

平成 23 年 5 月 30 日

「東北地方太平洋沖地震を踏まえたシビアアクシデント対応等検討委員会」
の設置について日本原子力研究開発機構
敦賀本部

日本原子力研究開発機構は、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う東京電力福島第一原子力発電所事故を重く受け止め、高速増殖原型炉もんじゅ（以下「もんじゅ」という。）の原子炉設置者として、必要な安全対策を実施する必要がある。その中で、特に、地震・津波の結果シビアアクシデントが発生する可能性を考慮して、同原子炉施設の特徴を踏まえた効果的な安全性向上対策を講じていくことが重要であり、安全対策について第三者の専門家の視点からのご意見を頂くため、標記委員会を設置し、県民、国民の安全・安心を確保するように努めることとする。

標記委員会の開催に当たっては、文部科学省からの参画も得て、「もんじゅ」の安全対策への検討内容の反映等、文部科学省及び日本原子力研究開発機構が一体となった取組を図る。

1. 設置目的

東北地方太平洋沖地震に伴う東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、地震・津波発生時の「もんじゅ」における安全確保の考え方や炉心冷却性について、原子炉施設の安全設計、シビアアクシデント対策、原子炉熱流動等に関する学識経験を有する第三者の専門家のご意見を頂く。

2. 委員会の検討事項

- ・東北地方太平洋沖地震及びその際に発生した津波を踏まえ、「もんじゅ」で全交流電源喪失事象が発生した際の安全確保の考え方・炉心冷却性
- ・自然循環冷却の成立性
- ・炉外燃料貯蔵槽及び使用済燃料水プールの冷却成立性 など

3. 委員（五十音順）

宇根崎 博信	京都大学原子炉実験所	原子力基礎工学研究部門	教授
片岡 勲	大阪大学大学院	工学研究科 機械工学専攻	教授
越塚 誠一	東京大学大学院	工学系研究科 システム創成学専攻	教授
野口 和彦	三菱総合研究所	研究理事	
服部 修次	福井大学大学院	工学研究科 機械工学専攻	教授

以上

第1回 東北地方太平洋沖地震を踏まえた
シビアアクシデント対応等検討委員会
出席者 名簿

○ 委員

宇根崎 博信	京都大学原子炉実験所 原子力基礎工学研究部門 教授
片岡 勲	大阪大学大学院 工学研究科 機械工学専攻 教授
越塚 誠一	東京大学大学院 工学系研究科 システム創成学専攻 教授
野口 和彦	三菱総合研究所 研究理事
服部 修次	福井大学大学院 工学研究科 機械工学専攻 教授

(五十音順)

○ 文部科学省

森山 善範	大臣官房審議官 (研究開発局担当)
西田 亮三	敦賀原子力事務所長

○ 原子力機構

辻倉 米藏	副理事長・敦賀本部長
野村 茂雄	理事・敦賀本部長代理
伊藤 和元	理事
向 和夫	敦賀本部長代理
谷川 信吾	敦賀本部 経営企画部長
荒井 眞伸	敦賀本部 経営企画部 次長
久郷 明秀	総務部上級研究主席
近藤 悟	高速増殖炉研究開発センター 所長
中島 文明	高速増殖炉研究開発センター 副所長
瀬戸口 啓一	高速増殖炉研究開発センター 運営管理室長
弟子丸 剛英	高速増殖炉研究開発センター 技術部長
此村 守	FBR プラント工学研究センター 副センター長

地震・津波を踏まえた 「もんじゅ」の安全確保について

～福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全性向上対策の実行計画～

平成23年5月30日



独立行政法人 日本原子力研究開発機構
敦賀本部

1. 主な経緯

2. 「もんじゅ」の耐震安全性評価結果(活断層評価及び基準地震動Ss)

地震・津波に係る評価

3. 「もんじゅ」の耐震安全性評価結果(原子炉冷却設備等の耐震性)

4. 津波水位の評価

5. 受電設備、変圧器他の地震・津波対策

6. 安全性向上対策の実行計画策定方針

7. 「もんじゅ」の特徴

「もんじゅ」の特徴

8. 自然循環除熱に係る事象シーケンス

9. 「もんじゅ」における津波来襲時の事象推移

10. 緊急対策の概要

福島第一原子力発電所事故を踏まえた
安全性向上対策の実行計画

11. 緊急対策の計画概要及び実施スケジュール

12. 応急対策の概要

13. 全交流電源喪失時の自然循環に対する解析と試験の実施

14. 応急対策の計画概要及び実施スケジュール

15. まとめ

耐震安全性評価

- 平成18年9月19日 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(新耐震指針)を改訂 (原子力安全委員会)
- 平成18年9月20日 「「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価等の実施について」により、新耐震指針に照らした耐震安全性評価の指示 (原子力安全・保安院)
- 平成20年3月31日 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を提出(H21.3.31追補版提出) (原子力機構)
- 平成22年2月2日 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(改訂版)を提出(H22.3.12補正) (原子力機構)
- 平成22年3月18日 高速増殖原型炉もんじゅの耐震安全性評価結果報告書の確認 (原子力安全委員会)
- 平成23年3月11 東北地方太平洋沖地震

安全性向上対策

- 平成23年3月30日 「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について」により、緊急安全対策の実施を指示 (経済産業大臣)
- 平成23年4月2日 安全対策の詳細な実行計画の作成と報告について要請 (福井県)
- 平成23年4月8日 「福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全性向上対策の実行計画」を福井県、敦賀市等に提出 (原子力機構)
- 平成23年4月20日 「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書」を提出 (原子力機構)
- 平成23年5月6日 「福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施状況の確認結果について」により、緊急安全対策は、適切に実施されているものと判断を公表 (原子力安全・保安院)

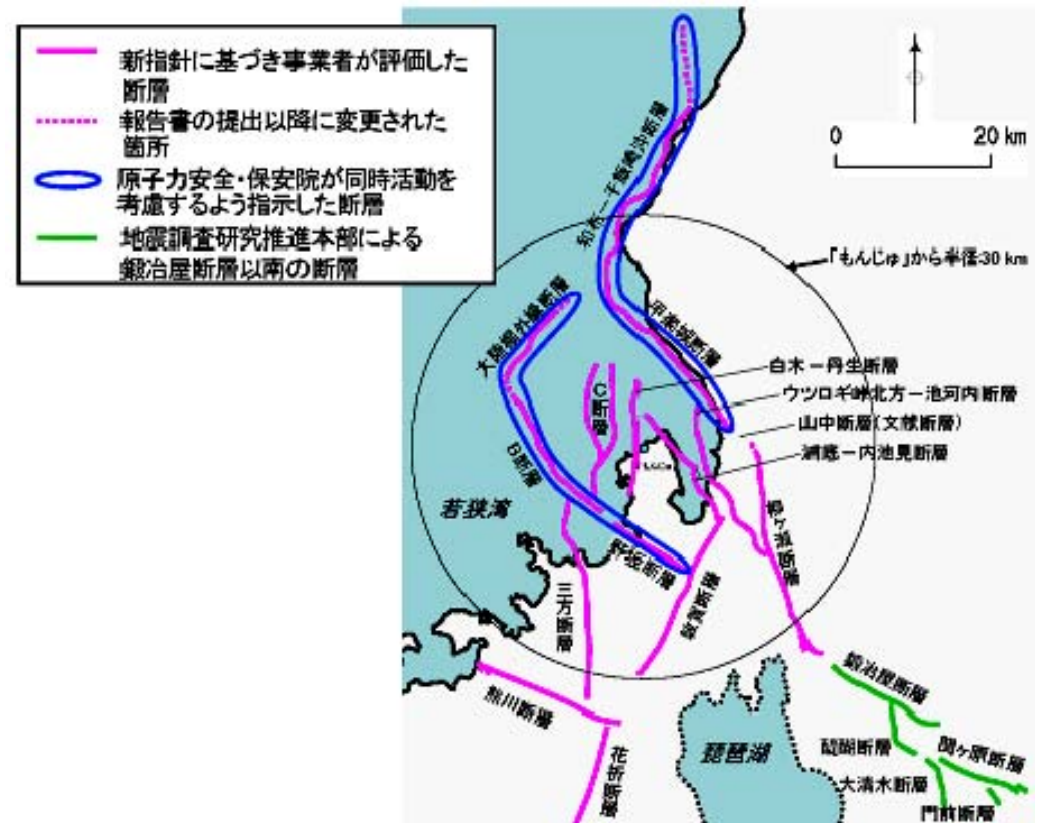
「耐震設計審査指針」改訂(H18. 9. 19)に基づき、「もんじゅ」敷地周辺の活断層について、国の委員会の審議を反映し、下記の通り活断層評価を行い、基準地震動Ssを設定した。

「もんじゅ」敷地周辺の活断層評価一覧

断層名	断層長さ		マグニチュードM
和布一干飯崎冲断層	約42km	約60km※1	7.8
甲楽城断層	約19km		
柳ヶ瀬断層	約31km		7.3
ウツロギ峠北方-池河内断層	約23km		7.1
浦底-内池見断層	約18km		6.9
白木-丹生断層	約15km		6.8(6.9)※2
C断層	約18km		6.9
野坂断層	約12km	約49km※1	7.7
B断層	約21km		
大陸棚外縁断層	約14km		
三方断層	約27km		7.2
敦賀断層	約23km		7.1

基準地震動の最大加速度

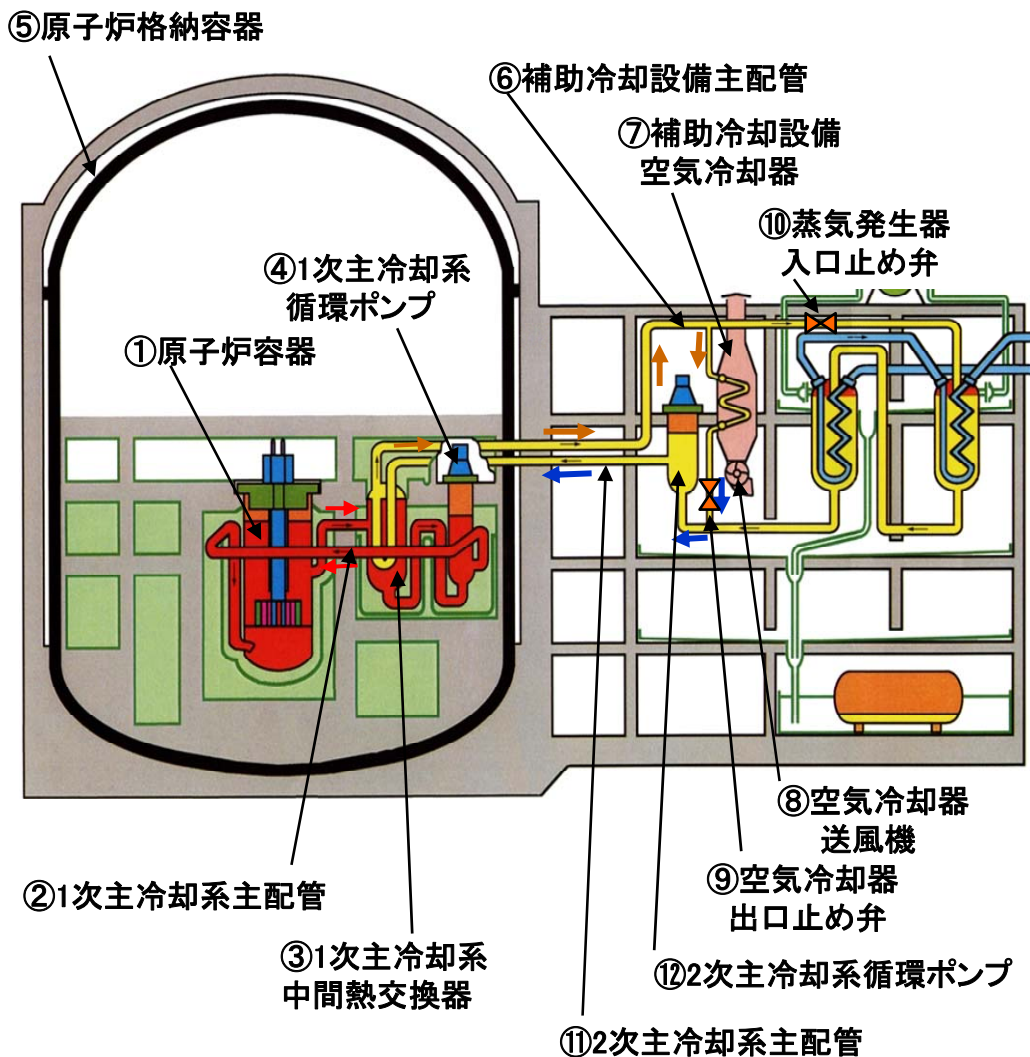
基準地震動Ss	760ガル
---------	-------



※1: 同時活動を考慮

※2: 長さが断層幅を下回らないように設定した16.2km(17.3km)から地震規模Mを評価

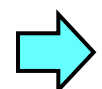
「もんじゅ」敷地周辺の活断層分布図



評価設備		発生値	評価基準値
原子炉冷却設備	①原子炉容器(S)	309MPa	361MPa
	②1次主冷却系主配管(S)	114MPa	245MPa
	③1次主冷却系中間熱交換器(S)	126MPa	223MPa
	④1次主冷却系循環ポンプ(S)	173MPa	257MPa
	⑤原子炉格納容器(S)	288MPa	348MPa
	⑥補助冷却設備主配管(S)	214MPa	275MPa
	⑦補助冷却設備空気冷却器(S)	5.25×10^5 kN・mm	7.61×10^5 kN・mm
	⑧空気冷却器送風機(S)	1.32G	2.3G
	⑨空気冷却器出口止め弁(S)	4.88G	5G
	⑩蒸気発生器入口止め弁(S)	4.85G	5G
	⑪2次主冷却系主配管(S)	213MPa	260MPa
炉外燃料貯蔵設備	炉外燃料貯蔵槽(S)	139MPa	172MPa
	炉外燃料貯蔵槽冷却系配管(S)	256MPa	352MPa
	空気冷却器(S)	98MPa	470MPa
	空気冷却器用送風機(S)	17MPa	470MPa
	循環ポンプ(S)	21MPa	362MPa
燃料池	燃料池(S)	25MPa	53MPa
	貯蔵ラック(S)	127MPa	154MPa
	燃料移送機(B)	落下しないことを確認	

注) 設備名に付記した()内の英字は耐震重要度クラスを示す

原子炉冷却設備等についてSs地震動による耐震評価



評価基準値を満足していることを確認

【津波評価の考え方】

- ・これまで土木学会基準に基づき海岸線と海底地形を最新の地形図等をもとにモデル化し、地震の断層運動による海底の鉛直変位分布を海面に与え、シミュレーション解析により各地点の津波高さを計算。
- ・もんじゅ敷地に対し最も影響の大きい津波は、大陸棚外縁～B～野坂断層による津波であり、港湾奥部で水位上昇、水位低下とも大きくなり、最大水位上昇で海拔+5.19m、最大水位低下で海拔-5.24mである。この評価は、海域活断層や日本海東縁部から伝播する津波の水位変動の評価値※(上昇 +3.2m、低下 -2.6m)を上回り、最大水位上昇の際、港湾部敷地に一部越波した海水が溢れ、また最大水位低下の際、一時的に補機冷却海水ポンプの取水レベルを下回る。

