

地震・津波発生時の「もんじゅ」の安全確保の考え方と 炉心冷却等に関する評価

(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)

External Evaluation on the Logical Adequacy of the Safety Measures and Coolability
of the Reactor Core and others in Monju considering Earthquake and Tsunami
(the Technical Committee on Severe Accident Countermeasures and others
considering Tohoku district - off the Pacific Ocean Earthquake)

FBR プラント工学研究センター
敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター
敦賀本部 経営企画部
FBR Plant Engineering Center
Fast Breeder Reactor Research and Development Center, Tsuruga Head Office
Policy Planning and Co-ordination Department, Tsuruga Head Office

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

地震・津波発生時の「もんじゅ」の安全確保の考え方と炉心冷却等に関する評価
(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)

日本原子力研究開発機構
FBR プラント工学研究センター
敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター
敦賀本部 経営企画部

(2011年11月25日 受理)

本報告書は、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、炉心と炉外燃料貯蔵槽の自然循環冷却の成立性、及び燃料池の冷却の成立性について、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外部専門家から構成される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に報告し、その評価を受けた結果をまとめたものである。

2011年5月から9月まで3回開催した委員会では、日本原子力研究開発機構から上記事項について説明を行い、質疑応答の後、委員長によるまとめが行われた。

委員長まとめの主要な点は以下の通りである。

- 原子炉については、全交流電源喪失が起こっても、流路が確保されている限り、自然循環は確保される。したがって、炉停止後、自然循環がある限り、崩壊熱の除去がなされ、炉心溶融は起こらないと言える。
- 炉外燃料貯蔵設備については、全交流電源喪失時にも自然循環冷却による使用済燃料の冷却に期待でき、使用済燃料が高温になって溶融することはないと考えられる。
- 燃料池については、全交流電源喪失時でも、使用済燃料を入れた缶詰缶の頂部が水の蒸発により露出するまでに2ヶ月以上の時間猶予があるので、給水等の十分な対策を取り得ると考えられる。

**External Evaluation on the Logical Adequacy of the Safety Measures and Coolability of
the Reactor Core and others in Monju considering Earthquake and Tsunami
(the Technical Committee on Severe Accident Countermeasures and others
considering Tohoku district - off the Pacific Ocean Earthquake)**

FBR Plant Engineering Center,
Fast Breeder Reactor Research and Development Center, Tsuruga Head Office
and
Policy Planning and Co-ordination Department, Tsuruga Head Office
Japan Atomic Energy Agency
Tsuruga-shi, Fukui-ken

(Received November 25, 2011)

This report describes the review made by the “Technical Committee on Severe Accident Countermeasures and others considering Tohoku district - off the Pacific Ocean Earthquake” on the logical adequacy of the safety measures in Monju, coolability of the reactor core and the ex-vessel storage tank by natural circulation, and coolability of the spent fuel storage pool, considering Tohoku district - off the Pacific Ocean Earthquake. The committee consists of specialists of academic experience on safety design for nuclear power plant, measures against severe accident, reactor thermal hydraulics, and so forth.

The committee was convened three times from May to September in 2011, where the items mentioned above were explained by Japan Atomic Energy Agency. Evaluations were made by the committee and the chairman of the committee concluded after the questions and answers.

Main conclusions are summarized as follows:

- Natural circulation cooling is secured in the reactor after station blackout (SBO) as far as flow path exist. Therefore, the reactor core will never melt because of the decay heat removal as far as the natural circulation is reserved after the reactor shutdown.
- Spent fuels will never melt due to temperature rise in the ex-vessel fuel storage system, since natural circulation cooling can be expected even after SBO.
- It is possible to take sufficient countermeasures such as water supply against the spent fuel pool because it takes approximately two month before the top of the spent fuel cans which contain spent fuels are exposed by evaporation of the water.

