対しては、非常系直流電源（蓄電池）からの給電により必要な監視を継続することでプラントの安全性は確保される。
- 全交流電源喪失が長期間となった場合でも、電源車から給電することで監視の継続は可能である。
- 電源車 2 台及び電源車の接続口は分散配置されていることから、自然現象等の共通要因にて同時に機能喪失することはない。

非常系蓄電池

独立 3 系統の非常系蓄電池を設備している。

約2,400AH（10時間率）×2組
約2,000AH（10時間率）×1組



電源車

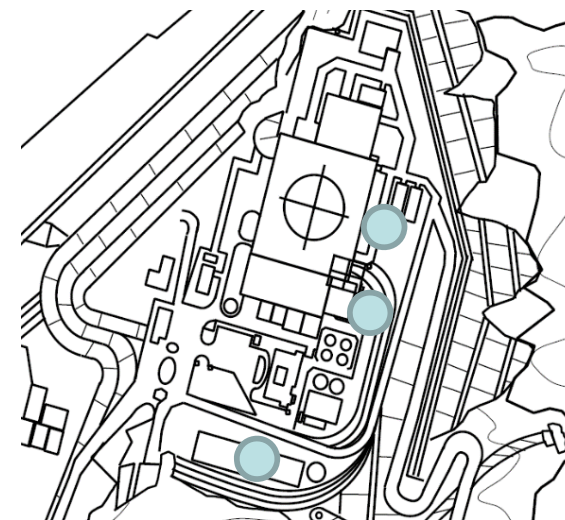


300kVA電源車 2 台

電源車接続口

分散配置を考慮した 3 箇所に電源車の接続口を設備している。

● 電源車接続口



以下について、もんじゅの設計時の評価及びそれ以降に実施した直近の評価等をもとに、もんじゅの頑健性を確認した。

①外的事象

- ・外部ハザード(自然ハザード)：地震、津波、洪水、風、竜巻、火山、森林火災
- ・外部ハザード(人為ハザード)：航空機落下確率
- ・内部ハザード：火災、内部溢水、プラント内部からの飛来物(回転機ミサイル、配管のむち打ち、重量物落下等)

②内的事象

- ・送電系統異常
- ・所内電源の喪失(変圧器故障、短絡、地絡、断線等)

現状のプラント状態における もんじゅの安全性の整理

起回事象	具体的過渡事例	評価の概要	備考	参照※
1. 外的事象(1/4)				
外部ハザード (自然ハザード)	①地震	廃止措置段階において機能を期待する原子炉冷却材バウンダリ、燃料取扱及び貯蔵設備の耐震裕度は基準地震動(760Gal)に対し 2 倍程度。	第4回監視チーム会合にてご説明済み ストレステスト追加データについて、第5回監視チーム会合にてご説明予定 (7/6面談)	16 (55~57)
	②津波	津波高さが21m以下であれば施設の安全性は確保される。	第4回監視チーム会合にてご説明済み 熱的影響評価結果の追加に伴う見直しを第5回監視チーム会合にてご説明予定 (7/6面談)	17
	③洪水	もんじゅの排水水理設計は現在の確率降雨強度を考慮しても、余裕のある設計となっている。	第5回監視チーム会合にてご説明予定 (7/14面談)	18~19
	④風	建物の耐風設計では、建築基準法施行令に基づき、風荷重を計算し、十分な強度を有していることを確認している。2000年の建築基準法施行令に比較しても、地震荷重に比べて風荷重は小さく、保守的な設計となっている。	第5回監視チーム会合にてご説明予定 (7/14面談)	20
	⑤竜巻	機能を期待する重要な設備は、コンクリート製の建屋の中にあり、外殻となる建屋は風荷重に対して十分な耐性がある。竜巻飛来物に対しても機能を期待する重要な設備は維持される。	第5回監視チーム会合にてご説明予定 (7/21面談)	21

起因事象	具体的過渡事例	評価の概要	備考	参照※
1. 外的事象(2/4)				
外部ハザード (自然ハザード)	⑥火山	「もんじゅ」近隣に直接的な影響（設計対応が不可能な火山事象）を与える活火山はない。火山灰に対しては、現状の「もんじゅ」においては炉心等の冷却機能を必要としないことから、冷却機能喪失による事故の起因事象とはならない。「もんじゅ」では、積雪200cmに対応して設計されている。火山灰に対する建物健全性は、積雪に対する耐性に包絡される。	第5回監視チーム会合にてご説明予定 (7/14面談)	22
	⑦森林火災	森林火災に対しては、火災対策が活用可能であり、自衛消防隊による消火（火災が到達する前の森林への散水含む）、建屋冷却活動を行う。現有の「もんじゅ」の消火設備合計で、6330 ℓ/minの放水能力を有する。	第5回監視チーム会合にてご説明予定 (7/14面談)	23
外部ハザード (人為ハザード)	①航空機落下	「もんじゅ」への航空機落下確率は 10^{-7} （回/炉・年）を超えていないため、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準（内規）」に定められた判断基準を満足する。	第5回監視チーム会合にてご説明予定 (7/14面談)	24
	②第三者の不法な接近等	防護柵、探知施設を設け、集中監視。出入管理、入域管理を行う。	-	

起因事象	具体的過渡事例	評価の概要	備考	参照※
1. 外的事象(3/4)				
内部ハザード	①火災(電気火災、油火災)	<p>もんじゅは、「発電用軽水型原子炉施設の火災防護に関する審査指針について」に基づき、火災により原子炉の安全性が損なわれることを防止するため、「火災発生防止」、「火災検知及び消火」並びに「火災の影響の軽減」の3方策を適切に組合せた設計としている。</p>	<p>第5回監視チーム会合にてご説明予定 (7/14面談)</p>	<p>25～26</p>
	②内部溢水	<p>ナトリウムを保有するエリア、ナトリウム機器が存在するエリアは禁水エリアであり水はない。原子炉補助建物内の禁水エリア外において、主な溢水源となり得る系統からの溢水が発生した場合、床ドレン等を通じて最終的に原子炉補助建物の最下層フロアに滞留するが、禁水エリア境界は通常の床レベルよりも高所に存在すること、禁水エリア外において水が滞留可能な面積は広いこと等により、溢水高さは管理区域、非管理区域ともに禁水エリア境界高さに対して影響が出ない高さにとどまることから、禁水エリアへの影響は防止できる。</p>	<p>第5回監視チーム会合にてご説明予定 (7/14面談)</p>	<p>27～28</p>

起因事象	具体的過渡事例	評価の概要	備考	参照※
1. 外的事象(4/4)				
内部ハザード	③プラント内部からの飛来物(回転機ミサイル、配管のむち打ち、重量物落下等)	<p>タービンミサイルについては、廃止措置段階で蒸気タービンは運転しないことから発生しない。ポンプモータは回転エネルギーが小さく、ポンプ損傷時にシステムの境界を越えて他システムに影響与えることはない。</p> <p>配管のむち打ちについては、水・蒸気系は、廃止措置段階で運転しない。ナトリウム系は低圧で運転のため、配管の破断は起こらない。減圧沸騰も起こらないことから、ジェット力も生じえない。</p> <p>重量物落下については、耐震バックチェック時に落下しない事、あるいは落下防止対策を講じた。</p>	第5回監視チーム会合にてご説明予定(7/14面談)	29

2. 内的事象				
系統外要因	①送電系統異常	2系統の外部電源系及び非常用所内電源系を有する。	第5回監視チーム会合にてご説明予定(7/14面談)	30
	②所内電源の喪失(変圧器故障、短絡、地絡、断線等)	所内電源系統は系統分離されており、非常系は独立3系統構成となっている。外部電源が喪失し、かつ非常用ディーゼル発電機に期待できない全交流動力電源喪失事象に対しては、非常系直流電源(蓄電池)からの給電により必要な監視を継続することでプラントの安全性は確保される。	SBOも含めて、第5回監視チーム会合にてご説明予定(7/14面談)	31

起因事象	具体的過渡事例	評価の概要	備考	参照※
1. 異常な過渡変化				
制御装置の故障、誤操作	① 炉心内反応度又は出力分布の異常な変化 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き、出力運転中の制御棒の異常な引抜き、制御棒落下	<ul style="list-style-type: none"> ・未臨界状態からの制御棒の引抜きを除けば出力運転中の過渡事象である。廃止措置段階では原子炉の運転を行わないため、このような過渡事象は物理的に起こらない。 ・また、制御棒引抜き阻止の恒久的措置を実施することから、未臨界状態からの制御棒の引抜きも設備的に発生しない。 	-	
制御装置のインタロック動作または故障、誤動作	② 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化 1次冷却材流量減少、1次冷却材流量増大、2次冷却材流量減少、2次冷却材流量増大、給水流量喪失、給水流量増大			
設備の損傷	③ ナトリウムの化学反応 蒸気発生器伝熱管小漏えい	<ul style="list-style-type: none"> ・廃止措置段階では原子炉の運転を行わないため、蒸気発生器の使用はなく、蒸気発生器伝熱管小漏えいは発生しない。 	-	