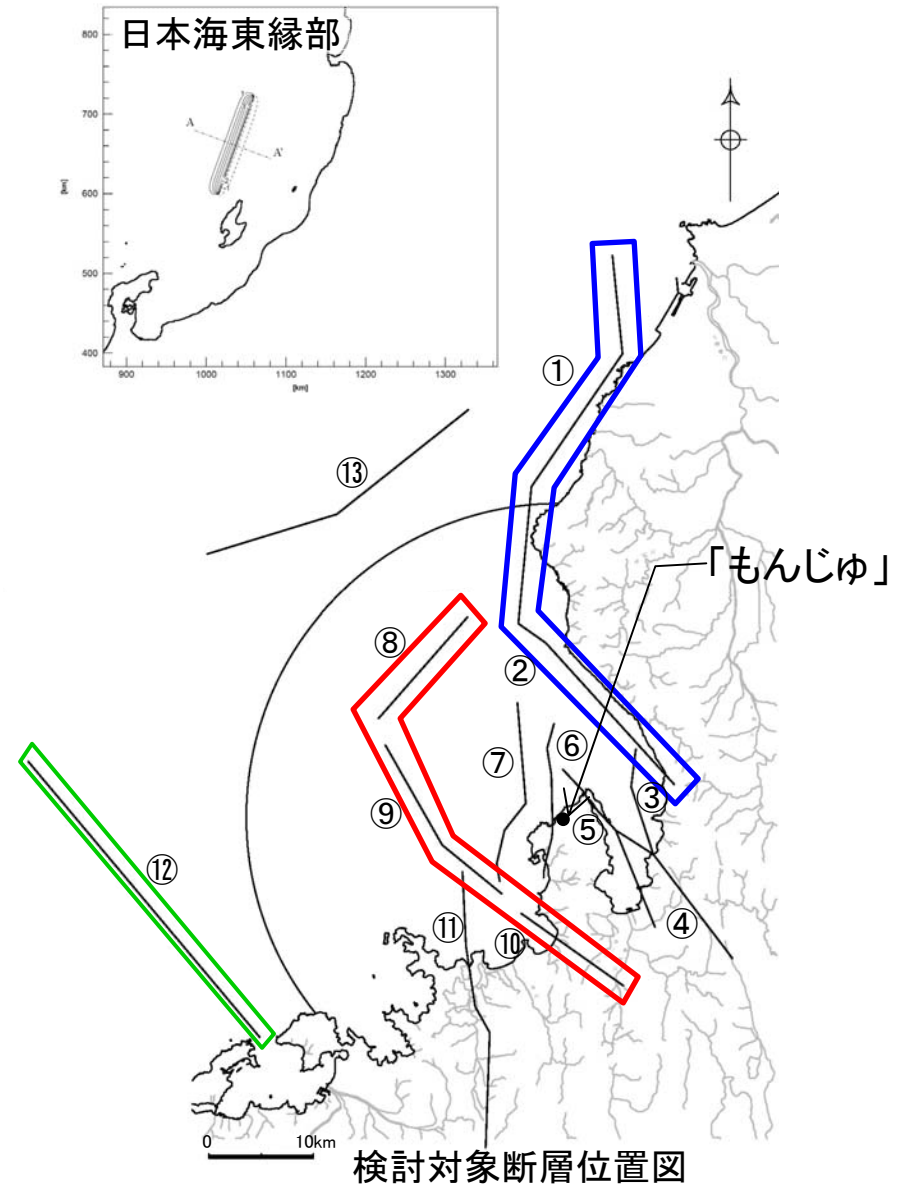
※:平成14年の評価値

【津波対策の基本的考え方】

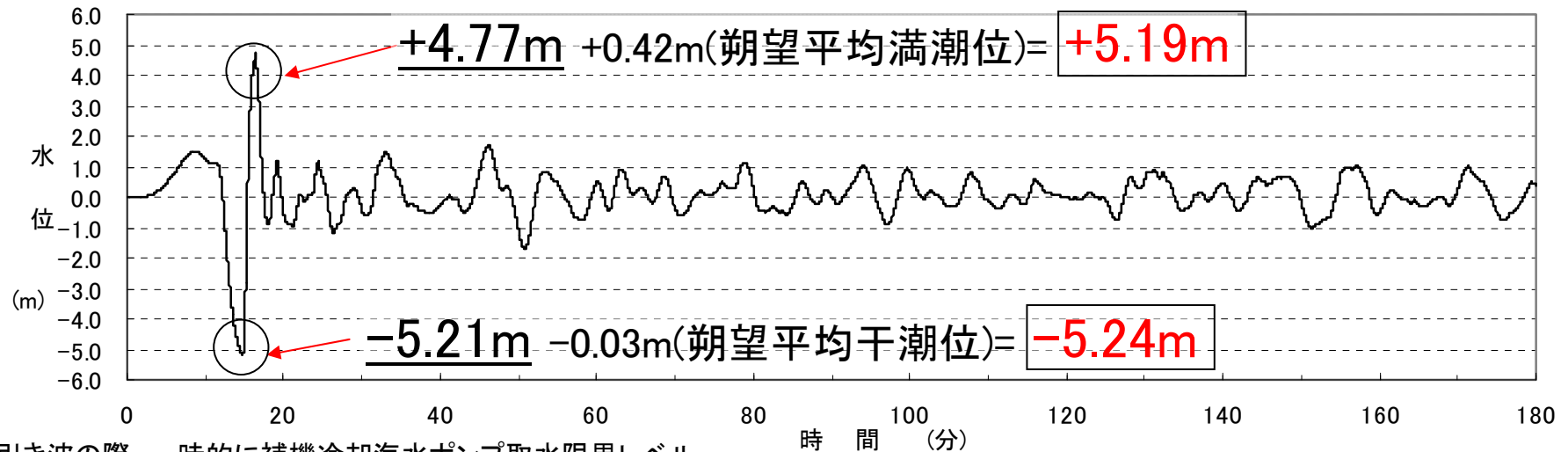
- ・現時点では上記評価結果に基づき、設置された防水壁に対して、さらに余裕をもたせるための補強を行う。(平成23年度中実施完了予定)
- ・今回発生した津波に関する詳細評価については、現在さまざまな角度からの原因究明が行われており、新しく得られる知見について安全性を高めるため上記応急対策に反映するなど適切な対策を実施していく。

	断層名	長さ (km)	水位計算結果[m] (潮位を考慮した値)	
			取水口前最大	取水口前最小
①	和布-干飯崎沖断層	60※	4.07	-2.80
②	甲楽城断層			
③	ウツロギ峠北方-池河内断層	23	1.49	-1.48
④	⑤北部~③南部	25	2.04	-0.56
⑤	浦底-内池見断層	18	1.84	-0.36
⑥	白木-丹生断層	15	0.61	-2.19
⑦	C断層	18	1.31	-1.85
⑧	大陸棚外縁断層	49※	5.19	-5.24
⑨	B断層			
⑩	野坂断層			
⑪	三方断層	27	0.82	-0.72
⑫	FO-A~FO-B断層	35※	4.31	-1.82
⑬	FGA3東部	29	3.82	-1.76

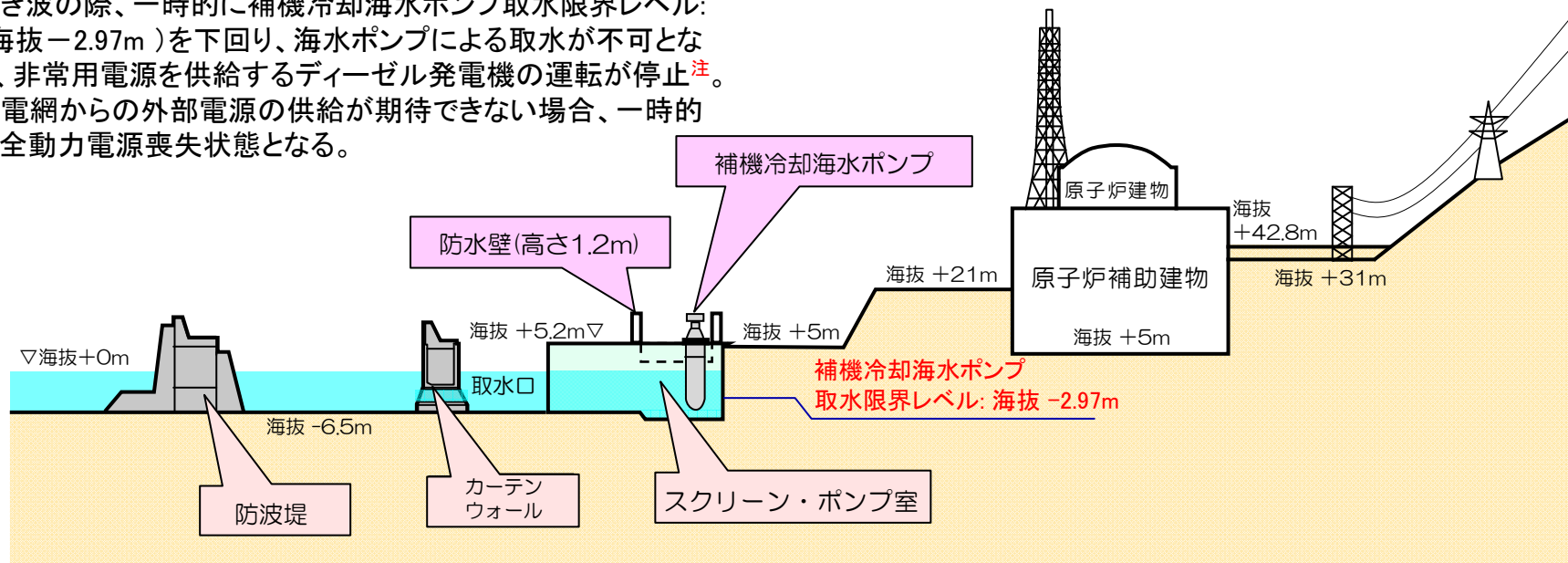
※: 同時活動を考慮



港湾最奥部(水位変化最大地点)における水位時系列

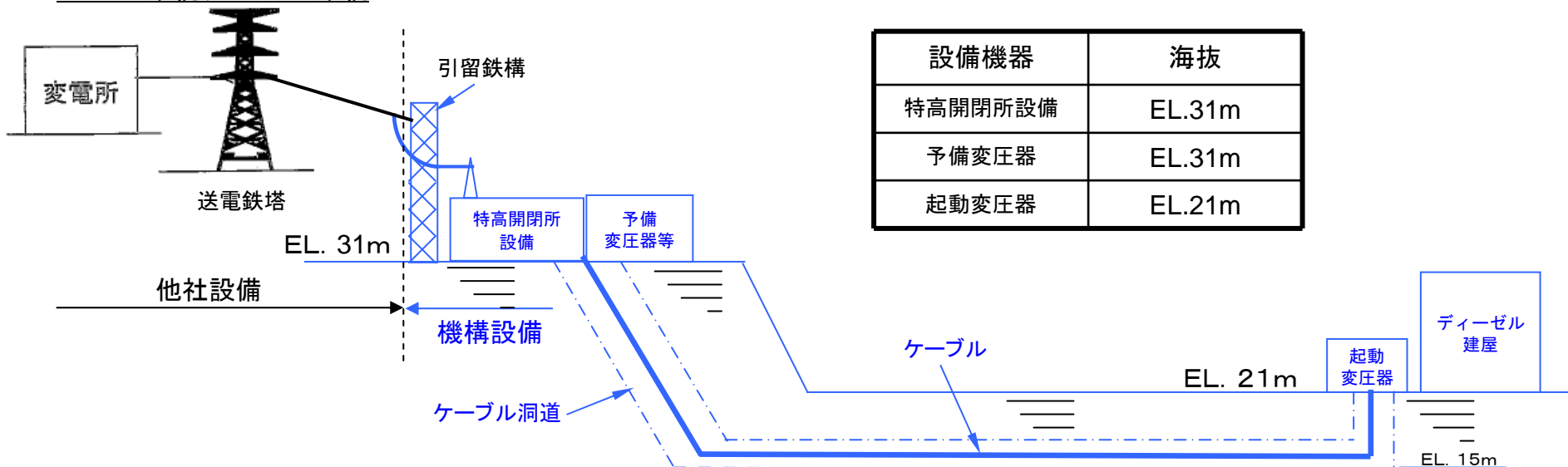


引き波の際、一時的に補機冷却海水ポンプ取水限界レベル: (海拔-2.97m)を下回り、海水ポンプによる取水が不可となり、非常用電源を供給するディーゼル発電機の運転が停止^注。送電網からの外部電源の供給が期待できない場合、一時的に全動力電源喪失状態となる。



注: 補機冷却海水ポンプはディーゼル発電機に冷却水を供給。海水の取水が不可となるとディーゼル発電機は運転を停止。

275kV系統及び77kV系統



設備機器	海拔
特高開閉所設備	EL.31m
予備変圧器	EL.31m
起動変圧器	EL.21m

発電所内受電設備	地震に係る評価	津波に係る評価
引留鉄構	・平均風速40m/秒の連続風荷重に耐える構造 (送電用鉄塔設計標準に基づく)	EL.31mの位置に設置されていることから、津波の影響はないものと考えられる。なお、今回の地震・津波による送電線への影響に係る知見が得られ次第、対応していく。
特高開閉所設備	・地表面で最大水平地震加速度0.3Gの共振正弦3波に耐える設計 (変電所等における電気設備の耐震設計指針に基づく)	同上
予備変圧器、 起動変圧器	同上	EL.21m、31mの位置に設置されており、津波の影響は受けられないものと考えられる。なお、今回の地震・津波による変圧器等への影響に係る知見が得られ次第、対応していく。
ケーブル、 ケーブル洞道	耐震Cクラス設備であるが、地中埋設の洞道を設け、洞道基礎は岩着して耐震性を上げている。	地中洞道内ケーブルについては耐水性に富んでおり、冠水状態でも使用可能。

発電所内の受電設備については今回の地震・津波による受電設備への影響に係る知見を反映し、地震・津波に対する影響を低減する対策を検討し、必要な対応を行っていく。

基本方針

- ① 冷却を一層確実なものとするため、冷却機能を幾重にも確保する観点から設備面の対策を実施
- ② 設備面の対策も踏まえた地震・津波発生時の対応手順の整備、運転員の訓練の観点から運用面の対策を実施

この方針に則り、津波によって、全交流電源、海水冷却機能、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能の3つの機能を喪失した場合においても、以下の「もんじゅ」の特徴を考慮し、炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の抑制しつつ冷却機能の回復を実現する。

【「もんじゅ」の特徴】

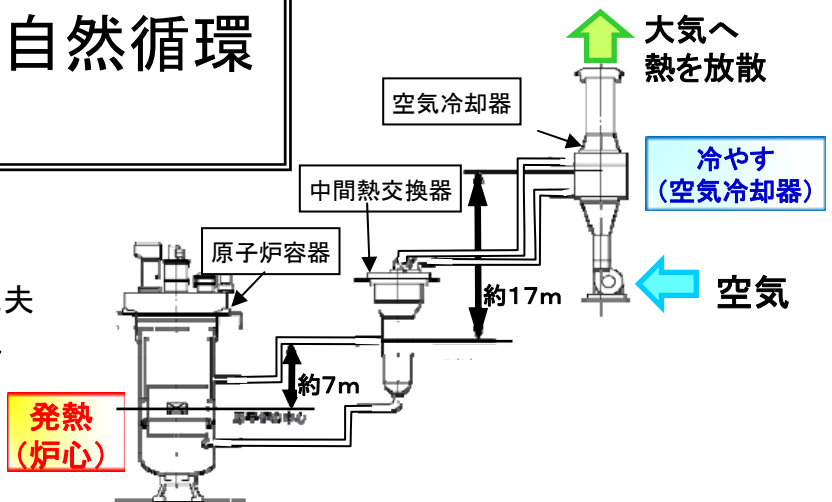
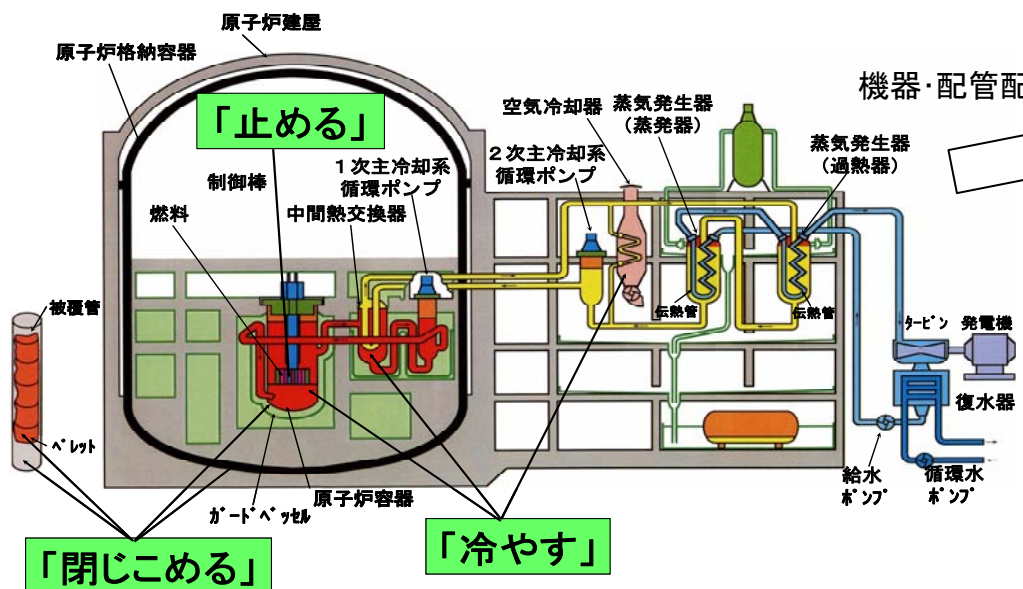
- 主要設備は比較的高所(海拔約21m)に設置
- 原子炉停止後の原子炉は空気冷却
- 原子炉停止後の原子炉及び炉外燃料貯蔵設備の使用済燃料はナトリウムの自然循環により空気冷却が可能

実施方針

- ① 津波発生時において3つ*の機能を満足するために、直ちに講じることができるものを緊急対策として実施
- ② 緊急対策によって、炉心損傷や使用済燃料の損傷防止が可能と考えるが、冷却を一層確実なものとするため、冷却機能を幾重にも確保する観点で、応急対策を実施
- ③ 今後も情報収集、分析を継続し、新たな知見が得られた場合は迅速かつ的確に対策を追加反映