Keywords: Fast Breeder Reactor, Monju, Safety, Severe Accident, Natural Circulation

目 次

1. 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概要 -----	1
2. 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審議内容 -----	2
3. 講評（委員長によるまとめ） -----	4
謝辞 -----	5
付録 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 検討委員会における議事概要及び説明資料 -----	6

Contents

1. The Technical Committee on Severe Accident Countermeasures and others considering Tohoku district - off the Pacific Ocean Earthquake -----	1
2. The Report of Technical Committee on Severe Accident Countermeasures and others considering Tohoku district - off the Pacific Ocean Earthquake -----	2
3. Overall Evaluation (Conclusions by the Chairman) -----	4
Acknowledgements -----	5
Appendix The Minutes and Explanations of the Technical Committee on Severe Accident Countermeasures and others considering Tohoku district - off the Pacific Ocean Earthquake -----	6

1. 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概要

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。「もんじゅ」で地震・津波により、万一シビアアクシデントに至る可能性があるような場合を考慮して、同原子炉施設の特徴を踏まえた安全確保の考え方や炉心冷却性について第三者の専門家の視点からの意見を頂くため、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した。

1.1 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。

1.2 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（燃料池）の冷却成立性 など

1.3 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 獻	大阪大学大学院	工学研究科 機械工学専攻	教授（委員長）
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

2. 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審議内容

前章で述べた、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を平成23年5月30日（第1回）、7月27日（第2回）、9月30日（第3回）に開催し、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、炉心と炉外燃料貯蔵槽の自然循環冷却の成立性、及び使用済燃料水プール（燃料池）の冷却成立性について日本原子力研究開発機構から説明した。各回の委員会のテーマを以下に記す。

第2回及び第3回の委員会において、日本原子力研究開発機構は、地震・津波発生時の「もんじゅ」で、原子炉、炉外燃料貯蔵設備及び燃料池に関する燃料の冷却性が成立することを示した。

（1）第1回（平成23年5月30日）

本委員会の検討スコープが審議されるとともに、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、炉心冷却検討方針について説明し、審議された。

- 検討スコープについて
- 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津波来襲時の炉心冷却検討方針について

（2）第2回（平成23年7月27日）

第1回委員会の委員の意見に対する回答について報告し、了承された。

世界各国の高速増殖炉における自然循環試験実績を紹介するとともに、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結果について説明し、審議された。審議結果を踏まえ、第2回委員会の結論として、委員長から、炉心冷却について次章に記載の通りまとめがあった。

- 委員の意見に対する回答
- 高速増殖炉の自然循環実績について
- 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結果について

（3）第3回（平成23年9月30日）

第2回委員会の委員の意見に対する回答について報告し、了承された。

福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の炉外燃料貯蔵槽及び燃料池冷却検討結果について説明し、審議された。審議結果を踏まえ、第3回委員会の結論として、委員長から、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池冷却について次章に記載の通りまとめがあった。

- 委員の意見に対する回答
- 福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の炉外燃料貯蔵槽冷却検討結果について

○福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の燃料池冷却検討結果について

なお、各回の議事概要と説明資料を付録に掲載した。

3. 講評（委員長によるまとめ）

第1回～第3回の審議結果を踏まえ、第2回及び第3回委員会において、委員長から結論として以下の通りまとめがあった。

(1) 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（第2回）

- もんじゅでは自然循環除熱が設計で取り入れられており、流路が確保されている限り、炉心について自然循環流が確保されることを確認した。すなわち、全交流電源喪失が起こっても自然循環は確保される。
- したがって、炉停止後、自然循環がある限り、崩壊熱の除去がなされ、炉心溶融は起こらないと言える。
- 様々な要因を検討し、それらを系統的に分析して、自然循環の成立を確認する必要があるとの意見に対して、機構は系統的に検討し、可能性は低いが懸念される要因を抽出し、そのような要因に対しても自然循環により除熱できることを確認したと考えている。

(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外燃料貯蔵槽冷却について

（第3回）

- 炉外燃料貯蔵設備については、自然循環力が生じるように設備上配慮されているが、今回、自然循環が確実に起こるということを技術的に確認することができた。全交流電源喪失時にも自然循環冷却による使用済燃料の冷却に期待でき、使用済燃料が高温になって溶融することはないと考えられる。

(3) 福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の燃料池冷却について（第3回）

- 燃料池については、全交流電源喪失時でも、使用済燃料を入れた缶詰缶の頂部が水の蒸発により露出するまでに2ヶ月以上の時間猶予があるので、給水等の十分な対策を取り得ると考えられる。

(4) もんじゅの炉心、炉外燃料貯蔵設備及び燃料池での冷却について（第3回）

- もんじゅの炉心、炉外燃料貯蔵設備及び燃料池での冷却について、基本的な対応以外にも、関連機器の故障を仮定し、前提条件を変えた検討が系統的になされており、危機管理の観点からも、自然循環が成立する条件を明示するとともに、余裕の程度を把握するなど適切に対応されていると考えている。