起因事象	具体的事故事例	評価の概要	備考	参照※
2. 設計基準事故(1/2)				
制御装置の故障、誤操作、 厳しい事例の代表	①炉心内の反応度の増大 制御棒急速引抜き事故、燃料ス ランピング事故、気泡通過事故	<ul style="list-style-type: none"> 出力運転中の事故事象である。廃止措置段 階では原子炉の運転を行わないため、このよ うな事故は発生しない。 または、炉心燃料の持つ崩壊熱レベルが放散 熱を下回ることから、炉心冷却能力低下事 象が発生しても事故には至らない。 	-	
制御装置の故障、設備の 損傷	②炉心冷却能力の低下 冷却材流路閉塞事故、1次主 冷却系循環ポンプ軸固着事故、 2次主冷却系循環ポンプ軸固 着事故、主給水ポンプ軸固着事 故、主蒸気管破断事故、主給 水管破断事故			
1次冷却系設備の損傷	③ 1次冷却材漏えい事故 配管が破損し1次冷却材が流 出する事故（運転中においては、 ナトリウムの化学反応だけでなく、 冷却能力への影響評価も加わ る）	<ul style="list-style-type: none"> 漏えいナトリウムによる熱的影響は、漏えいナ トリウム温度が運転時に比べ低くなることから、 運転時の事故評価が十分に保守側となってい る。 放射化Naの放出に関して、周辺公衆に対す る被ばく線量は、目安となる5mSvを十分に 下回る。 	窒素雰囲気中に設置され ている炉外燃料貯蔵槽 1次補助ナトリウム系 からの冷却材漏えい事 故はこれまでの評価と変 わらない。 第1回監視チーム会合 にてご説明済み 被ばく線量について、第 5回監視チーム会合に てご説明予定 (7/21面談)	6~7
2次冷却系設備の損傷	④ 2次冷却材漏えい事故 配管が破損し2次冷却材が流 出する事故（運転中においては、 ナトリウムの化学反応だけでなく、 冷却能力への影響評価も加わ る）	<ul style="list-style-type: none"> 漏えいナトリウムによる熱的、及び床ライナの 腐食評価は、漏えいナトリウム温度が運転時 に比べ低くなることから、運転時の事故評価が 十分に保守側となっている。今後、2次系を全 ドレンすることにより、漏えい事故発生を防止 する。 	空気雰囲気中に設置され ている炉外燃料貯蔵槽 冷却系も全ドレンする 予定。 第1回監視チーム会合 にてご説明済み	

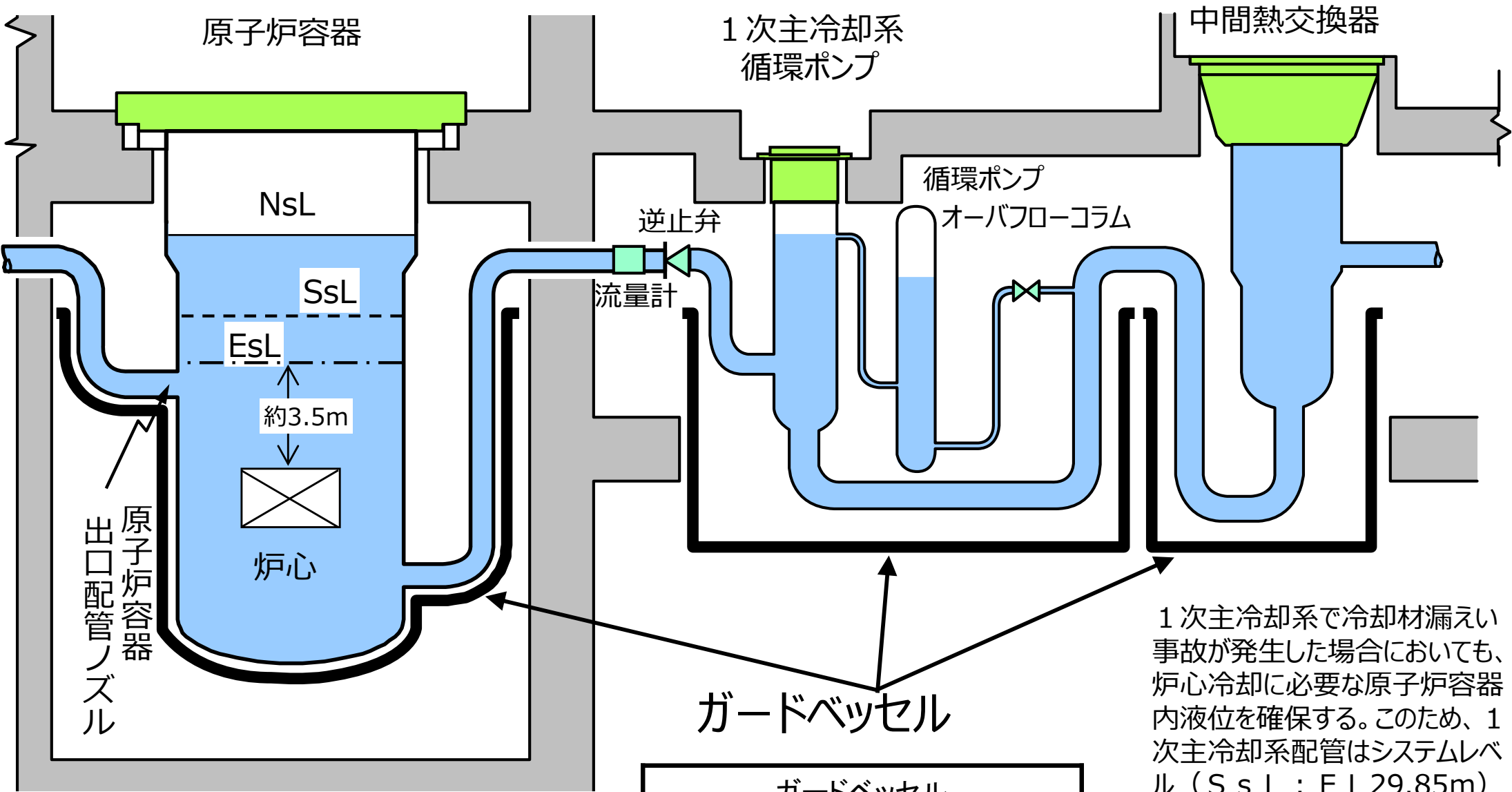
起因事象	具体的事故事例	評価の概要	備考	参照※
2. 設計基準事故(2/2)				
気体廃棄物処理系設備の 損傷	⑤気体廃棄物処理系破損事故 機器が破損して、内蔵する放射 性物質が放出される事故	・現状、燃料集合体等が破損してないこと から、内包する放射エネルギーは十分小さい。燃料 取扱事故にて燃料1体分の破損を想定する ことから、これらシステムの事故は燃料取扱い事 故で代表される。廃止措置段階では、燃料 取扱事故が代表事象となる。	-	
1次アルゴンガス系設備の 損傷	⑥1次アルゴンガス漏えい事故 機器が破損して、内蔵する放射 性物質が放出される事故			
燃料の破損、冷却系設備 の故障、制御装置の故障、 誤操作	⑦燃料取扱い事故 原子炉容器内、燃料出入機内、 炉外燃料貯蔵槽内、破損燃料 検査槽内、燃料洗浄槽内、燃 料缶詰槽内、燃料池、燃料輸 送カスクで燃料を取扱う際に燃 料が破損（燃料の落下含む） する事故	・燃料池における希ガス及びよう素の放出に関 して、周辺公衆に対する被ばく線量は、目安 となる5mSvを十分に下回る。	第4回監視チーム会 合にてご説明済み 現状の放射性物質の 内蔵量での評価結果 ついて、第5回監視 チーム会合にてご説明 予定 (7/14面談)	5 (50~52)
蒸気発生器伝熱管の損傷	⑧ナトリウムの化学反応 蒸気発生器伝熱管が大きく破 損し、水とナトリウムが反応する 事故	・廃止措置段階では原子炉の運転を行わな いため、蒸気発生器の使用はなく、蒸気発 生器伝熱管破損事故は発生しない。	-	

起回事象	具体的事故事例	評価の概要	備考	参照※
3. 重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故(1/2)				
運転時の異常な過渡変化 + 原子炉停止系制御装 置の故障	①原子炉停止機能喪失事故 運転時の異常な過渡変化が発 生した際、主炉停止系制御棒の 挿入に失敗する事故	<ul style="list-style-type: none"> ・廃止措置段階では原子炉の運転を行わな いため、制御棒は常に挿入された状態であり、 制御棒の挿入に失敗する事故は発生しな い。 	-	
設計基準事故+設備（ポ ンモータ等）の多重故障	②崩壊熱除去機能喪失事故 設計基準事故が発生した際、崩 壊熱除去系全ループの動的機器 が故障し、強制循環除熱ができ なくなる事故	<ul style="list-style-type: none"> ・炉心燃料の持つ崩壊熱レベルが放散熱を 下回ることから、炉心燃料の熱は炉容器内 のナトリウムを介して原子炉容器壁に伝えら れることを考慮すれば、燃料被覆管の温度 は、定格運転時の被覆管制限温度の 675℃を下回り、燃料が破損することはい。 	炉外燃料貯蔵槽冷 却系の機能喪失も同 様 第5回監視チーム会 合にてご説明予定 (7/6面談)	8~10
1次主冷却系の破損	③ 1次冷却系配管大口径破損 事故 1次主冷却系配管の大口径破 損が生じ、1次冷却材が流出す る事故	<ul style="list-style-type: none"> ・1次主冷却系の大口径破損、多重破損を 想定しても、原子炉容器内のナトリウムは確 保される。 (→参考1参照) 崩壊熱除去機能が喪失した場合の燃料被 覆管の健全性について、炉心燃料の持つ崩 壊熱レベルが放散熱を下回ることから、炉心 燃料の熱は炉容器内のナトリウムを介して 原子炉容器壁に伝えられることを考慮すれ ば、燃料被覆管の温度は、定格運転時の 被覆管制限温度の675℃を下回り、燃料 が破損することはない。 	第5回監視チーム会 合にてご説明予定 (7/6面談)	8~10
1次主冷却系の多重破損	④原子炉液位確保機能喪失事 故 1次冷却材漏えい事故後の崩 壊熱除去運転中に、更に1次冷 却材漏えいが発生し、原子炉容 器の液位が低下する事故	<ul style="list-style-type: none"> ・1次主冷却系の大口径破損、多重破損を 想定しても、原子炉容器内のナトリウムは確 保される。 (→参考1参照) 崩壊熱除去機能が喪失した場合の燃料被 覆管の健全性について、炉心燃料の持つ崩 壊熱レベルが放散熱を下回ることから、炉心 燃料の熱は炉容器内のナトリウムを介して 原子炉容器壁に伝えられることを考慮すれ ば、燃料被覆管の温度は、定格運転時の 被覆管制限温度の675℃を下回り、燃料 が破損することはない。 	第5回監視チーム会 合にてご説明予定 (7/6面談)	8~10