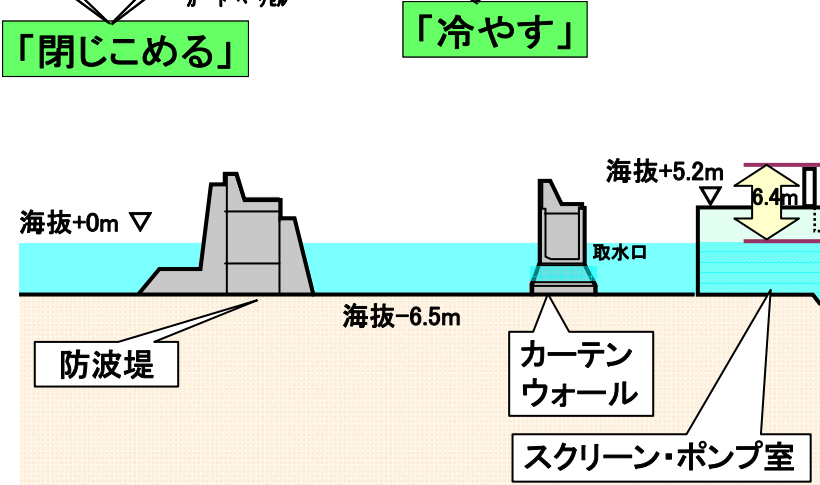
* : 3つの機能: 電源の確保、炉心冷却機能の確保、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能の確保

○原子炉停止後は、自然循環による空気冷却

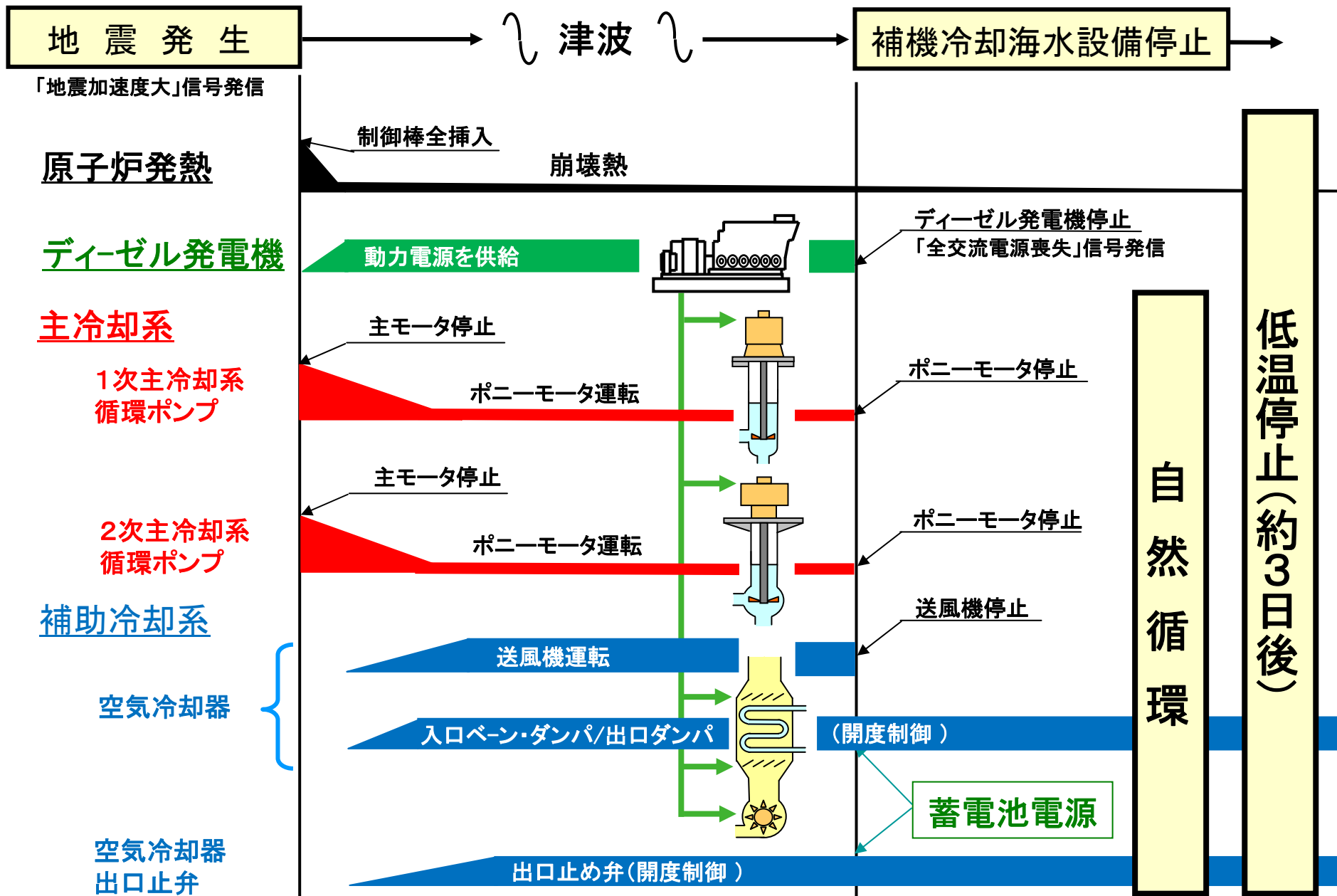


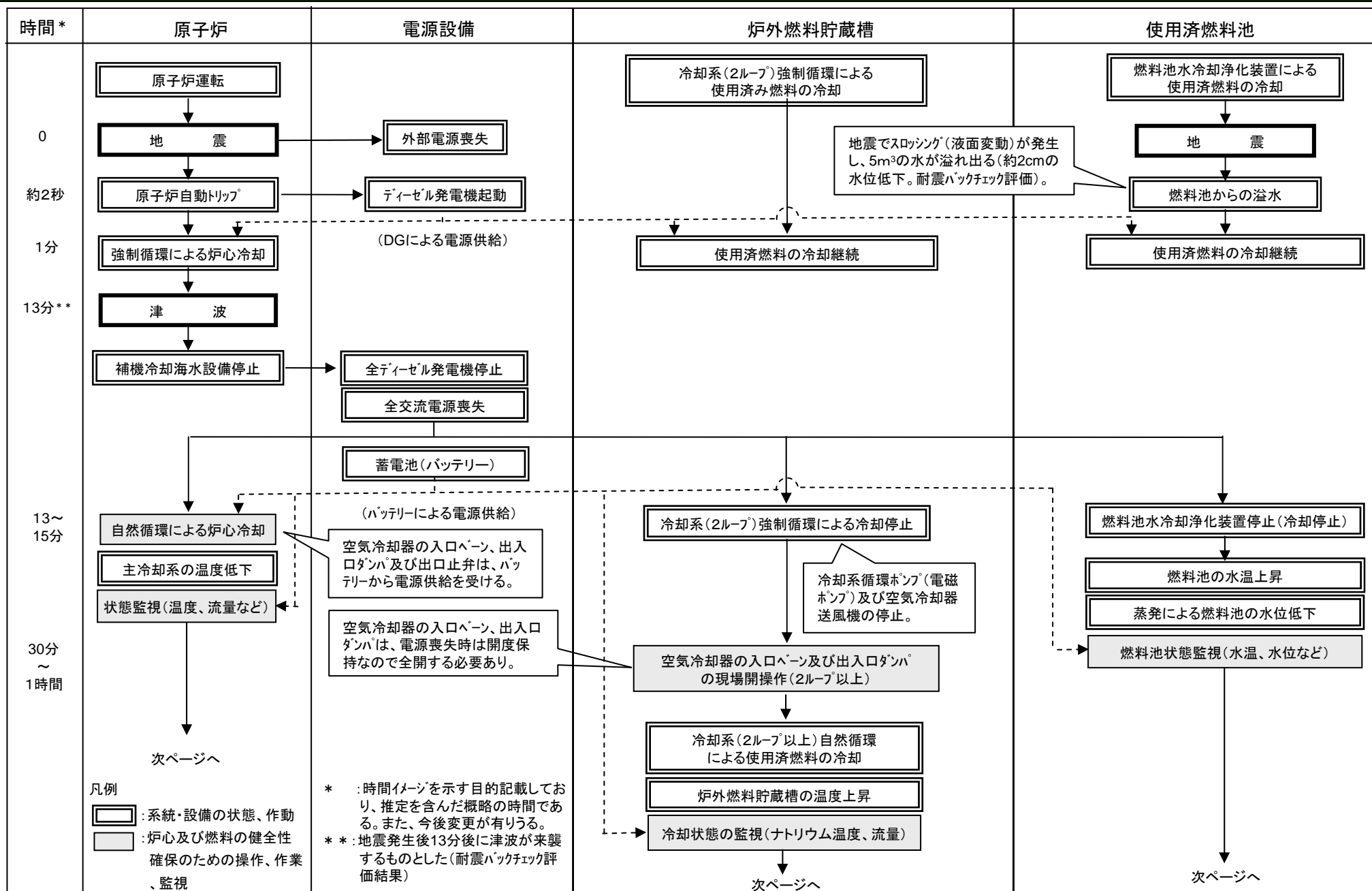
機器・配管配置に工夫

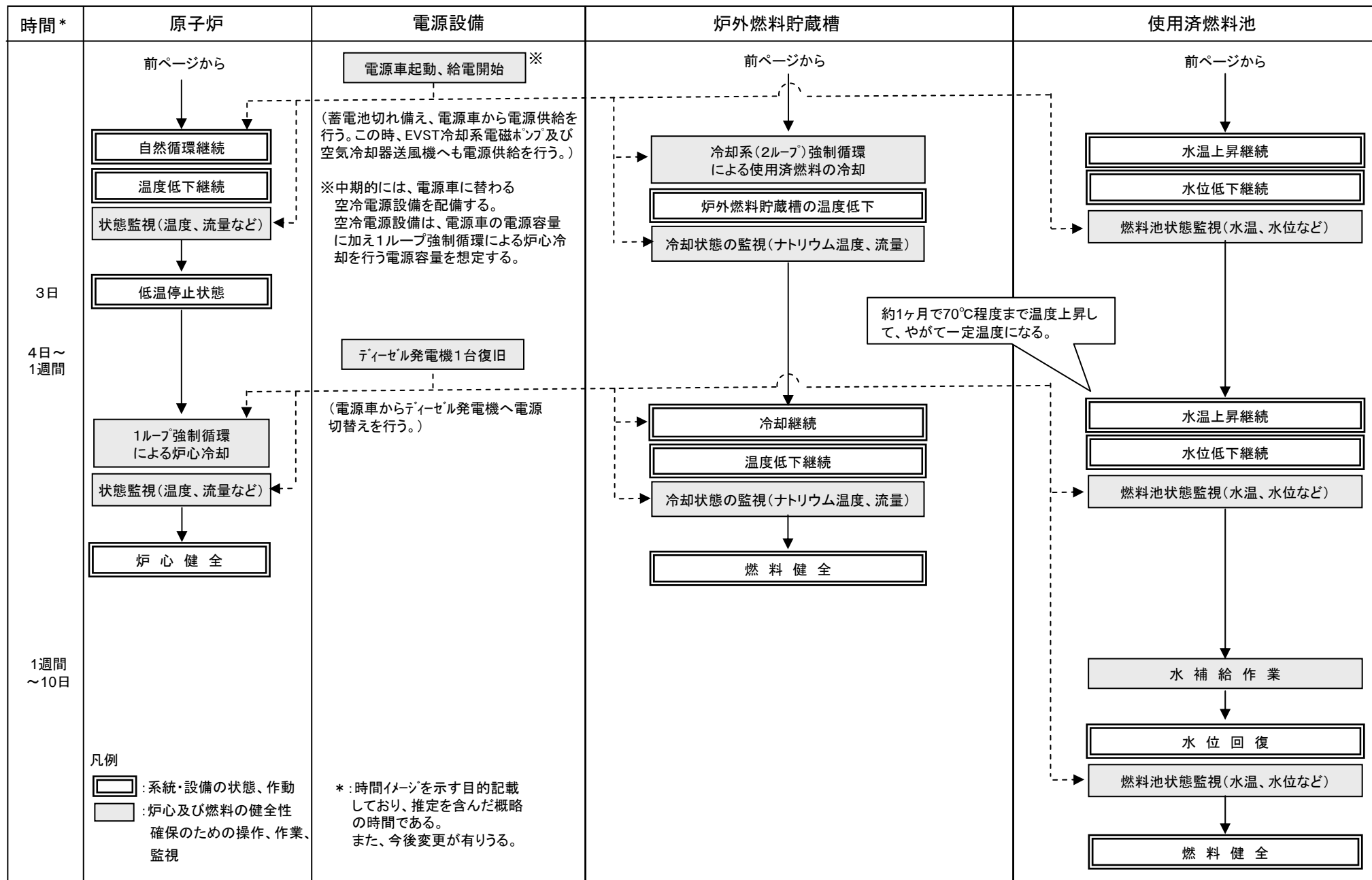
発熱 (炉心)



○ナトリウム機器など安全上重要な設備は海面から21mの高い位置に設置







緊急安全対策(設備、運用)により、津波による機能(全交流電源、炉心冷却機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能)を喪失の場合においても、炉心損傷及び使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制し、原子炉施設の冷却機能の回復を図る

緊急点検の実施

- 2つのシナリオ※実現のために必要となる資機材や設備の点検
- ※電源車による電源応急復旧、燃料池への給水確保

緊急時対応計画の点検と訓練の実施

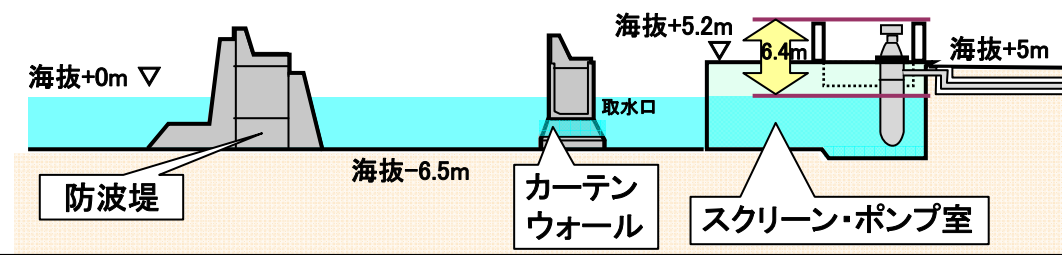
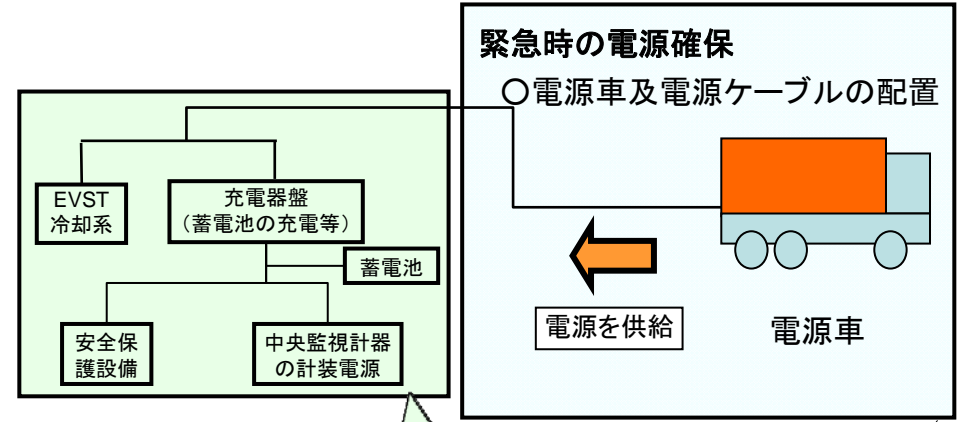
- 訓練の実施とフィードバック
- 社内ルールの策定

緊急時の最終的な除熱機能の確保

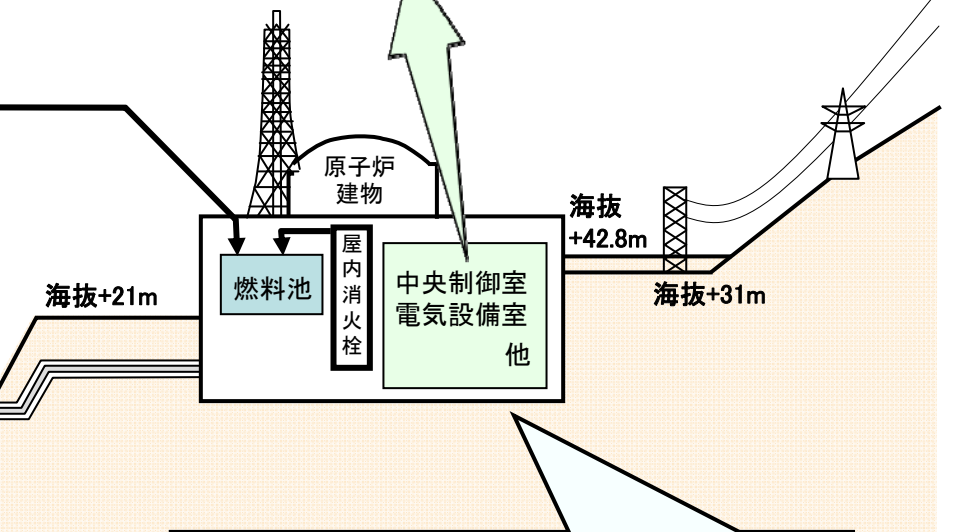
- 炉心、炉外燃料貯蔵槽の自然循環冷却の再確認

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
- ※燃料池が沸騰することはない。蒸発による水量の減少を防ぐ



- ナトリウム機器など安全上重要な設備は、海面から21mの高い位置に設置
- なお、取水口付近の海水ポンプの周りには防水壁(高さ1.2m)を設置 (想定する津波の高さ:約5.2m(機構評価))



- 各原子力発電所における構造等を踏まえた当面必要となる対応策の充実
- 海水浸入経路の調査実施

		計画概要	実施時期
設備面の対策	電源の確保	非常用ディーゼル発電機の健全性確認	平成23年3月11日、16日実施 その後、月1回で継続実施
		電源車の配備	平成23年3月18日配備
		海水浸入経路の調査	平成23年3月18日実施
	炉心冷却機能の確保	炉心冷却に関わる機器や設備の健全性確認	平成23年3月11日実施 その後も、日常の巡視、点検等でも確認
		止める、冷やす、閉じ込める機能に関わる設備の安全機能確認	平成23年度下期(設備点検) 定期試験で継続的に実施していく
		原子炉補機冷却海水ポンプ周り防水壁の点検	平成23年3月18日実施
運用面の対策	運転シミュレータを用いた全交流電源喪失の訓練実施	運転シミュレータを用いた全交流電源喪失の訓練実施	平成23年4月5日～平成23年6月末
	燃料池水補給対策の検討	燃料池の水の蒸発・減少に対して、消防車等による水の補給手順の策定	平成23年3月31日策定
	シビアアクシデントへの対応	これまでの設計段階で行った解析結果や技術報告書等により、自然循環による冷却が可能であることを再確認	平成23年3月済
	緊急時対応体制の強化	津波対応体制の確立	電源車対応体制の確立 平成23年5月7日実施
全般	福井県の皆さまへの情報発信	機構ホームページ、敦賀本部ホームページによる情報発信、定例週報等によるプレスへの情報発信、地域広報誌やメディアにおける情報発信、地域での出前説明会(さいくるミーティング)、協力会社・メーカー・機構OBによる説明などの対話活動を実施	継続して実施

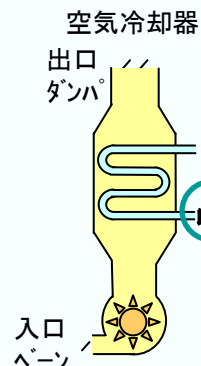
さらなる充実を行い、一層の信頼向上を図る

緊急時対応計画の点検及び訓練の実施

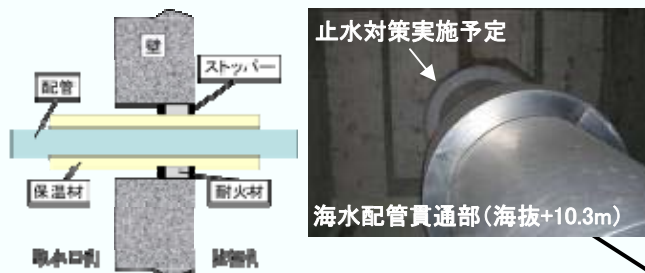
- 全交流電源喪失時訓練の実施

構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施

- 弁操作作業性向上のため弁の保温材パッケージ化

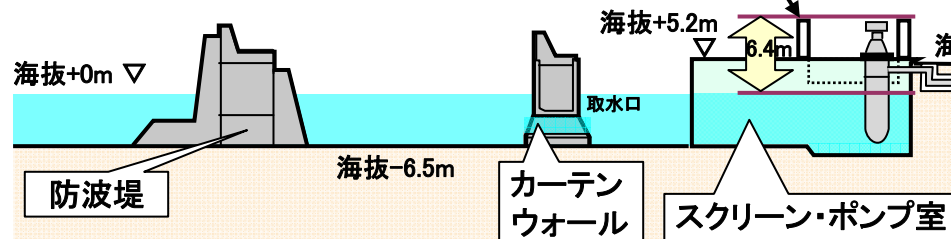


- 海水浸入経路の止水対策の実施



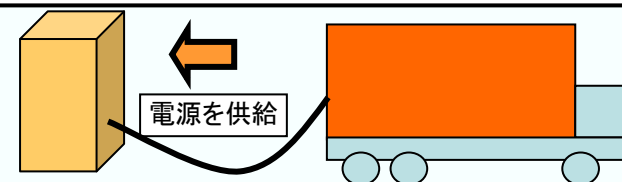
- 緊急時対応体制の強化 (危機管理室設置等)

- 防水壁の補強 [高さ1.2m、板厚増]



緊急時の電源確保

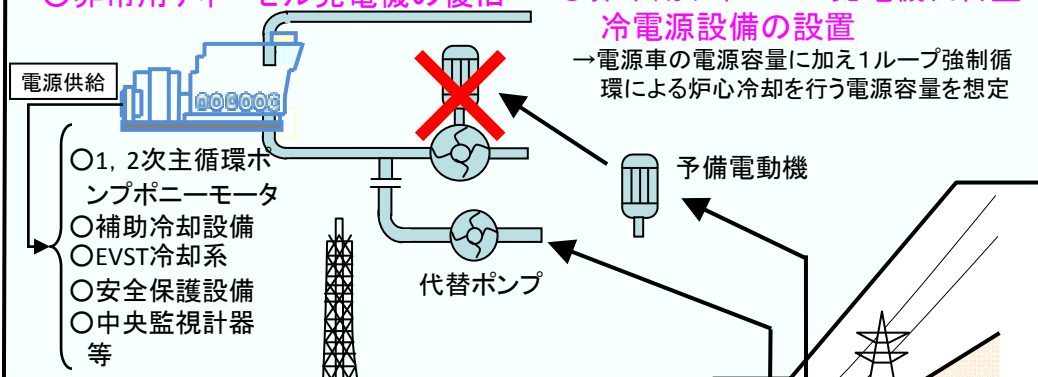
- 電源接続盤の設置



- 非常用ディーゼル発電機の復旧

- 非常用ディーゼル発電機代替空冷電源設備の設置

→電源車の電源容量に加え1ループ強制循環による炉心冷却を行う電源容量を想定



海抜+21m

原子炉建物

原子炉補助建物

海抜+42.8m

海抜+31m

緊急時の最終的な除熱機能の確保

- 海水冷却機能復旧対策の実施

補機冷却海水ポンプ予備電動機の配備

補機冷却海水ポンプ代替ポンプの配備

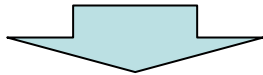
- 全交流電源喪失時の冷却機能に関する再確認解析

緊急時の使用済燃料貯蔵槽の冷却確保

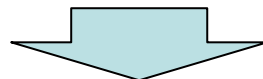
- 非常用ディーゼル発電機代替空冷電源設備の設置

- 全交流電源喪失時の冷却機能に関する再確認解析

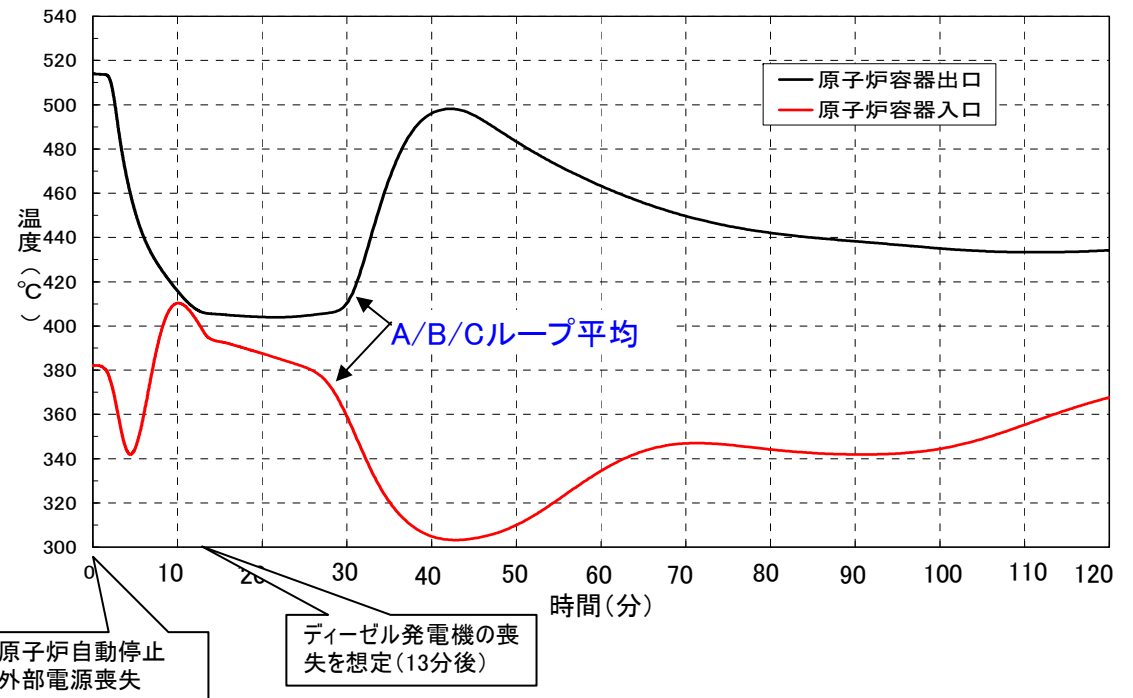
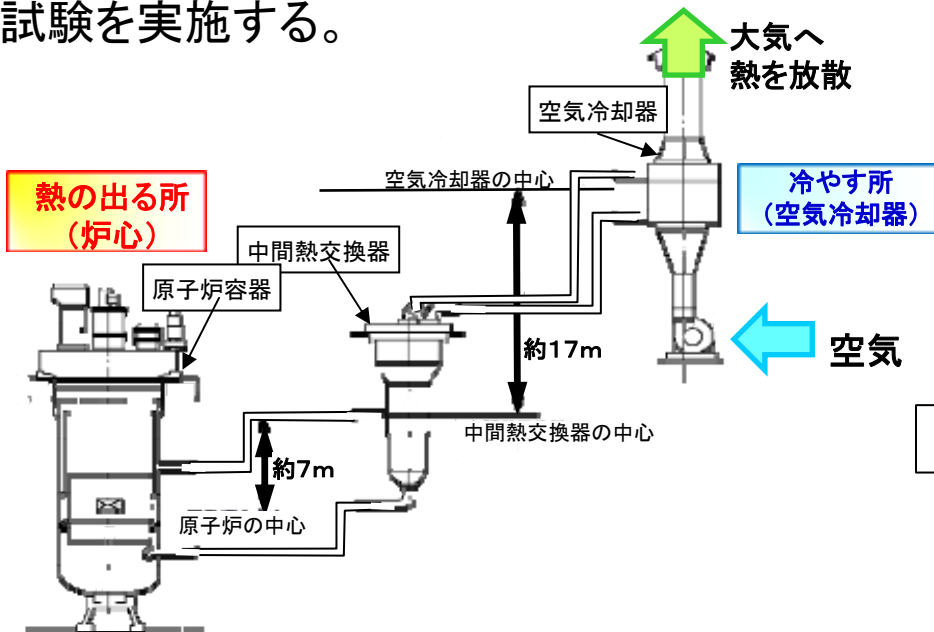
原子炉定格運転中に地震により原子炉が自動停止し、その後、津波による全交流電源喪失が発生した場合、設計段階の解析結果等により、自然循環による炉心冷却ができることを再確認した(平成23年3月済)。



「もんじゅ」の実機データに基づき、自然循環により冷却について再確認解析を実施する(平成23年3月～平成23年7月末)。更に、自然循環の阻害要因を再検討し、確実に冷却できることを確認する(平成23年8月～平成24年3月末)。



出力上昇試験において自然循環により炉心冷却が出来ることを確認する自然循環確認試験を実施する。



自然循環冷却による原子炉容器出入口ナトリウム温度変化解析結果

		計画概要	実施時期
設備面の対策	電源の確保	非常用ディーゼル発電機代替空冷電源設備の追加設置	検討:平成23年4月～平成23年7月末 設置:平成23年8月～可及的速やかに
		非常用ディーゼル発電機の緊急復旧のため、原子炉補機冷却海水ポンプ代替設備を配備	検討:平成23年4月～平成23年9月末 設置:平成23年10月～平成24年3月末
		取水口付近からディーゼル建物への海水の止水対策を実施	調査・検討:平成23年3月～平成23年4月末 止水対策実施:平成23年5月～平成23年9月末
	炉心冷却機能の確保	海水冷却機能復旧対策の実施 (海水ポンプ予備電動機の配備)	検討:平成23年4月～平成23年9月末 設置:平成23年10月～可及的速やかに
		止める、冷やす、閉じ込める機能に関わる設備の安全機能確認	継続して実施
		原子炉補機冷却海水ポンプ周り防水壁の補強	方法の検討:平成23年4月～平成23年9月末 補強の実施:平成23年10月～平成24年3月末
		蒸気発生器入口止め弁、補助冷却設備空気冷却器出口止め弁の保温材パッケージ化	検討:平成23年4月 設置:平成23年5月～平成25年3月末
運用面の対策	シビアアクシデントへの対応	全交流電源喪失時の冷却機能に関する再確認解析を実施。 自然循環経路の耐震健全性確認と自然循環を阻害する要因がないかの再検討 出力上昇試験において、自然循環による崩壊熱除去が行われることを確認する自然循環確認試験を実施 全交流電源喪失時の対応手順を検討し、設備対応の進捗に応じた手順の策定と訓練を実施 安全対策について第三者の専門家で構成する委員会にて検証	平成23年3月～平成23年7月末 平成23年8月～平成24年3月末 平成25年度実施予定 手順の検討:平成23年4月～ 設備対応の進捗に応じて手順の策定と訓練 平成23年度
	緊急時対応体制の強化	危機管理体制の強化 (危機管理室の設置) 津波対応体制の確立	手続き完了次第可及的速やかに 非常用ディーゼル発電機の緊急復旧対応体制の確立 平成24年3月末
全般	福井県の皆さまへの情報発信	機構ホームページ、敦賀本部ホームページによる情報発信、定例週報等によるプレスを通じた情報発信、地域広報誌やメディアにおける情報発信、地域での出前説明会(さいくるミーティング)、協力会社・メーカー・機構OBによる説明などの対話活動を実施	継続して実施

- 「耐震設計審査指針」改訂(H18. 9. 19)に基づき、「もんじゅ」の原子炉冷却設備等についてSs地震動による耐震評価を行い、評価基準値を満足していることを確認しました。また、津波水位の評価を踏まえ防水壁を設置しました。
- 「もんじゅ」では自然循環力による除熱が設計段階において考慮されており、運転もそれに応じたものになっています。しかし、以下のような観点から、福島第一原子力発電所事故を踏まえて、安全性向上対策を策定しました。
 - 緊急対策
津波発生時においても、全交流電源、海水冷却機能、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を確保するために、直ちに講じることができるもの
 - 応急対策
緊急対策によって、炉心損傷や使用済燃料の損傷を防止できますが、冷却を一層確実なものとするため、冷却機能を幾重にも確保する観点で実施する対策
- 今後も福島第一原子力発電所事故に関する情報収集、分析を行い、事故の全体像の解明が進み、事故シーケンスの分析や評価が行われた時点で、これらに対応した新たな知見を講ずべき事項について、迅速かつ的確に「もんじゅ」へ反映させていきます。