起因事象	具体的事故事例	評価の概要	備考	参照※
3. 重大事故に至るおそれのある事故又は重大事故(2/2)				
燃料池浄化冷却系の損傷 + 損傷箇所の隔離不能、 燃料池ライニングの損傷	⑤使用済燃料貯蔵槽の水位低下事故 燃料池から大量の水漏えい、またはその他の要因により燃料池の水位が異常に低下する事故	<ul style="list-style-type: none"> 燃料池の水が喪失した場合の、未臨界性維持、燃料被覆管の健全性（缶詰缶有り、無し）に関して、未臨界性は維持され、燃料被覆管の温度は、定格運転時の被覆管制限温度の675℃を下回り、燃料が破損することはない。 スカイシャインによる影響評価を実施中。 	熱的影響については、第4回監視チーム会合にてご説明済み 未臨界性については、第5回監視チーム会合にてご説明予定（7/21面談）	12 (8~9、53)
炉外燃料貯蔵槽の破損	⑥使用済燃料貯蔵槽の液位低下事故 炉外燃料貯蔵槽からナトリウムが漏えいし、炉外燃料貯蔵槽の液位が異常に低下する事故	<ul style="list-style-type: none"> 炉外燃料貯蔵槽においてナトリウム漏えいが発生しても、外容器に漏えいナトリウムが貯まり、使用済燃料の冷却に必要な貯蔵槽内のナトリウム液位は確保される。（→参考2参照） 炉外燃料貯蔵槽冷却系の機能が喪失した場合の燃料被覆管の健全性について、燃料被覆管の温度は、定格運転時の被覆管制限温度の675℃を下回り、燃料が破損することはない。 	第5回監視チーム会合にてご説明予定（7/6面談）	8~9、11
燃料移送中の多重故障	⑦燃料移送中の冷却機能喪失事故 燃料移送中に移送が停止し、かつ冷却系の機能が喪失する事故	<ul style="list-style-type: none"> 燃料移送中に移送が停止し、かつ冷却系の機能が喪失した場合の燃料被覆管の健全性について、燃料被覆管の温度は、定格運転時の被覆管制限温度の675℃を下回り、燃料が破損することはない。 	第4回監視チーム会合にてご説明済み	(8~9、54)

具体的災害事例	対策の概要	備考
4. 大規模損壊		
原子炉容器等に影響を及ぼす災害 大規模損壊発生時における原子炉容器での災害。	<ul style="list-style-type: none"> ・検討中 【検討イメージ】 大規模な自然災害として、想定を上回る地震*)による事象の影響を確認する。 具体的には、配管からナトリウムが漏えいし、かつ、窒素雰囲気維持が難しくなる状況等を想定して検討を行う。 <p style="font-size: small; margin-top: 10px;">*) 原子炉格納容器内におけるNa漏えい事故の起回事象と成り得るのは現実的に地震のみ（火災、溢水等による発生想定は困難）</p>	第5回監視チーム会合にて検討の方向性についてご説明予定 →スライド13
大規模損壊発生時における大規模な火災	<ul style="list-style-type: none"> ・大規模な火災発生時における消火活動を検討 	-
大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位に影響を及ぼす災害	<ul style="list-style-type: none"> ・水位を確保するための活動を検討 	-
大規模損壊発生時における使用済燃料の損傷に至る災害		-

参考

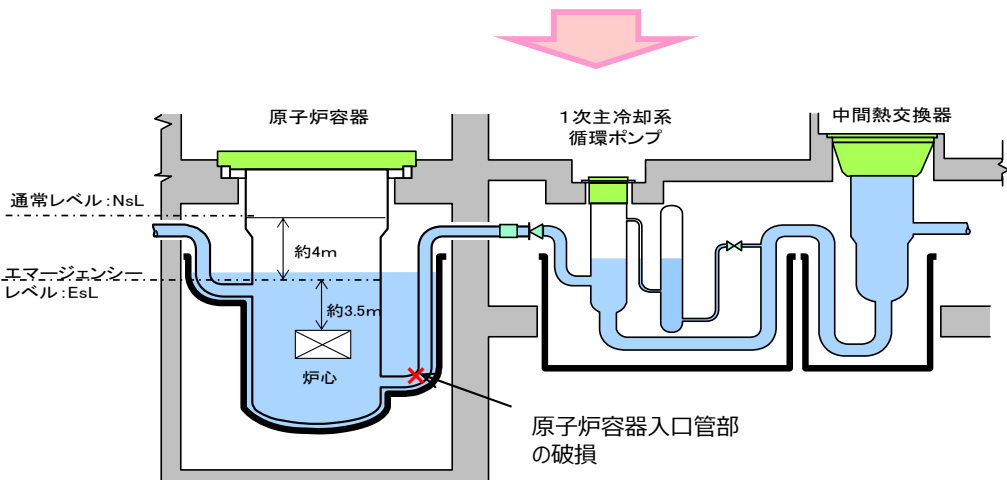
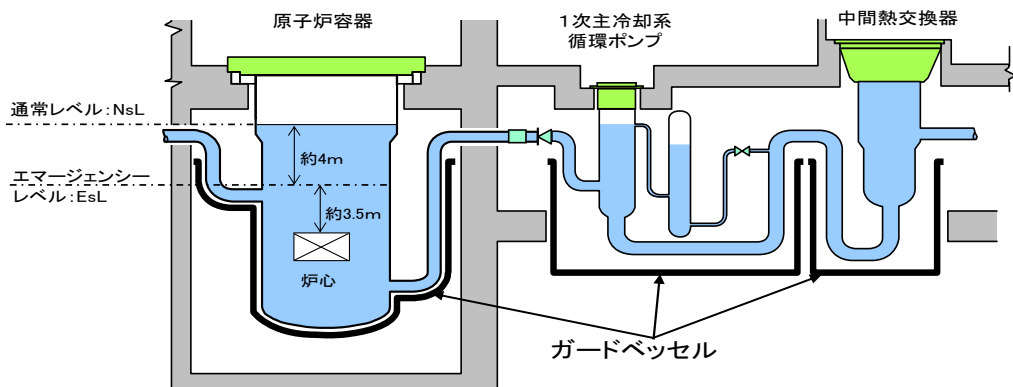


NsL : 通常運転時液位 = 33.05m
 SsL : システムレベル = 29.85m
 EsL : エマージェンシーレベル = 28.77m

ガードベッセル	
材質	SUS304
肉厚	約40mm

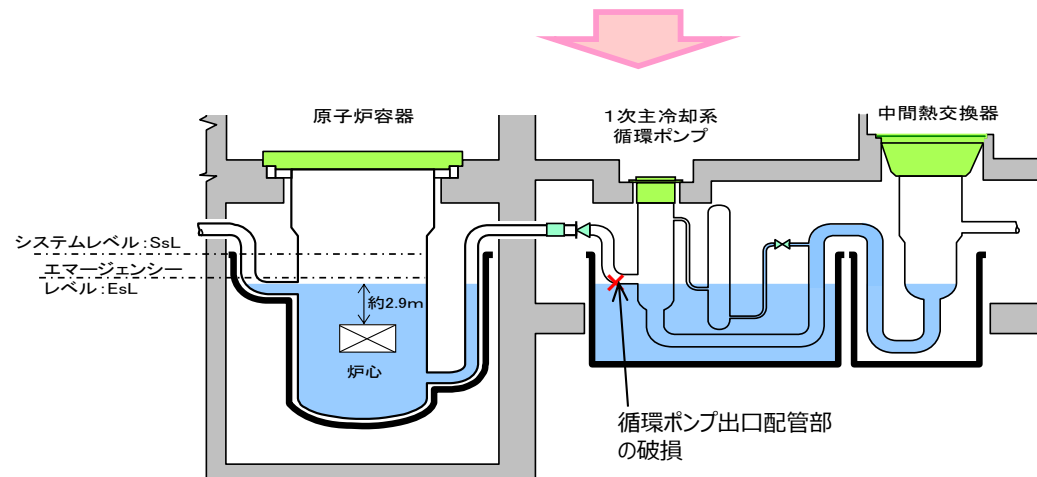
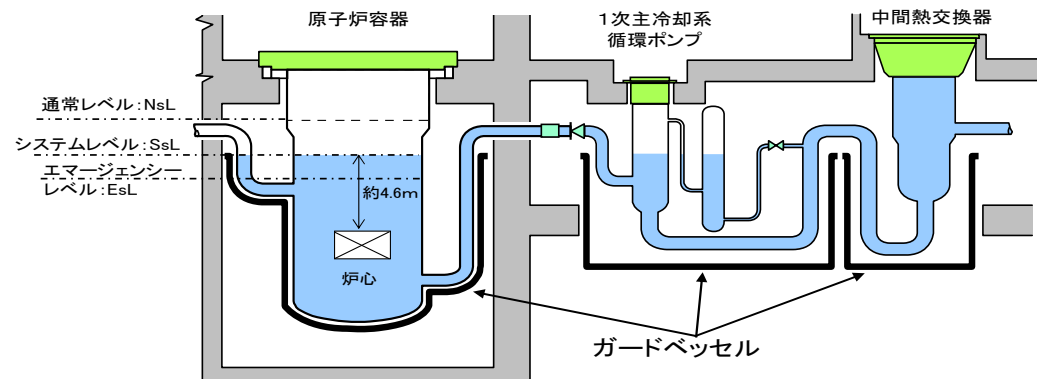
1次主冷却系で冷却材漏えい事故が発生した場合においても、炉心冷却に必要な原子炉容器内液位を確保する。このため、1次主冷却系配管はシステムレベル（S s L : E L 29.85m）以上で引き廻し、S s L 以下となる配管はガードベッセル中に配置する設計。

NsL状態における冷却材漏えい事故 (3ループ運転状態)