福島第一原子力発電所事故を踏まえた
津波来襲時の炉心冷却検討方針について

平成23年5月30日

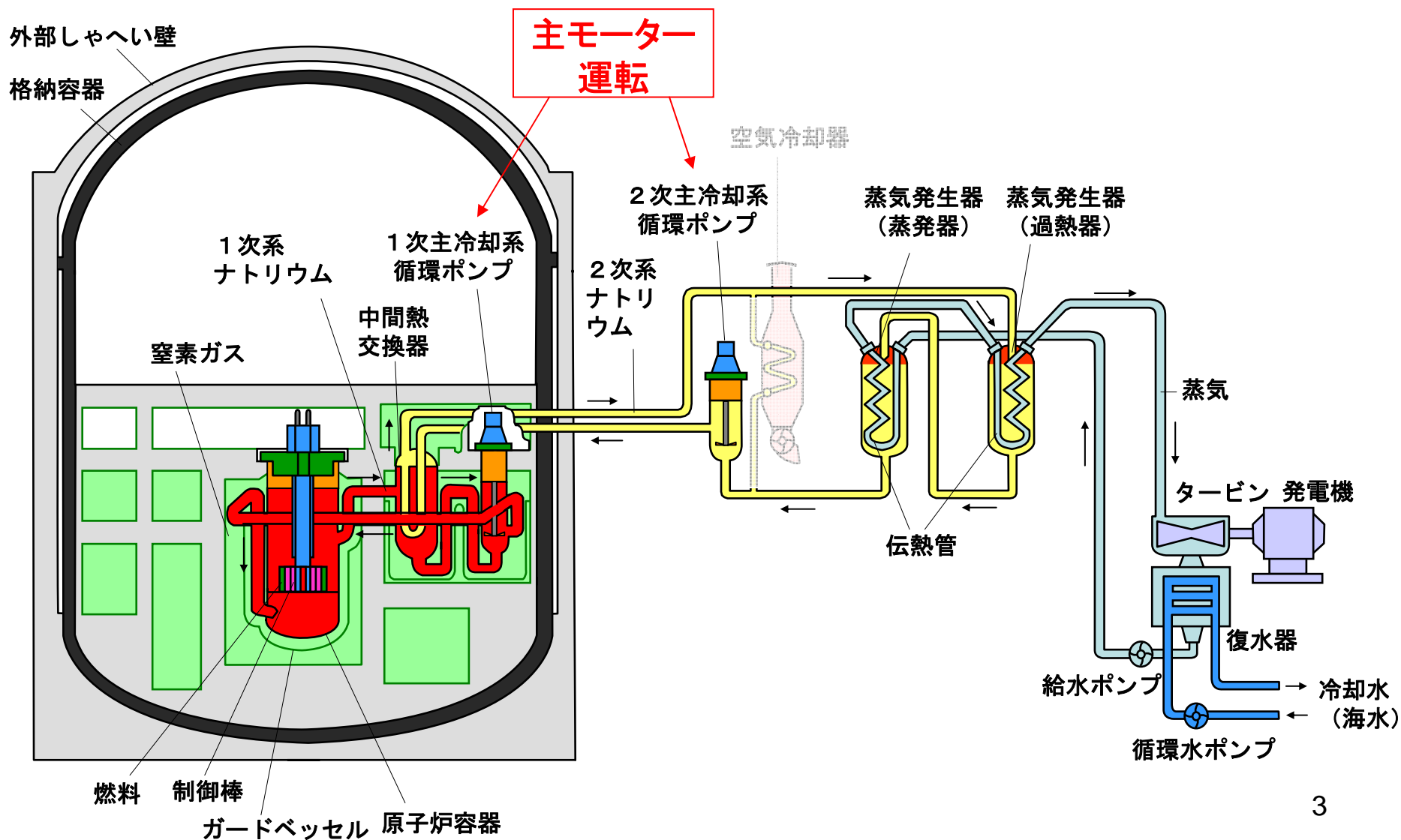


独立行政法人 日本原子力研究開発機構
敦賀本部
高速増殖炉研究開発センター
FBRプラント工学研究センター

1. はじめに
2. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の炉心冷却検討方針
3. 基本解析
4. 各種条件解析
5. 自然循環成立の分析
6. まとめ

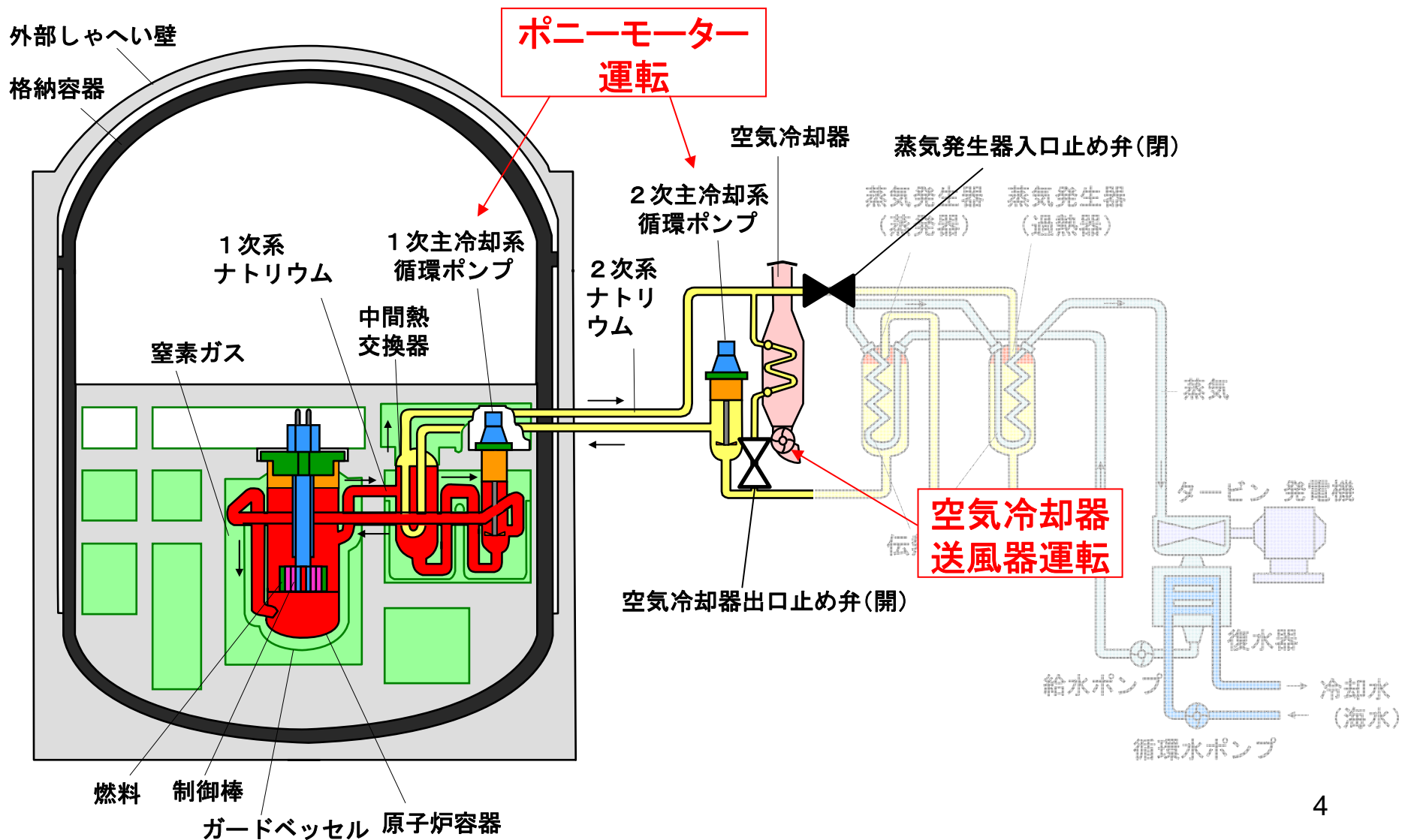
1. はじめに(もんじゅの炉心冷却1)

通常運転時の炉心冷却(強制循環)



1. はじめに(もんじゅの炉心冷却2)

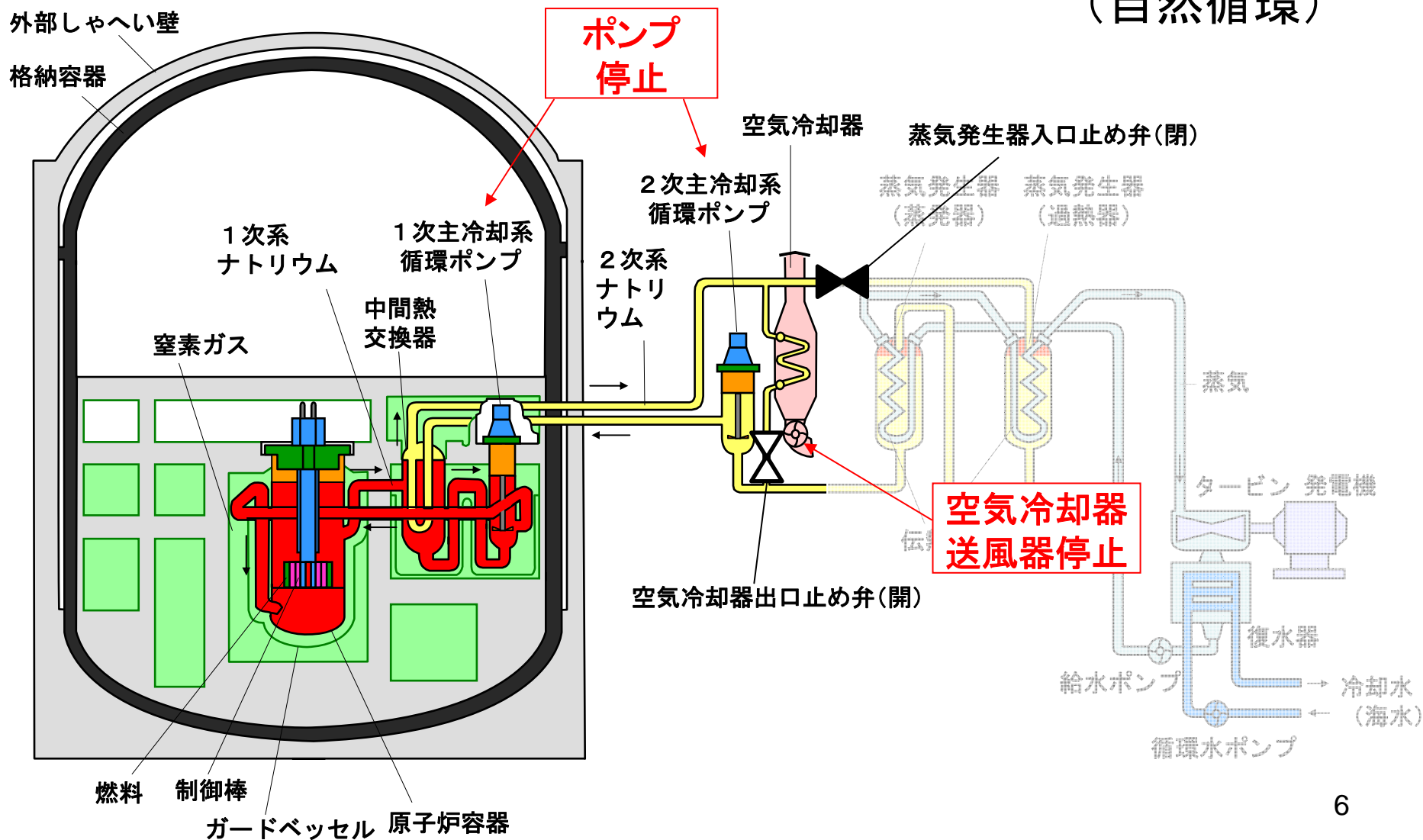
通常低温停止時の炉心冷却(強制循環)



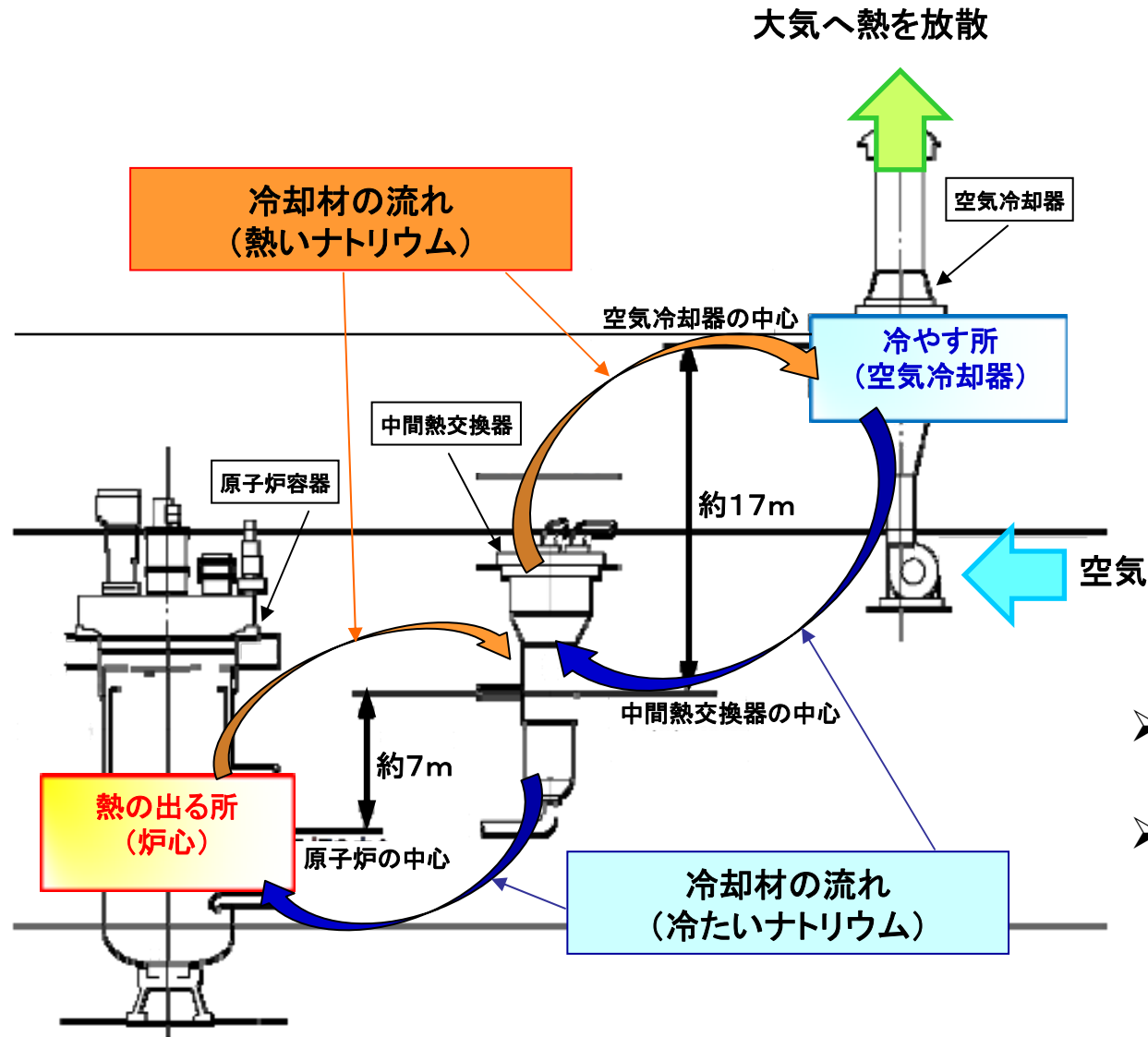
1. はじめに(もんじゅの炉心冷却4)

津波来襲時における炉心冷却(全交流電源喪失事象の場合)

(自然循環)



1. はじめに(自然循環除熱能力を有した設計)



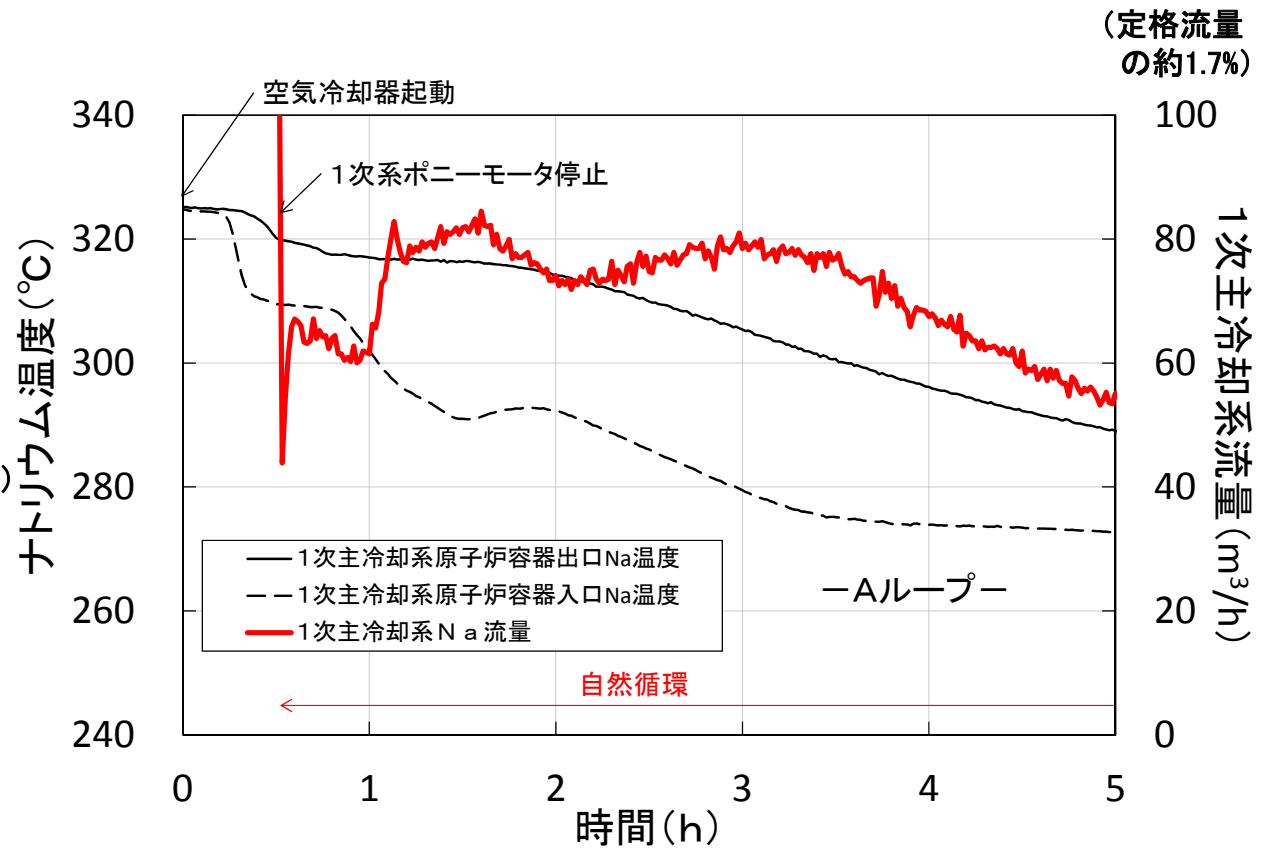
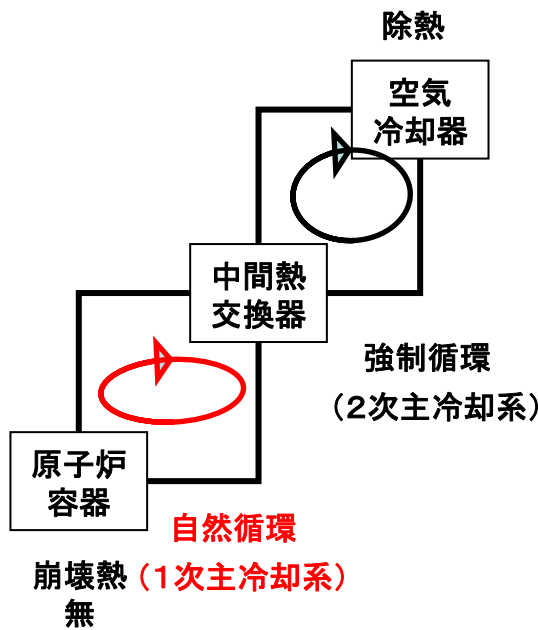
炉心と中間熱交換器、中間熱交換器と空気冷却器、それぞれの伝熱中心高さの差を適切に取ることで、長期にわたる自然循環除熱能力を有す。「もんじゅ」では、自然循環運転にて原子炉の崩壊熱除去が可能。

- 動的機器が少ないので、信頼性が高い。
- 冷却材が单相なので、循環し易い。

1. はじめに(もんじゅ自然循環予備試験1)

1次主冷却系自然循環予備試験 (平成5年2月実施)

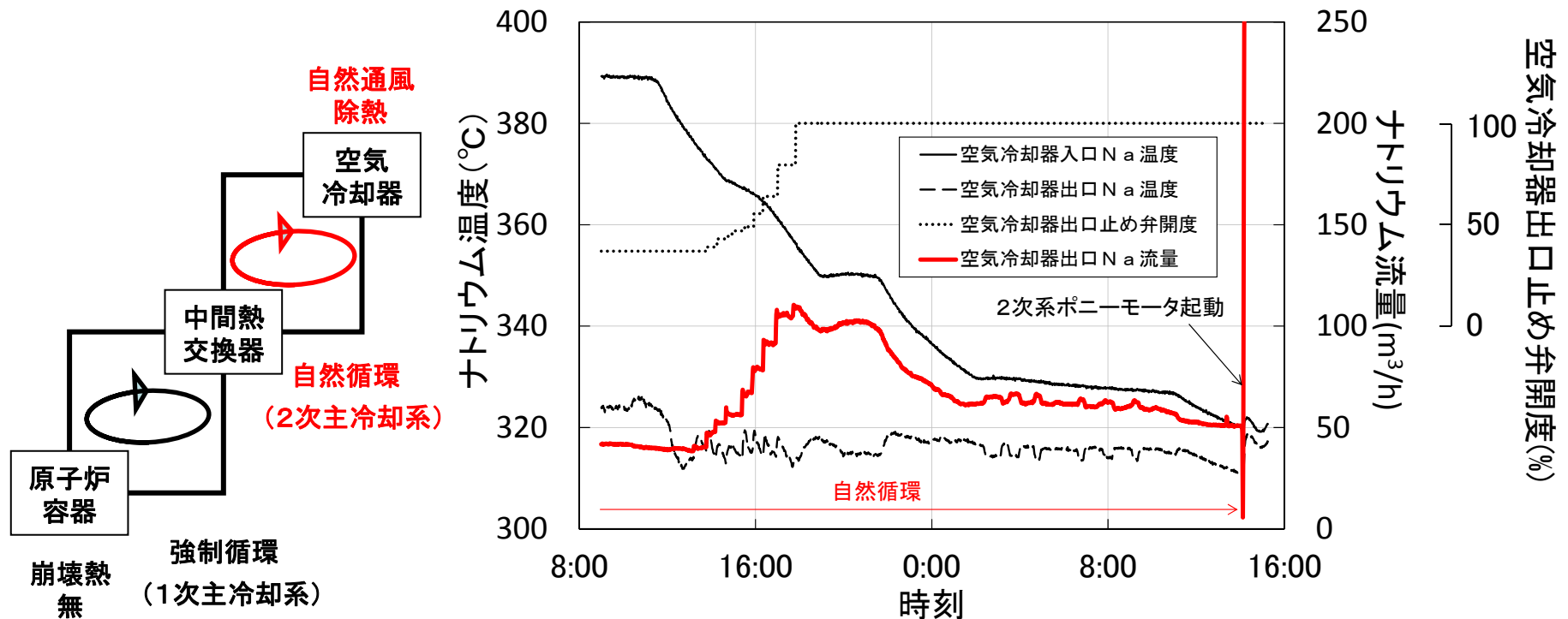
- 原子炉容器出口／原子炉容器入口温度差約10°Cから自然循環開始



➤ ホット／コールドレグ温度差(自然循環力)に対応する流量変化を確認

2次主冷却系自然循環予備試験 (平成5年3月実施)

- ・ 空気冷却器入口／空気冷却器出口温度差約65℃から自然循環開始



空気冷却器出口・入口の温度差が約35℃の状態
各ループに約100m³/h(2%強)の自然循環流量が発生

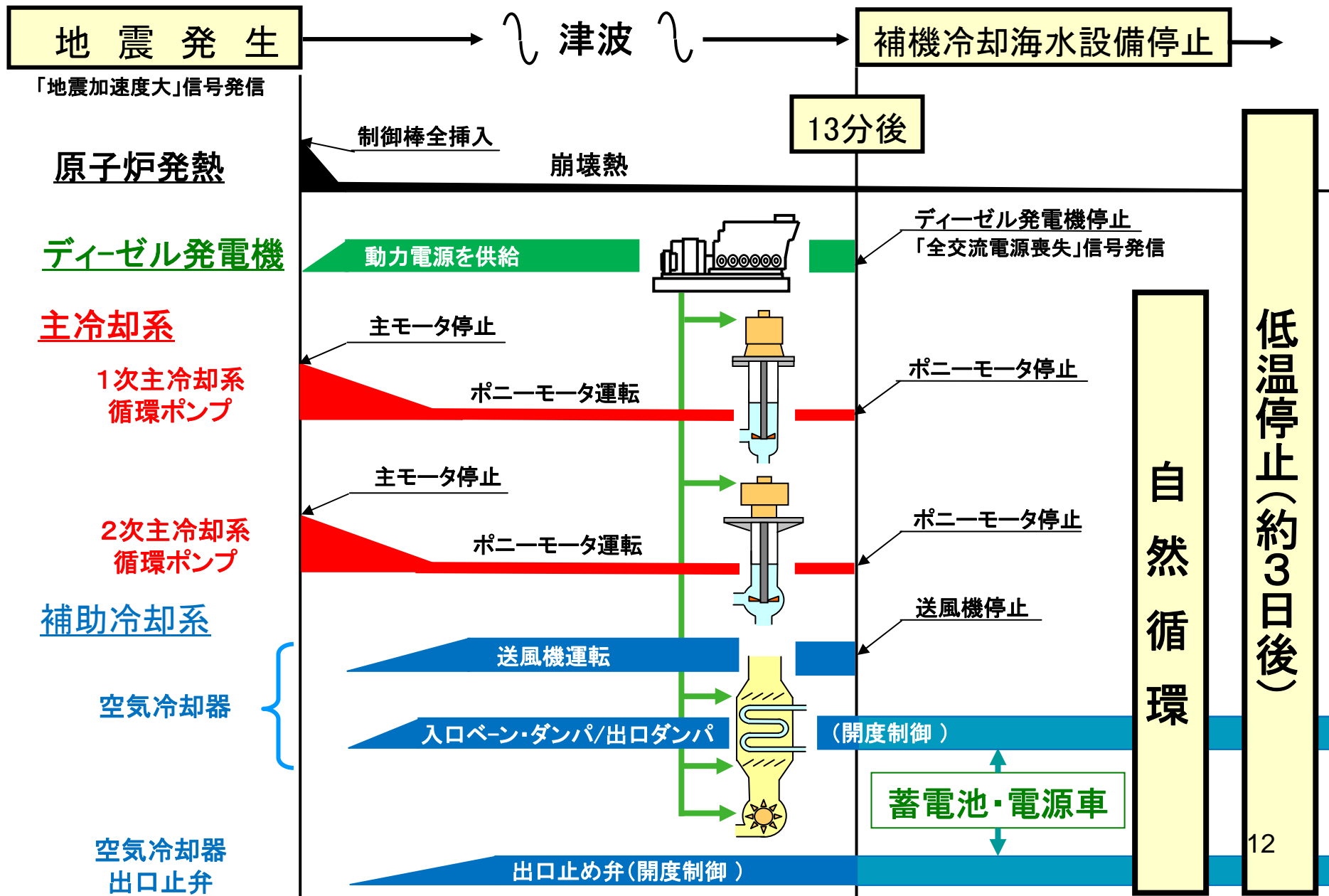
➤ 空気冷却器自然通風モードにおける除熱特性検証



2. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた 津波来襲時の炉心冷却検討方針

- 地震発生と同時に外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機により給電される。その後、津波により非常用ディーゼル発電機も停止し、全交流電源喪失事象に至る。この場合でも「もんじゅ」は長期にわたる自然循環運転によって炉心の崩壊熱が除去できる設計となっていることを示す。
- ①福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の事象推移に沿った解析を実施し、炉心の冷却性及び低温停止に至ることを示す。(基本解析)
- ②プラント初期状態、津波来襲時間、自然循環の条件という、解析条件を変化させた場合の影響を評価する。(各種条件解析)
- ③長期にわたる自然循環成立の分析。

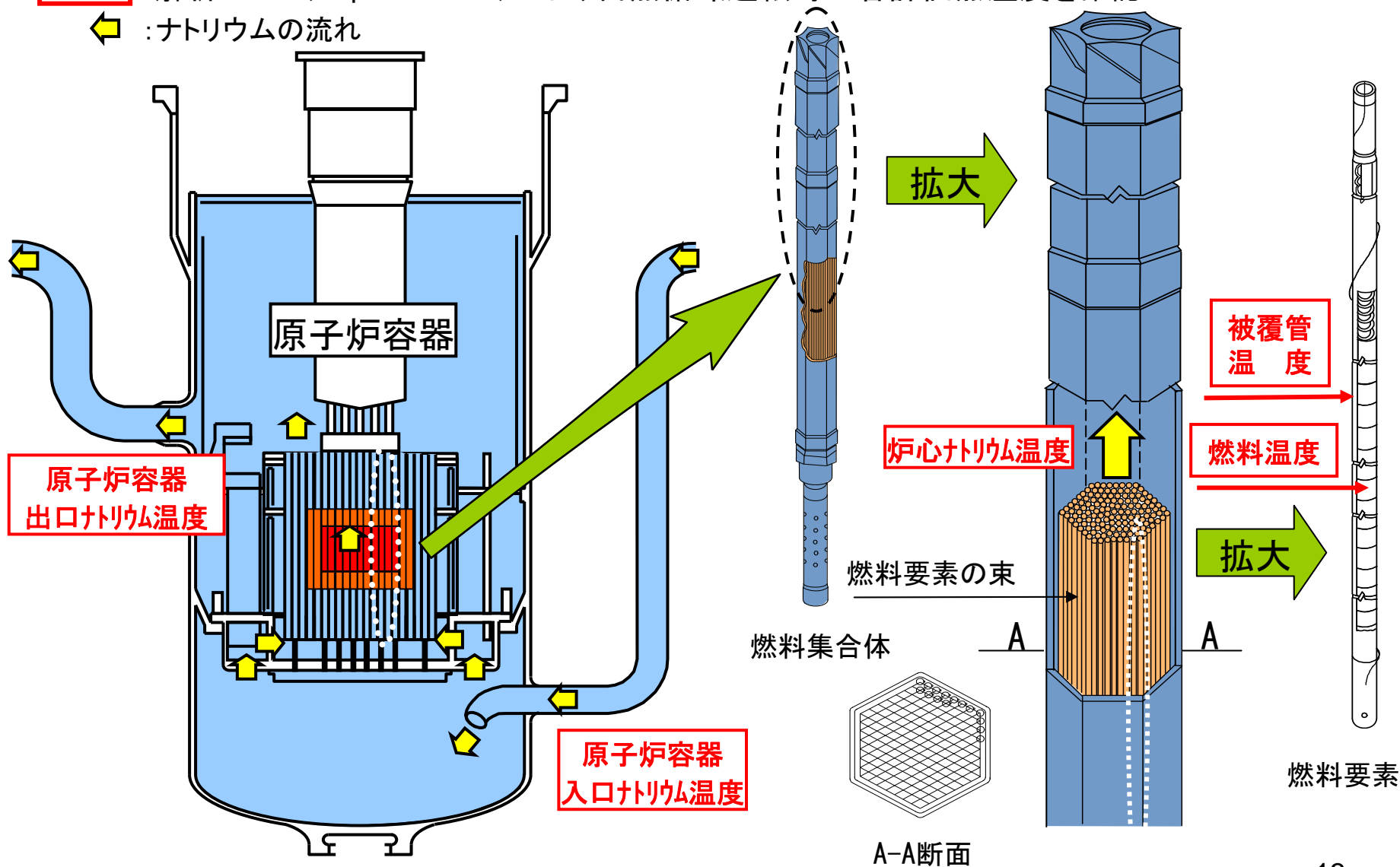
3. 基本解析(事象推移)



3. 基本解析(解析における温度評価点)

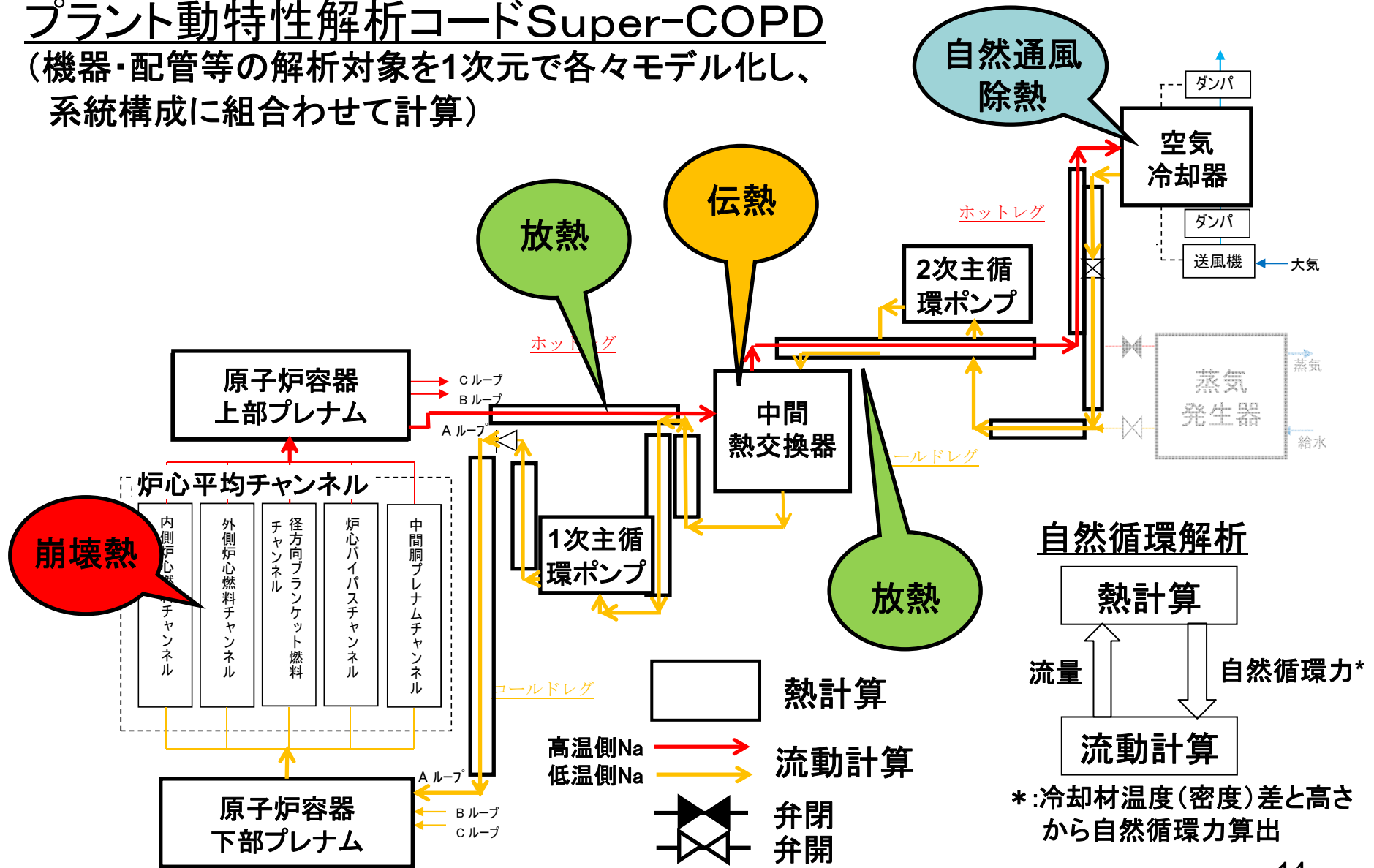
 : 解析コード(Super-COPD)により自然循環運転時の各評価点温度を確認