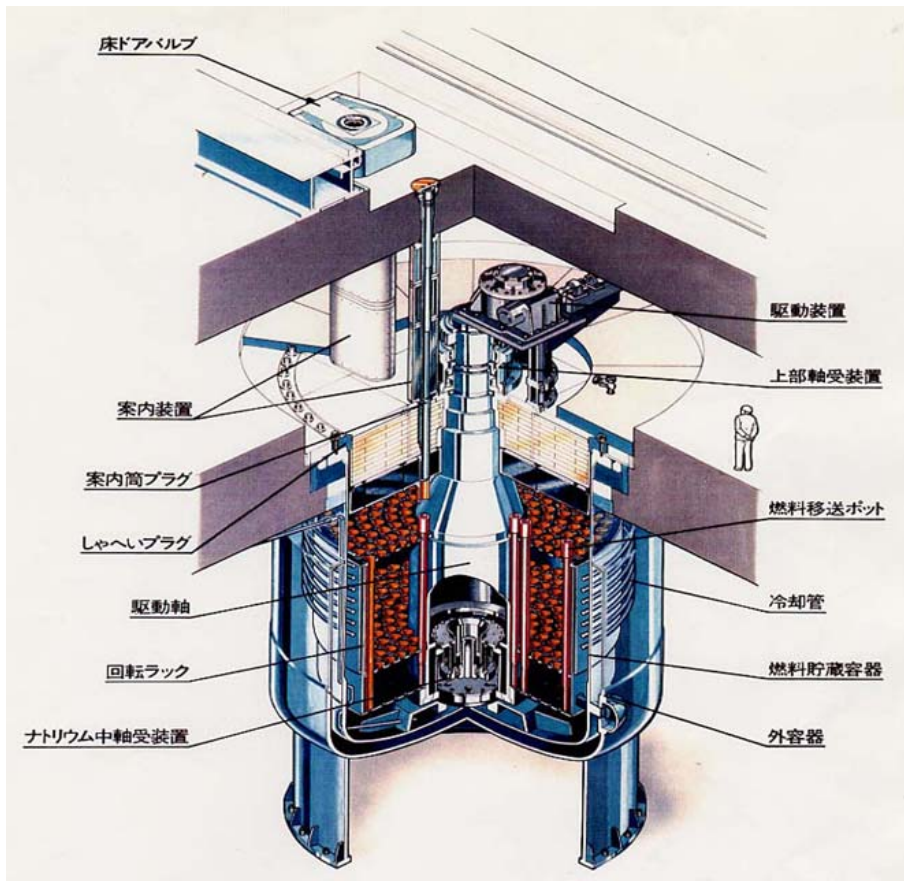


主冷却系の循環に必要な最低液位EsLを確保する。

SsL状態における冷却材漏えい事故 (1ループ運転を想定)



原子炉容器液位はEsLよりも低下するが、破損した冷却系は、原子炉容器から切り離される。原子炉容器内には冷却材が残り、崩壊熱が低い現在の状態にあつては、炉心燃料の健全性は維持される。

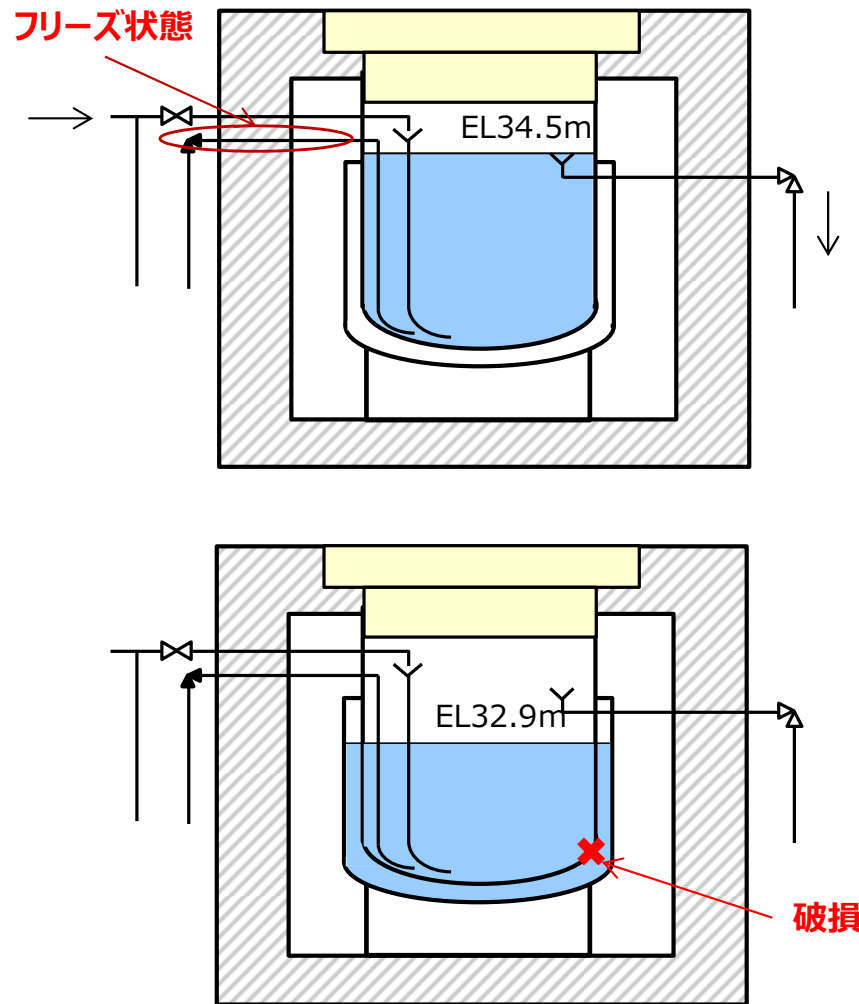


炉外燃料貯蔵槽鳥瞰図

炉外燃料貯蔵槽（EVST）は、新燃料の中継貯蔵、使用済炉心燃料の減衰貯蔵を行うための設備。縦型二重容器で、内側の燃料貯蔵容器と外側の外容器からなる。内側の燃料貯蔵容器内に回転するラックが設置され、そのラック内で燃料の貯蔵を行う。

炉外燃料貯蔵槽の冷却は容器の壁面付近に配置された冷却管（炉外燃料貯蔵槽冷却系）にて行う。

1次補助ナトリウム系配管は燃料貯蔵容器とは高所で接続。容器内のナトリウム液位は配管破損では低下しない設計。なお、ナトリウム抜き取り用の配管はフリーズ状態。



燃料貯蔵容器からの冷却材漏えいは外容器で受け、使用済燃料の冷却に必要なナトリウム液位（EL：32.9m）を確保する設計。

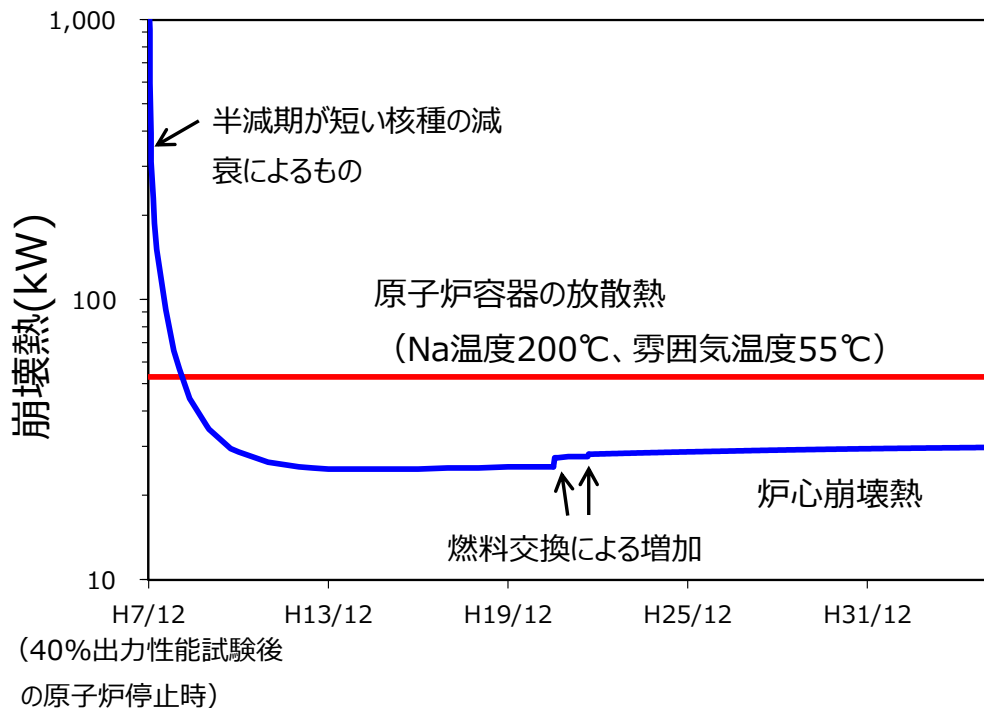
参考
(第4回もんじゅ廃止措置安全監視チーム会合でのご説明資料)