← : ナトリウムの流れ



3. 基本解析(使用解析コード)

プラント動特性解析コードSuper-COPD
 (機器・配管等の解析対象を1次元で各々モデル化し、
 系統構成に組合わせて計算)

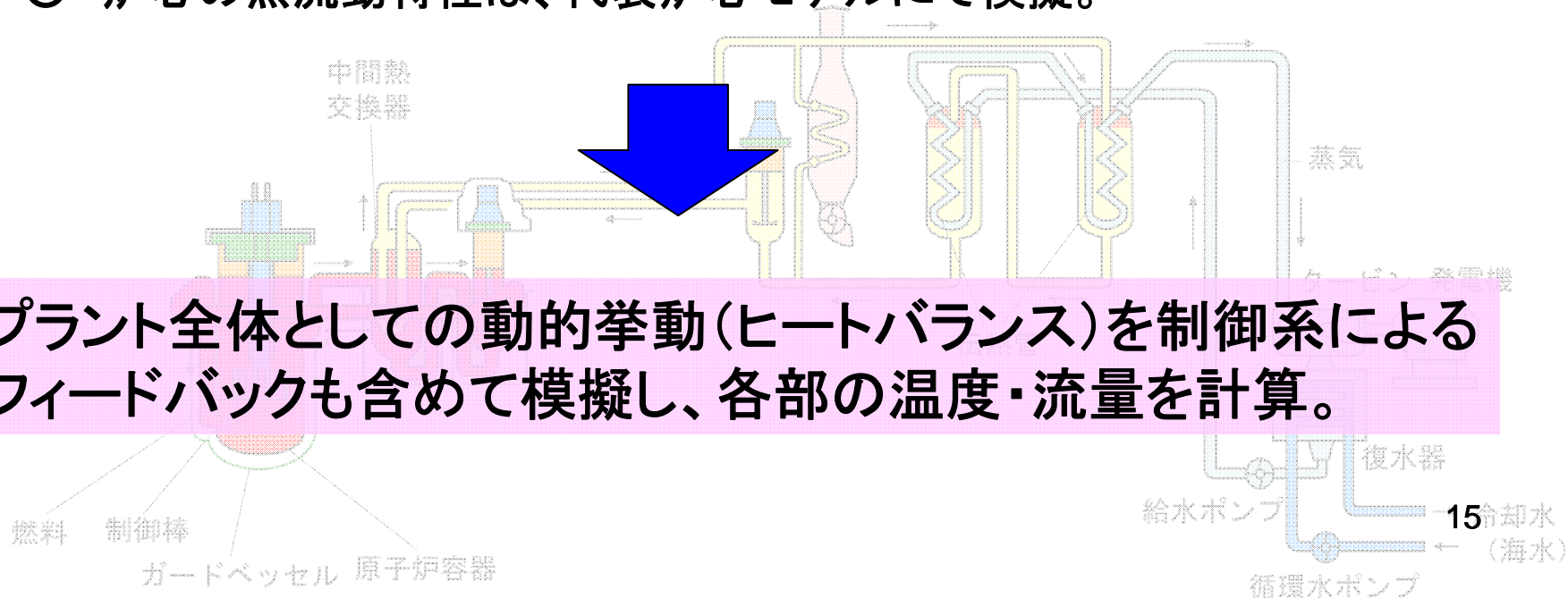


自然循環解析モデル概念図

プラント動特性解析コードSuper-COPD

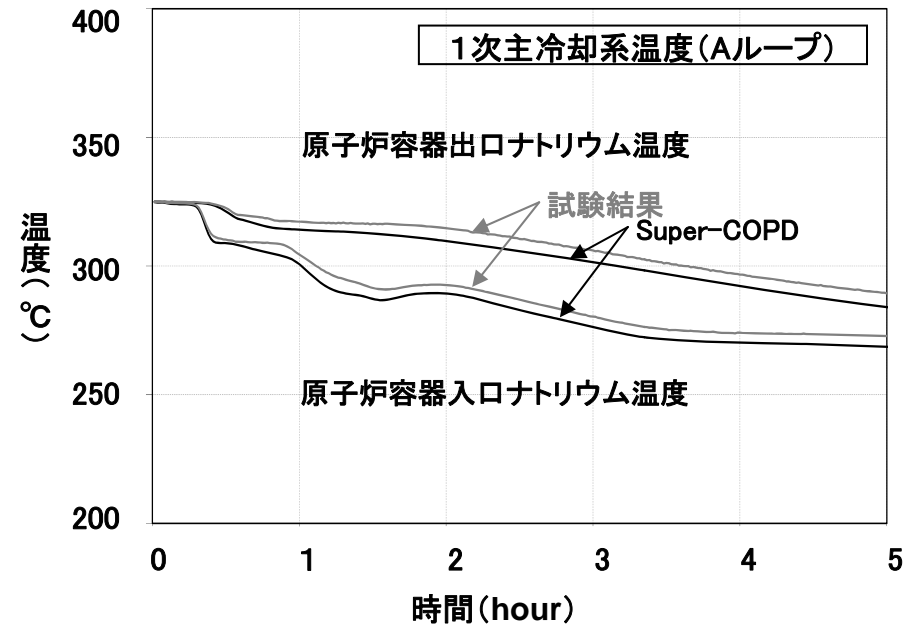
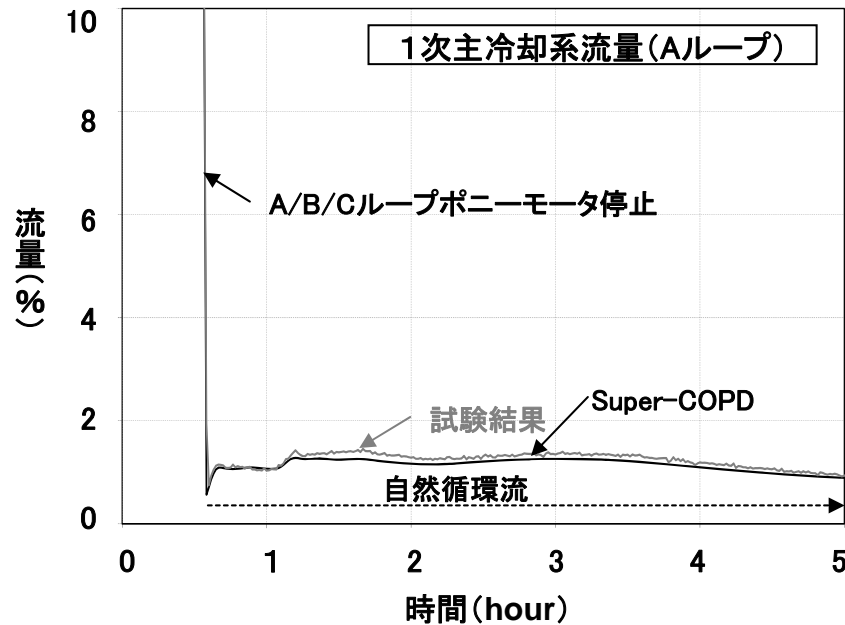
- 原子炉からタービンまでの各部冷却材の温度及び流量を計算。
- 機器・配管等の解析対象を1次元で各々モデル化。
- 炉の出力指令装置や安全保護系などの制御系を模擬。
- 炉心の核特性は、1点炉近似動特性解析モデルで計算。
- 炉心の熱流動特性は、代表炉心モデルにて模擬。

プラント全体としての動的挙動(ヒートバランス)を制御系によるフィードバックも含めて模擬し、各部の温度・流量を計算。



3. 基本解析(解析コードの検証)

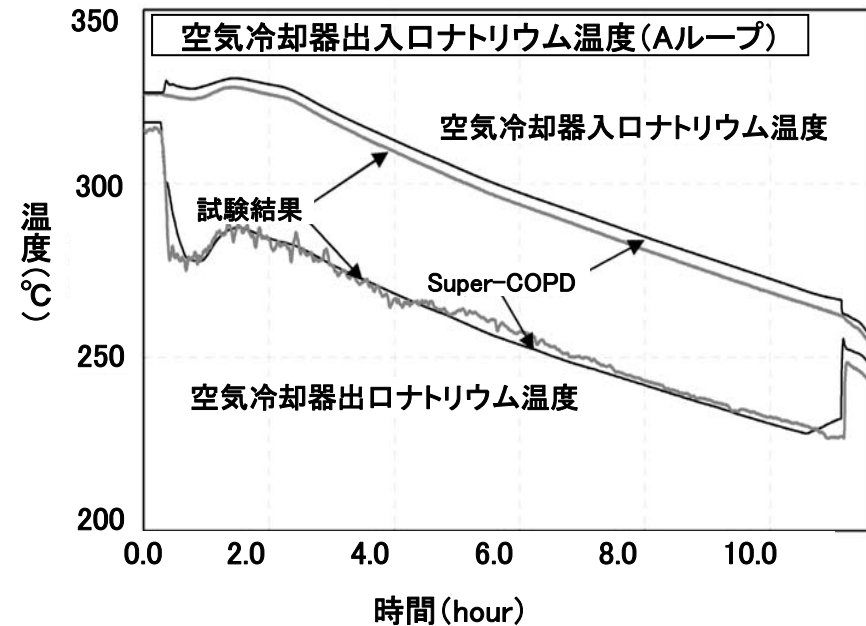
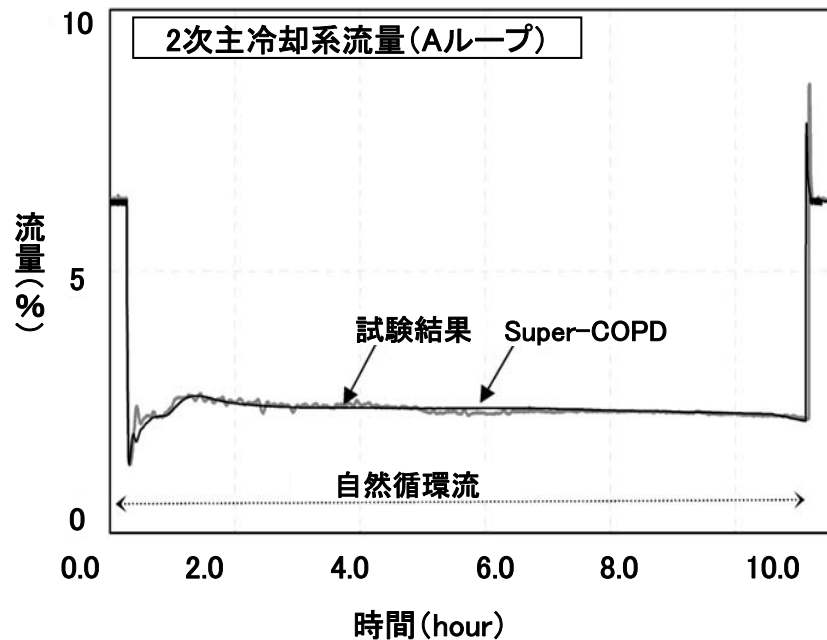
平成5年2月に実施した1次主冷却系自然循環予備試験
によるSuper-COPDの検証



➤ 1次主冷却系自然循環解析モデル(機器配管高低差/系統流動圧損)を検証

3. 基本解析(解析コードの検証)

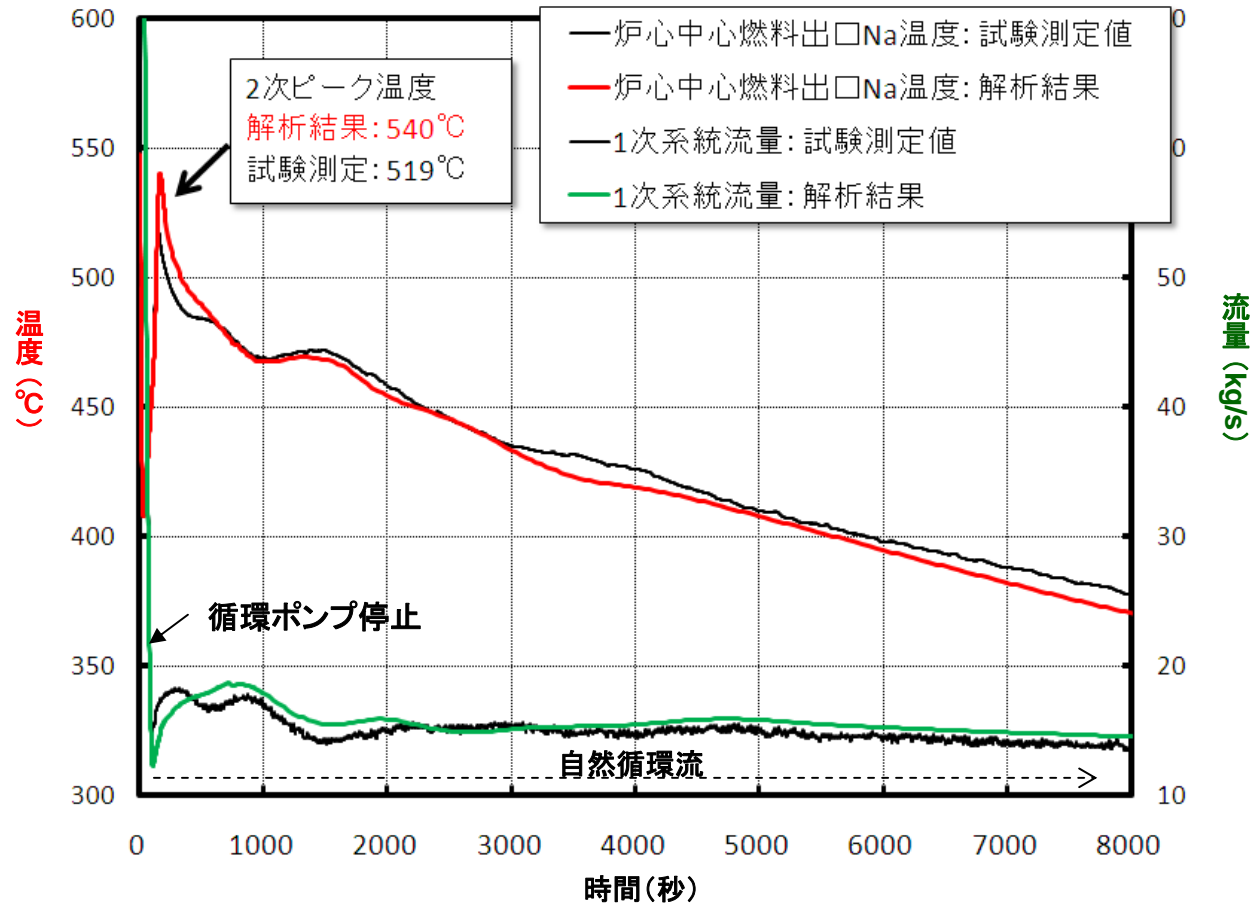
平成5年3月に実施した2次主冷却系自然循環予備試験
によるSuper-COPDの検証