炉心の崩壊熱及び放射能は、運転直後に比べてきわめて低いレベルにある※1。また、運転期間も短いことから1次冷却材に蓄積された放射性物質の量も少ない。※2

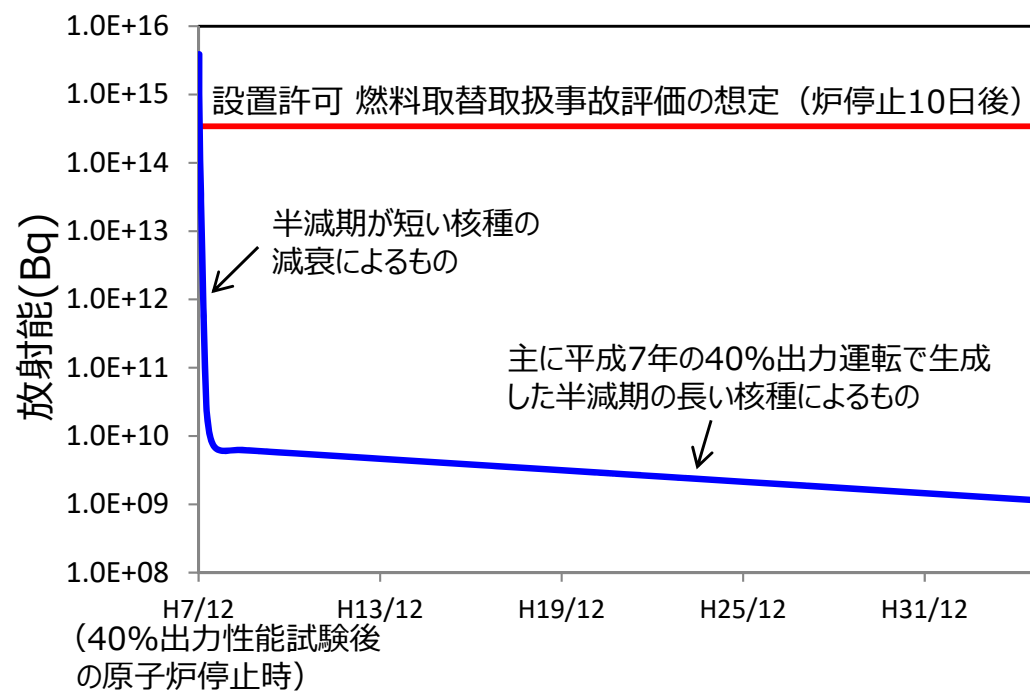
- ・崩壊熱：約30kW(原子炉容器の放散熱約50kWよりも小さい)
- ・使用済燃料集合体1体ギャップ中の放射能：放射性希ガス（0.5MeV換算）約 1.8×10^9 Bq

※1：40%出力運転以降21年以上経過。

※2：直近の炉心確認試験（平成22年7月）による崩壊熱及び放射能への寄与はない。



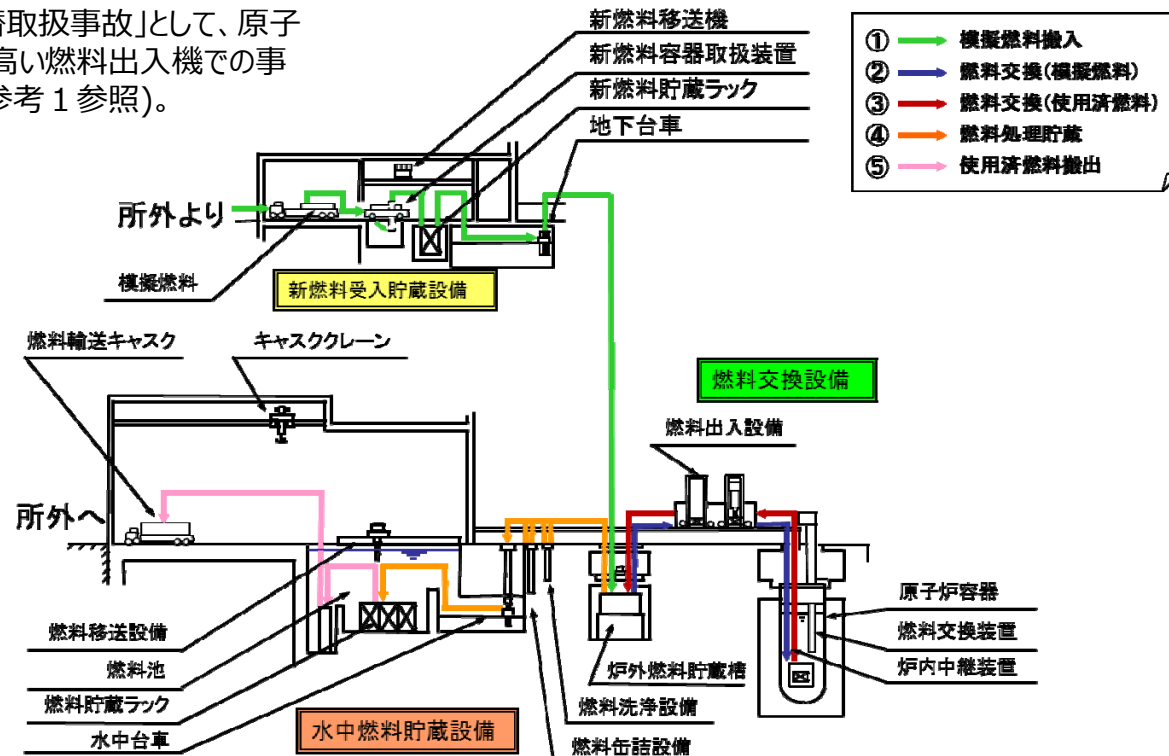
炉心崩壊熱の推移



燃料集合体1体ギャップ中の放射性希ガス放射能の推移
(ガンマ線0.5MeV換算)

- ・燃料取扱い作業中の事故は使用済燃料を取扱う③④⑤の範囲で想定。
- ・燃料取扱い設備は使用済燃料を1体ずつ取り扱うため、何らかの要因によって使用済燃料1体が破損することを想定※。
- ・原子炉停止後21年以上経っているため、使用済燃料中に内蔵される放射性よう素、放射性希ガスは十分に減衰。

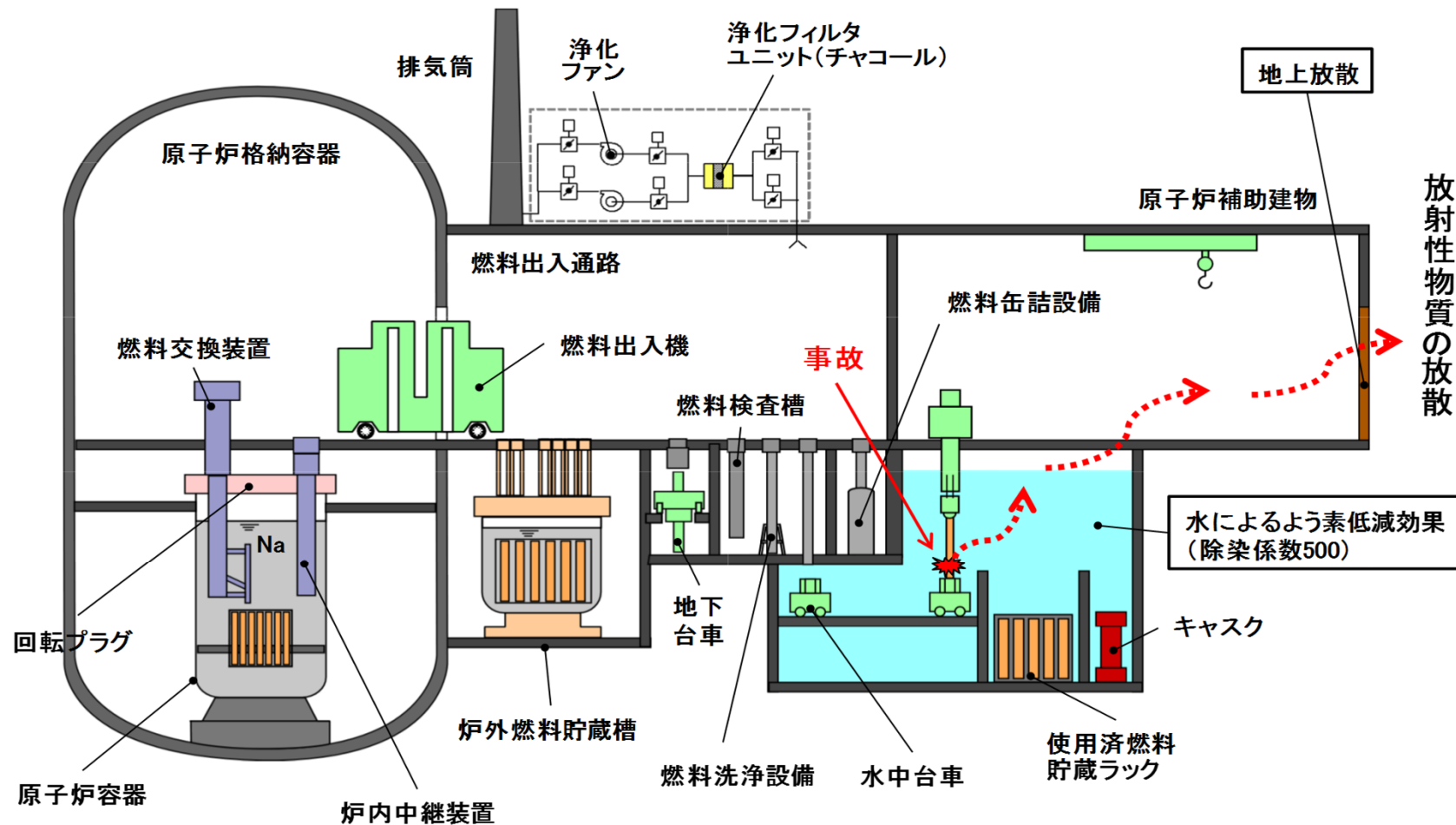
※：設置許可申請書では「燃料取替取扱事故」として、原子炉停止10日後の放射能レベルの高い燃料出入機での事故を代表として評価結果を記載(参考1参照)。

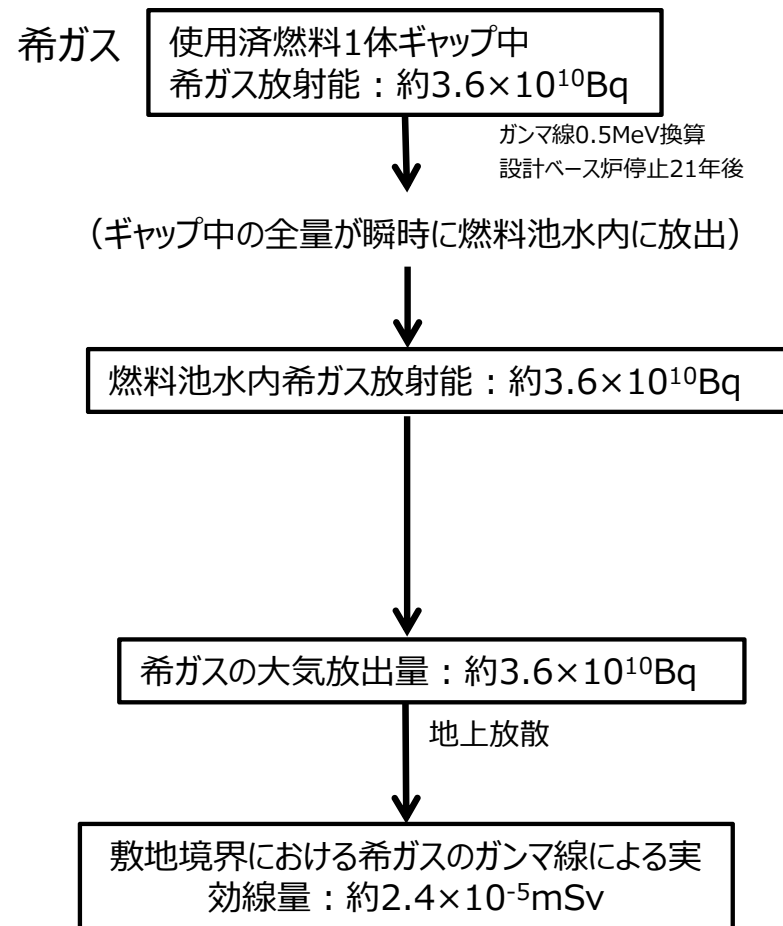
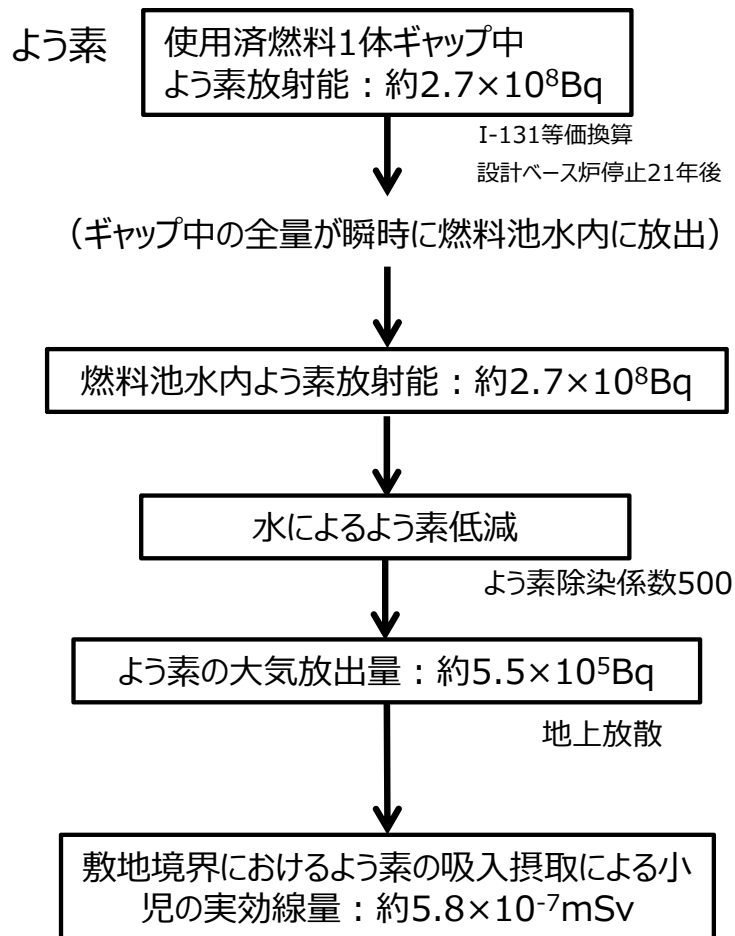


燃料取扱い設備と燃料取扱いルート概要図

【放出経路】：

使用済燃料中の希ガス、よう素は水中に放出され、建物内の気中に移行した後、換気系を介さず地上から放散。





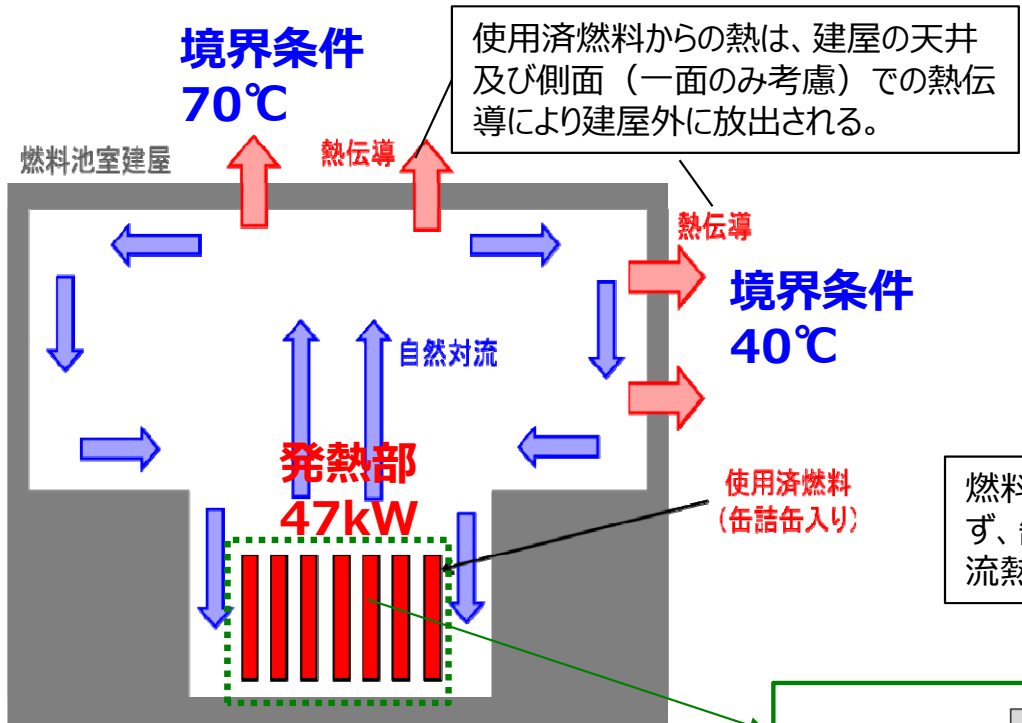
- 燃料池での事故における敷地境界での実効線量は合計で約 2.5×10^{-5} mSv。
- 水によるよう素の低減効果を見做す（保守的な条件）した場合、合計で約 3.1×10^{-4} mSv※。また、最大の放出となることから、全ての燃料取扱い中における事故を代表する。
- いずれも、目安となる5mSvを十分に下回り、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない。

※：よう素約 2.9×10^{-4} mSv
68/73

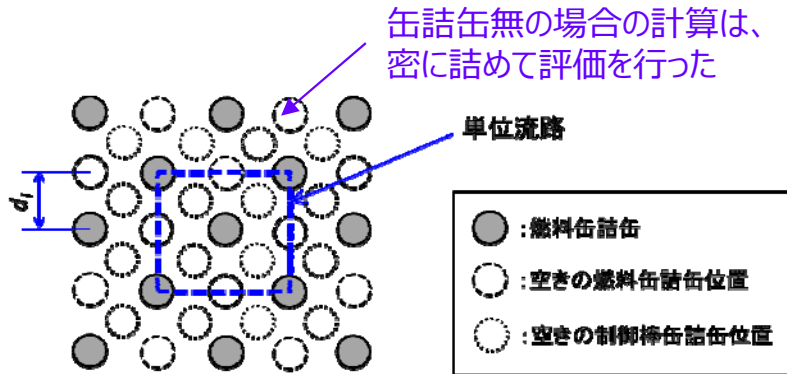
計算モデル概要

- ・冷却機能喪失の結果、燃料池水が蒸発し、燃料池水は、全て喪失したものとする。
- ・缶詰缶内の水は保持されているとする。
- ・評価範囲は、被ふく管肉厚中心～建屋外雰囲気
- ・定常状態に達した最終状態の温度分布を計算。

被ふく管肉厚中心
約160℃
約280℃ (缶詰缶無かつ燃料発熱部下端まで水有)



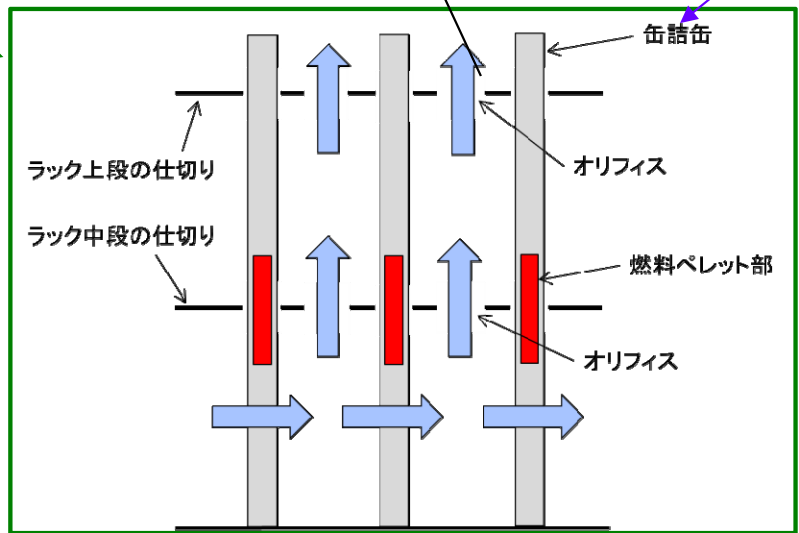
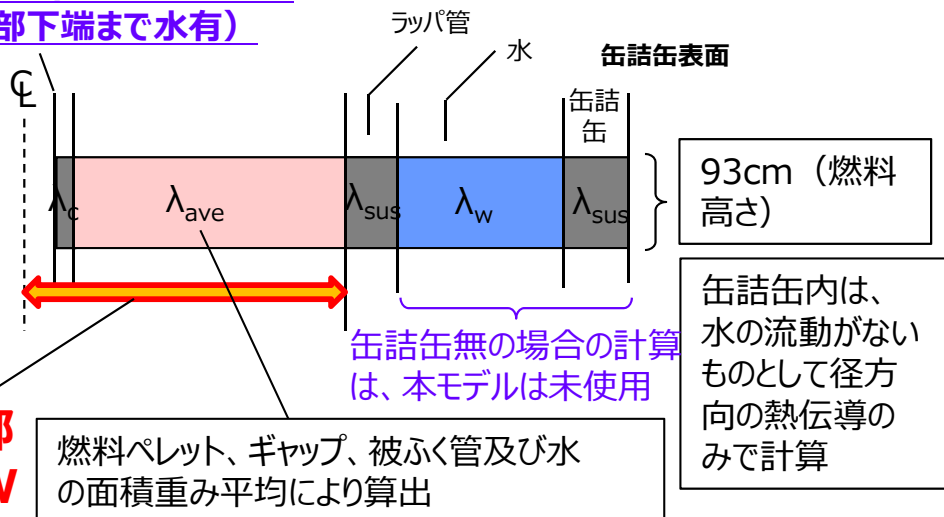
計算モデル (全体図)