➤ 2次主冷却系自然循環解析モデル(機器配管高低差／系統流動圧損)を検証

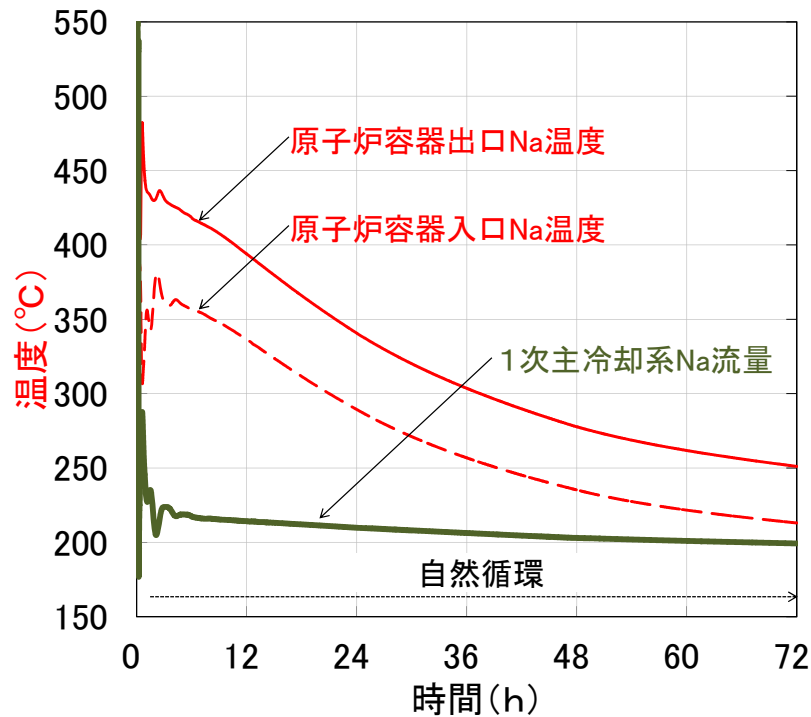
3. 基本解析(解析コードの検証)

「常陽」MK-II 自然循環試験(昭和61年10月) によるSuper-COPDの検証

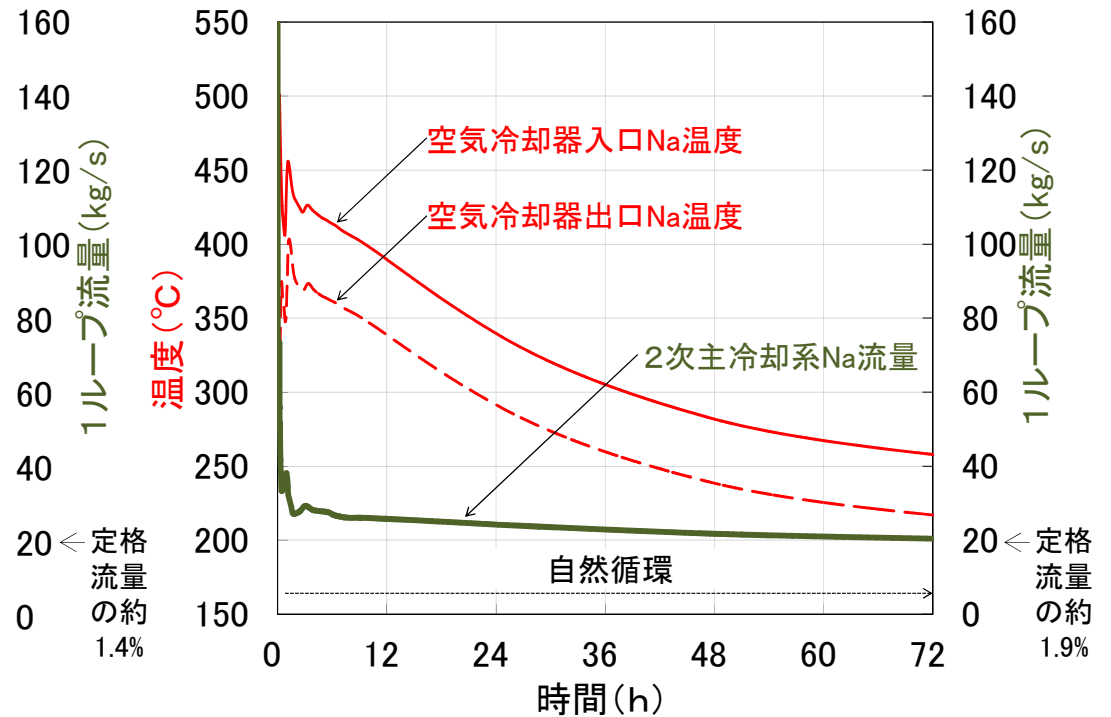


- 自然循環開始直後に炉心流量が最も低下し、出口部最高温度出現を確認
- 炉心流量領域毎の熱計算・流動計算の基本解析モデルを検証

3. 基本解析(解析結果)



1次主冷却系

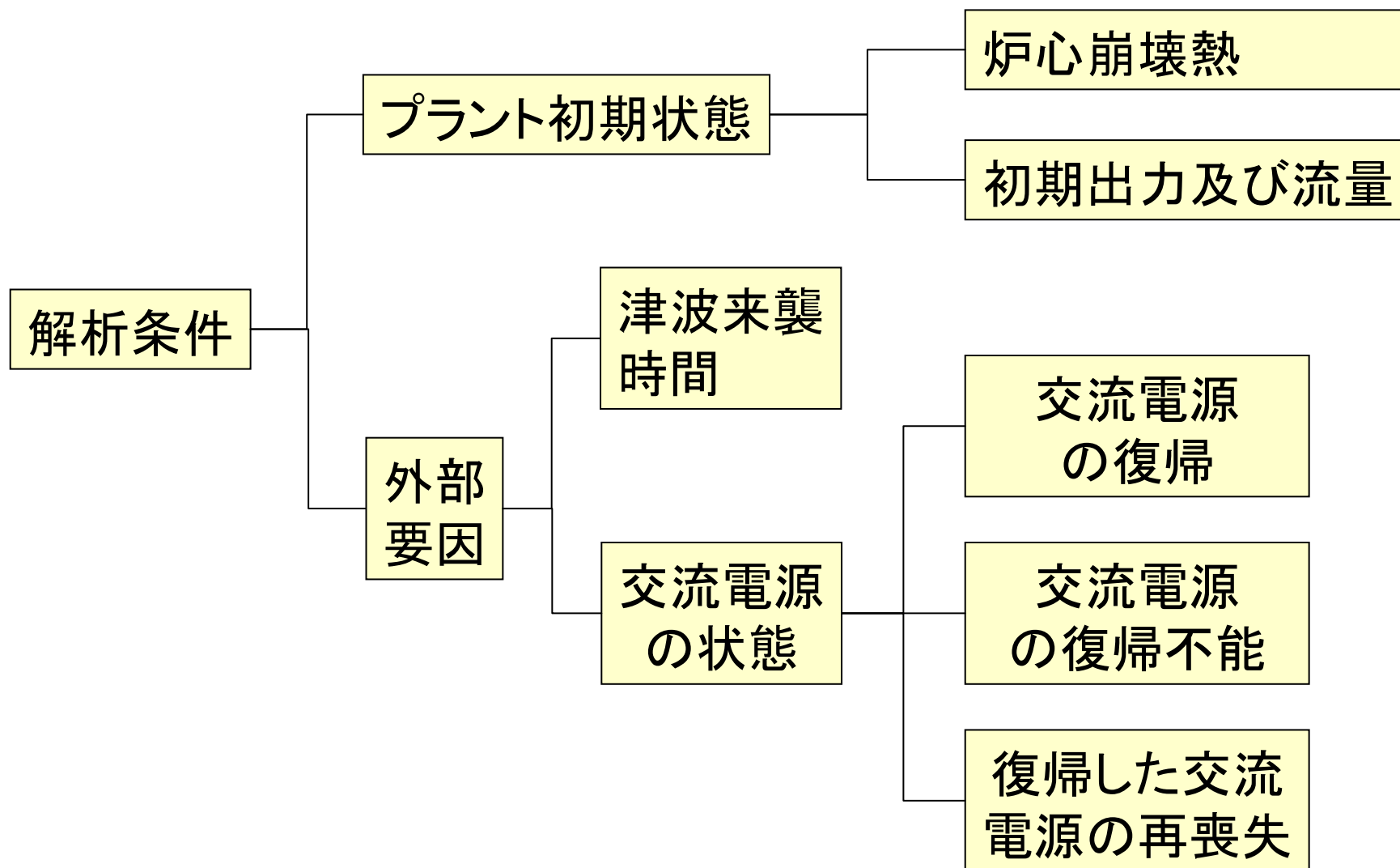


2次主冷却系

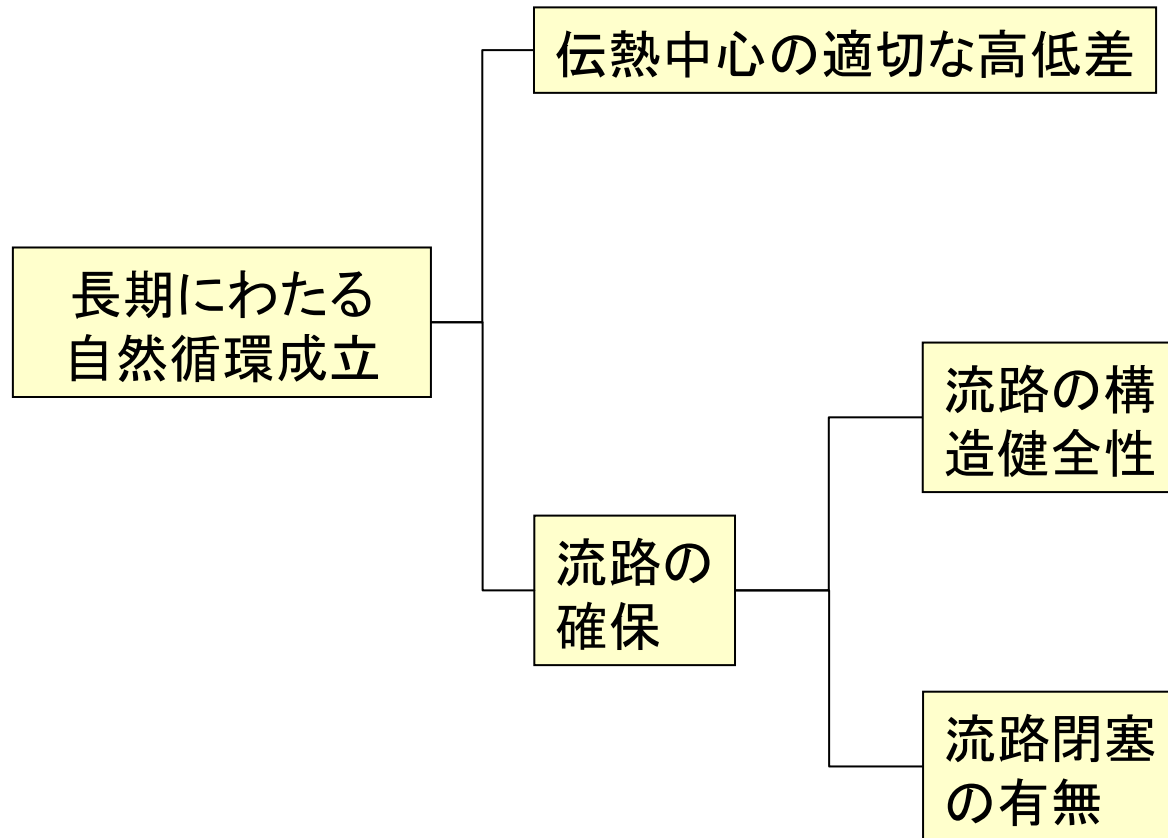
- 地震発生から13分後に非常用ディーゼル発電機が停止
 (1次/2次主冷却系循環ポンプポニーモータ及び空気冷却器停止)
 ⇒自然循環及び自然通風に移行
 ⇒約3日後に低温停止※

※制御棒全挿入状態(挿入不能な制御棒を除く)で1次冷却材温度が 180°C 以上 250°C 以下

4. 各種条件解析(条件設定)



5. 自然循環成立の分析



自然循環成立のための要件

- 自然循環流路の構造健全性の評価
 - ⇒耐震バックチェックで自然循環流路を構成する系統の構造健全性を確認済み。

- 流路閉塞の無いことの評価
 - ⇒低温停止に至るまでに常に自然循環による流れがあるため、凍結することはないことの評価。
空気冷却器の入口ベーン及び出入口ダンパを手動で閉止し、ナトリウム温度を200°C程度で維持できることの評価。

6. まとめ

- 福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の炉心冷却について、「もんじゅ」は長期にわたる自然循環運転により炉心の崩壊熱を除去できることを示すため、以下の方針で検討を進める。
 - ①福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の事象推移に沿った解析を実施し、炉心の冷却性及び低温停止に至ることを示す。
 - ②プラント初期状態、津波来襲時間、自然循環の条件という、解析条件を変化させた場合の影響を評価する。
 - ③長期にわたる自然循環成立を示す。

FaCTプロジェクトの実証炉(JSFR)設計においても、自然循環による崩壊熱除去システム概念が革新技術として採用されている。

自然循環除熱式崩壊熱除去システム: 革新技術の概要

革新技術: 完全自然循環方式の崩壊熱除去系

コンセプト:

・従来の強制循環方式(もんじゅでは2次系分岐型IRACS)に代えて、安全系としての強制循環設備(ポンプモータ、電磁ポンプ、冷却ブロワ等)を必要としない完全自然循環方式の崩壊熱除去系とすることで、安全性・信頼性を確保し、非常用電源の大幅削減による合理的なプラント概念を実現する。

新技術: 自然循環除熱による安全性・信頼性の確保

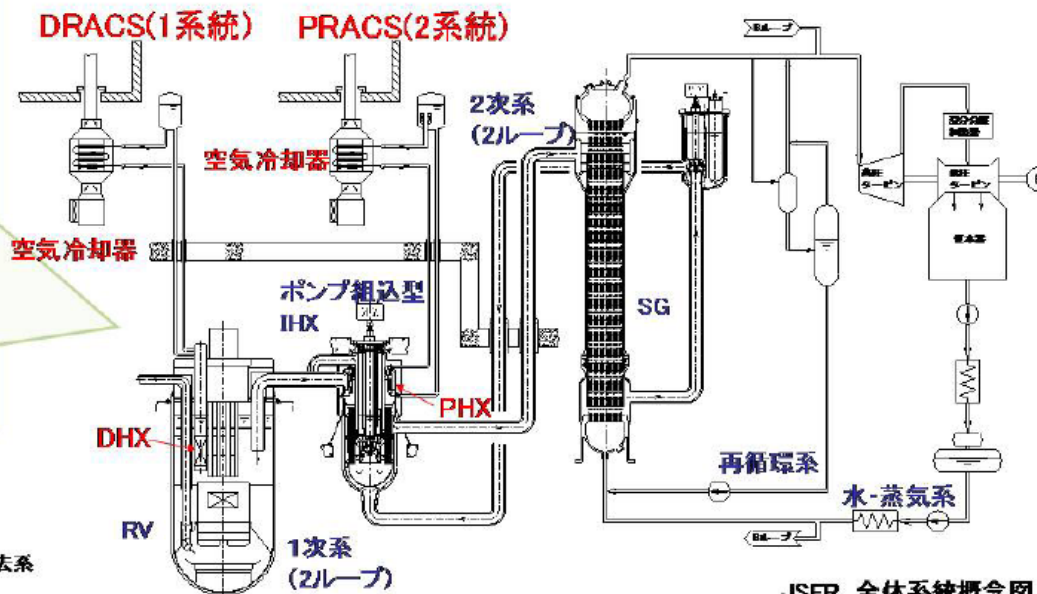
▶事故時や崩壊熱除去系の故障を含めた種々の運転状態における除熱性確保
▶多様性・多重性の確保による除熱機能喪失確率の低減

新技術: 自然循環除熱に適した系統構成 (DRACS×1系統+PRACS×2系統)

▶DRACS冷却による1次系内熱流動現象の適正化
▶PRACS冷却によるIHX上部プレナム内の熱流動現象の適正化
▶DHX・PHXの熱交換性能

従来炉との比較(自然循環除熱の適用範囲)

▶常陽・もんじゅ
外部電源喪失に非常用電源確保失敗を重ねた事象に対しては、自然循環除熱を活用。(発生頻度が極めて低い事象のみ活用)
▶JSFR
手動トリップや外部電源喪失(運転状態Ⅱ)等の多くの事象に自然循環除熱を適用。



DRACS: Direct Reactor Auxiliary Cooling System
原子炉容器内に直接熱交換器を浸漬する方式の崩壊熱除去系
PRACS: Primary Reactor Auxiliary Cooling System
中間熱交換器に熱交換器を組み込む方式の崩壊熱除去系
IRACS: Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System
2次主冷却系から分岐して設置した冷却器を用いる方式の崩壊熱除去系

日本の「常陽」をはじめ、フランス、米国、ドイツの先行高速炉で、自然循環試験を行った実績があり、自然循環による冷却が可能なが確認されている。

プラント	試験内容
常陽 (日本)	低出力状態での主循環ポンプトリップによる自然循環移行 出力運転から原子炉トリップ、自然循環
もんじゅ (日本)	原子炉停止時 2次ポンプ運転時に1次ポンプを停止した1次系自然循環試験 1次ポンプ運転時に2次ポンプを停止した2次系自然循環試験
Rapsodie (仏)	低出力運転からポンプトリップ後若干出力を上昇し自然循環移行 定格からの全電源喪失
Phenix (仏)	低出力状態での主循環ポンプトリップによる自然循環移行
SPX- I (仏)	起動試験中に1次系自然循環試験
FFTF(米)	定格出力運転からの全電源喪失模擬試験
EBR II (米)	定格出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行
PFR(英)	低出力状態での主循環ポンプトリップによる自然循環移行 部分出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行
KNK- II (独)	部分出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行