鉛直方向の単位流路の設定

燃料池室の換気と送風は考慮せず、缶詰缶の外は空気自然対流熱伝達のみとする。

缶詰缶無の場合の計算は、ラッパ管



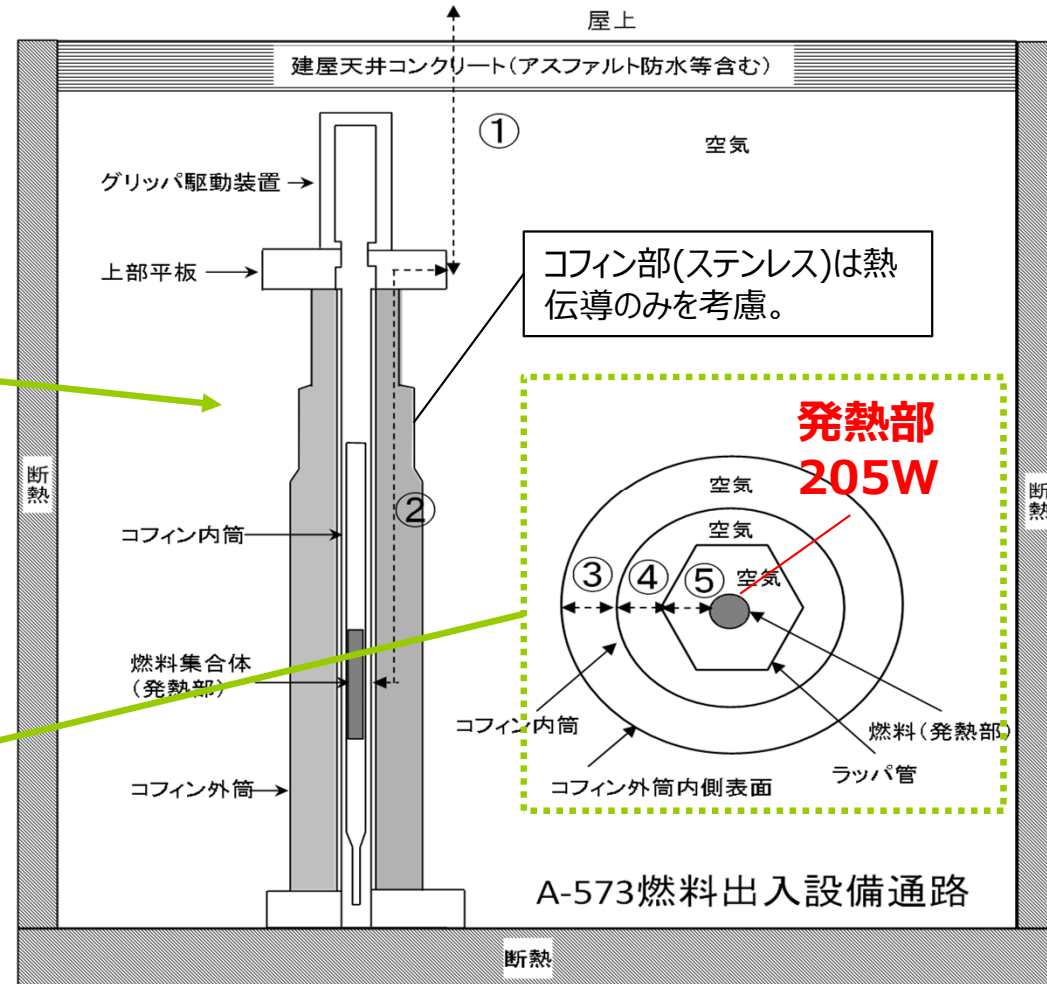
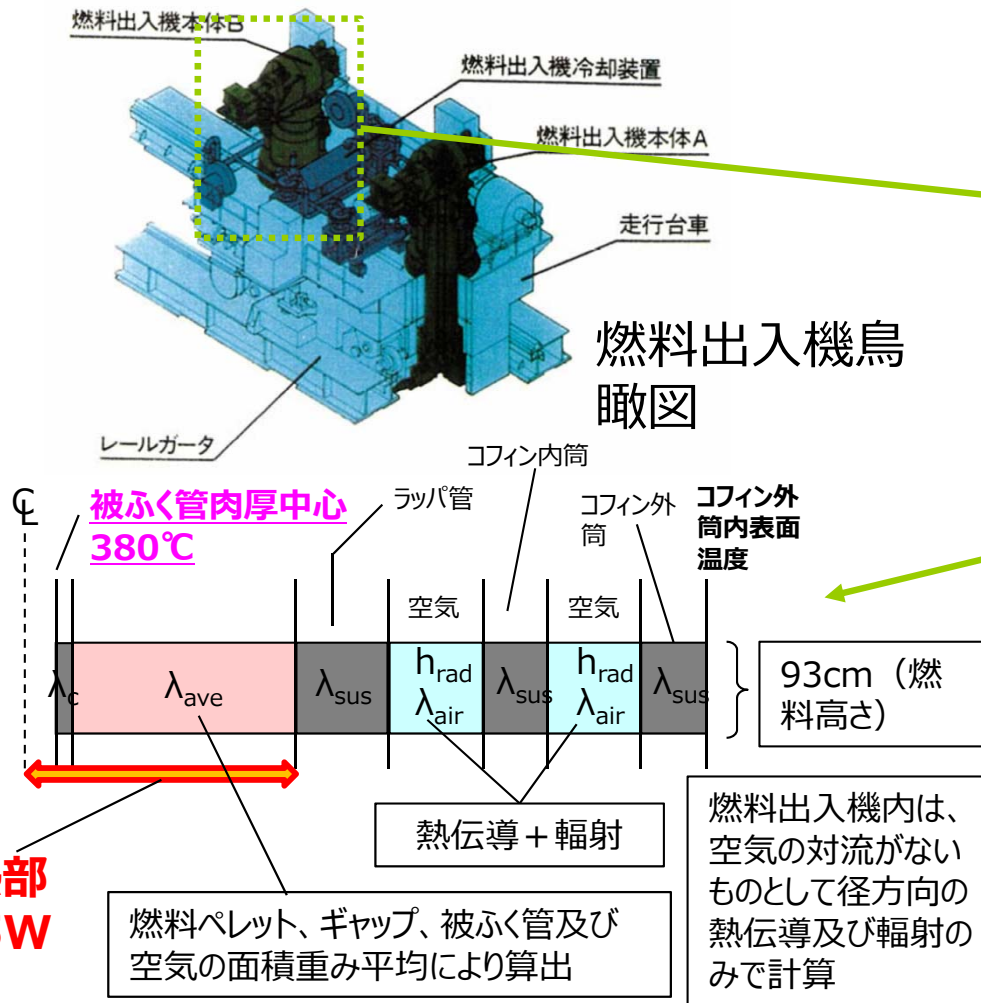
鉛直方向の断面図と空気の流路

缶詰缶無の場合の計算は、更に保守的となるよう空気自然対流の流路を小さくするために、発熱部下端まで水があるものとした

計算モデル概要

- ・移送の停止、かつ冷却系の機能喪失を想定。
- ・被覆管温度が最も厳しくなる「燃料洗浄から燃料缶詰へ移送中の燃料出入機本体B」を選出。
- ・評価範囲は、被覆管肉厚中心～建屋外雰囲気
- ・定常状態に達した最終状態の温度分布を計算。

境界条件70℃



燃料出入機本体Bの評価体系

➤ 耐震バックチェック

「H18.9.19発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に照らした耐震安全性評価を実施。

⇒基準地震動を466Gal※から760Galに見直し、施設の耐震評価を実施して、耐震安全性が確保されていることを確認。旧原子力安全・保安院、旧原子力安全委員会より、原子力機構の評価は妥当とされた。

※：設置許可申請書におけるS2地震動

評価結果は「高速増殖原型炉もんじゅ「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果報告書 改訂(補正)」にて公開：平成22年3月

➤ ストレステスト

東京電力福島第一発電所事故を考慮した「もんじゅ」の地震・津波に対する安全性の総合評価を実施

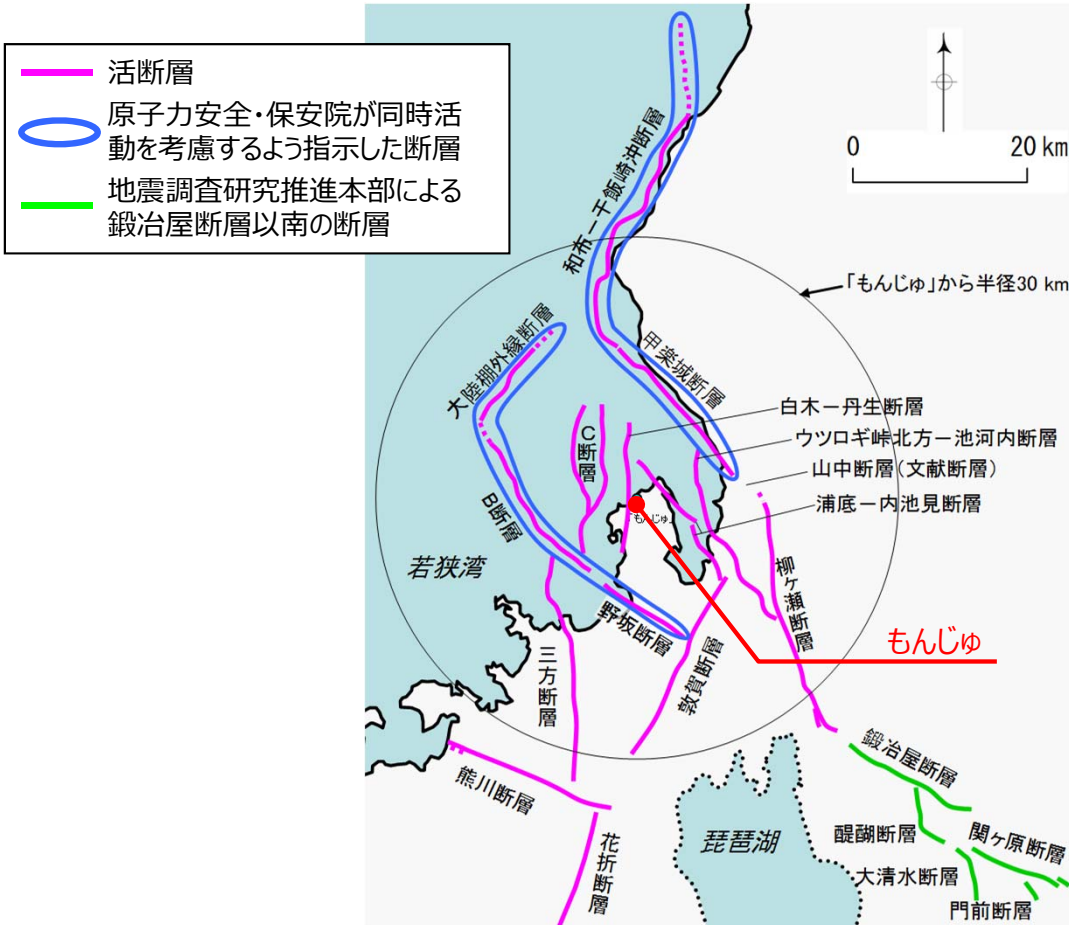
⇒耐震裕度を詳細に評価して地震に対する施設のクリフエッジを評価。廃止措置段階において機能を期待する原子炉冷却材バウンダリ、燃料取扱及び貯蔵設備の耐震裕度は基準地震動(760Gal)に対し 2倍程度（次頁以降参照）。

評価結果は機構ホームページにて公開：平成25年6月21日

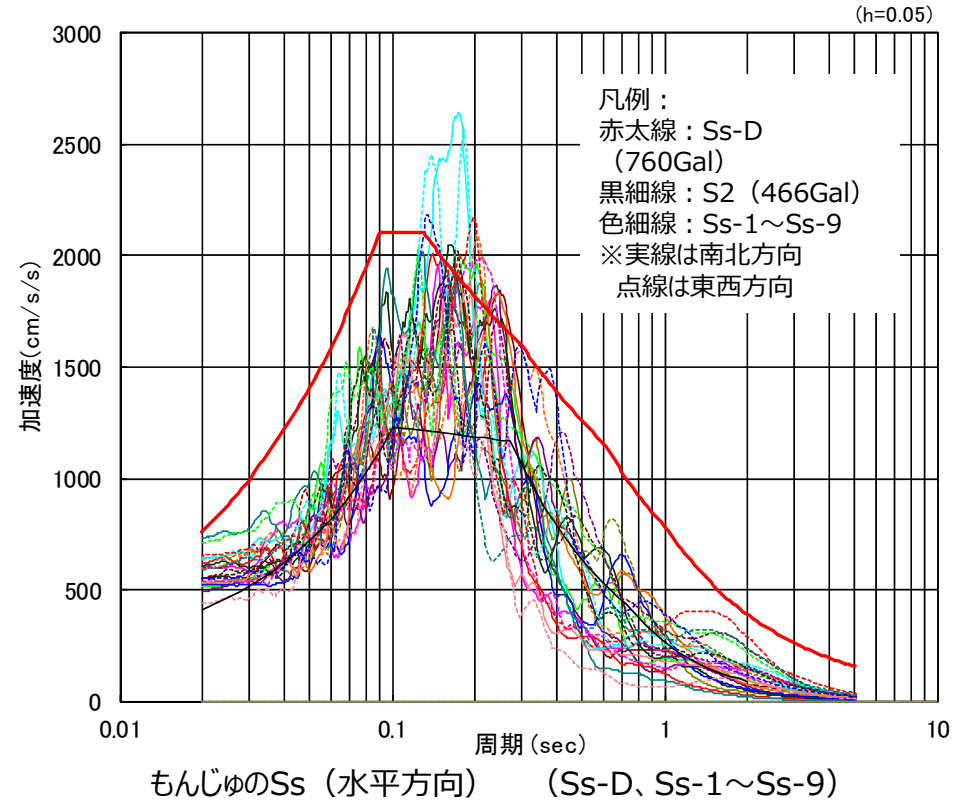
「耐震設計審査指針」改訂に基づき、「もんじゅ」敷地周辺の活断層について、旧原子力安全・保安院、旧原子力安全委員会の審議を反映して活断層評価を行い、基準地震動Ssを設定。

基準地震動の最大加速度

基準地震動Ss	760Gal
---------	--------



「もんじゅ」敷地周辺の活断層分布図



【参考】断層波Ssの内訳

- Ss-1 : C断層、上端3km、破壊開始点3
- Ss-2 : C断層、上端3km、破壊開始点4
- Ss-3 : C断層、上端4km、短周期レベル1.5倍、破壊開始点2
- Ss-4 : C断層、上端4km、短周期レベル1.5倍、破壊開始点3
- Ss-5 : C断層、上端4km、短周期レベル1.5倍、破壊開始点5
- Ss-6 : 白木-丹生断層、上端3km、破壊開始点2
- Ss-7 : 白木-丹生断層、上端3km、破壊開始点3
- Ss-8 : 白木-丹生断層、上端3km、破壊開始点5
- Ss-9 : 白木-丹生断層、上端4km、短周期レベル1.5倍、破壊開始点5

原子炉格納容器

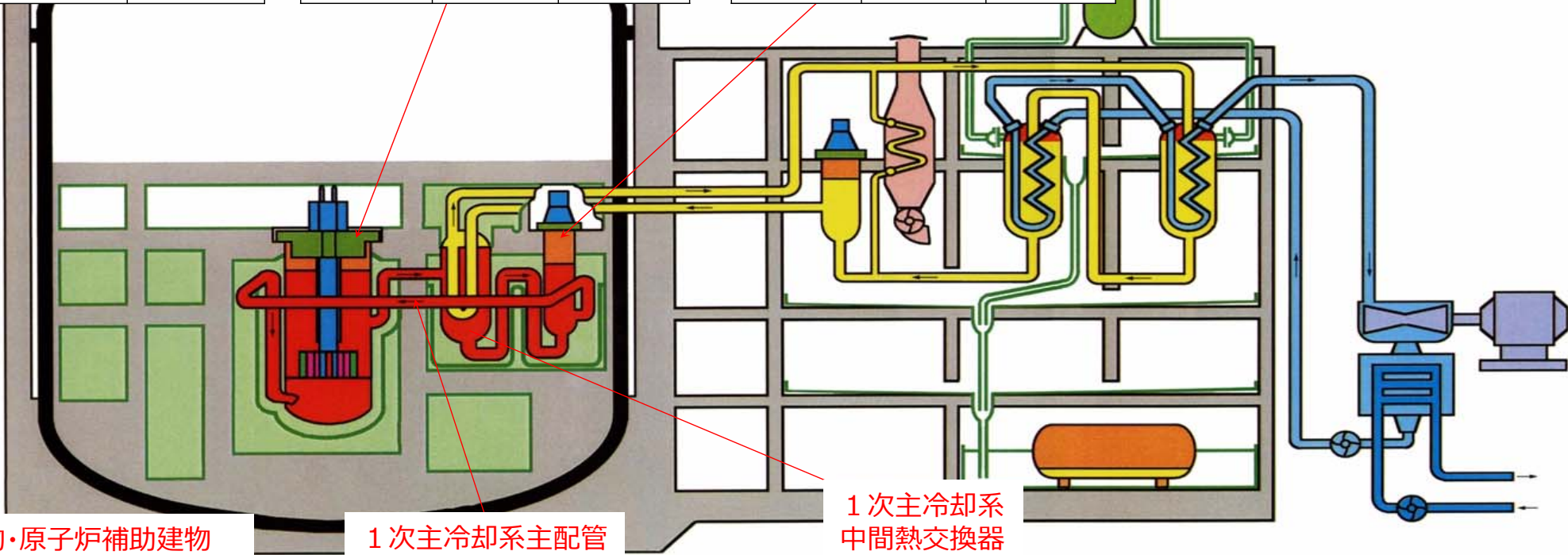
下端部強め輪間の座屈		
バックチェック	2.00	有限要素法解析
ストレステスト		

原子炉容器

下部支持構造物基礎ボルト		
バックチェック	1.51	スペクトルモーダル法
ストレステスト	2.32	時刻歴応答解析

1次主冷却系循環ポンプ

吸込口		
バックチェック	1.48	応答倍率法
ストレステスト	2.33	スペクトルモーダル法



原子炉建物・原子炉補助建物

耐震壁せん断ひずみ		
バックチェック	2.04	時刻歴応答解析
ストレステスト	2.2	時刻歴応答解析

1次主冷却系主配管

エルボ		
バックチェック	2.14	スペクトルモーダル法
ストレステスト		

1次主冷却系中間熱交換器

伝熱管		
バックチェック	1.31	応答倍率法
ストレステスト	2.10	時刻歴応答解析

基準地震動760galの裕度
 ・バックチェック：技術基準値ベースの評価
 ・ストレステスト：壊れたとみなす値ベースの評価