謝 辞

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委員には、敦賀で開催した3回の委員会の場で、それぞれの専門の立場から質問、助言を賜りました。東北地方太平洋沖地震を踏まえた地震・津波発生時の「もんじゅ」における安全確保の考え方、炉心と炉外燃料貯蔵槽の自然循環冷却の成立性、及び燃料池の冷却の成立性について、学識経験を有する外部専門家に審議頂いた過程を示すことができたことにもこの報告書の価値があり、ここに改めて謝意を表します。

また、委員会の説明資料は、発表者以外にも機構内関連部署の多数の研究者、技術者の協力により作成されたものであり、深く感謝致します。

This is a blank page.

付録：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
 における議事概要及び説明資料

(1) 第1回委員会

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	
第1回審議の議事概要	----- 9
資料1-1 「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	----- 11
資料1-2 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	----- 12
資料1-3 地震・津波を踏まえた「もんじゅ」の安全確保について	----- 13
資料1-4 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	----- 23

(2) 第2回委員会

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	
第2回審議の議事概要	----- 36
資料2-2 委員のご意見に対するご回答	----- 39
資料2-3 高速増殖炉の自然循環実績について	----- 43
資料2-4 改 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結果について	----- 55

(3) 第3回委員会

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	
第3回審議の議事概要	----- 77
資料3-2 委員のご意見に対するご回答	----- 80
資料3-3 改 福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の 炉外燃料貯蔵槽冷却検討結果について	----- 90
資料3-4 福島第一原子力発電所事故を踏まえた 津波来襲時の燃料池冷却検討結果について	----- 120

This is a blank page.

**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
第1回審議の議事概要**

平成23年7月27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事務局

開催日時：平成23年5月30日（月）13:00～15:00

開催場所：国際原子力情報・研修センター 研究棟 3F 第1会議室

出席者：
委員長 片岡 純 大阪大学大学院 工学研究科 機械工学専攻 教授
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
委員 越塙 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
委員 野口 和彦 三菱総合研究所 研究理事
委員 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5名（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
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
弟子丸 剛英 高速増殖炉研究開発センター 技術部長

議事概要：

①審議スコープについて

原子力機構から、検討スコープを全交流電源喪失時の自然循環成立性とすることを説明し、了承された。

②地震・津波を踏まえた「もんじゅ」の安全確保について

原子力機構から、東北地方太平洋沖地震を踏まえた「もんじゅ」の安全確保について、「もんじゅ」の耐震安全性評価結果、津波水位の評価、受電設備、変圧器他の地震・津波対策について説明がなされた。また、東北地方太平洋沖地震を踏まえた安全性向上対策の実行計画策定方針、及びこれに基づいた自然循環除熱等の「もんじゅ」の特徴を踏まえた緊急対策、応急対策が示され、その内容について審議した。

委員からは、

- 小口径配管の耐震性
- 耐震評価の安全裕度
- 地震動の不確かさ
- 日本海側での津波の想定

について質問がなされ、これらについて回答し、了解された。

③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

原子力機構から、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、全交流電源喪失を想定しても、「もんじゅ」の特徴として自然循環による炉心冷却が可能となる設計であること、また、予備試験によってその能力が確認されていること等が説明されるとともに、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が示された。

また、基本解析に使用する解析コードの概要や解析コードの検証結果を踏まえた基本解析結果が紹介されるとともに、次回以降示される各種条件解析の条件設定の考え方、自然循環成立のための要因分析の考え方について説明がなされ、これらの内容について審議した。

委員からは、

- 軽水炉と比較した「もんじゅ」の崩壊熱
- 自然循環を阻害するような手動による運転員の操作手順
- 空気冷却器入口ベーン、出入口ダンパの開閉

について質問がなされ、これらについて回答し、了解された。

さらに、委員からは、

- 蒸気発生器の耐震評価結果についても示して欲しい。
- 自然循環成立の要因分析については、徹底的に行っていることがわかるように示して欲しい。
- 各種条件解析のパラメータ設定にあたっては、危機管理の視点から設定することを検討して欲しい。

との意見が出され、次回審議の中で詳細な説明をすることになった。

以上

資料 1－1

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 獻	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

資料 1－2

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 貞伸	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

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

資料1-3

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



目 次

1

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



1. 主な経緯

2

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)



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)

3

「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

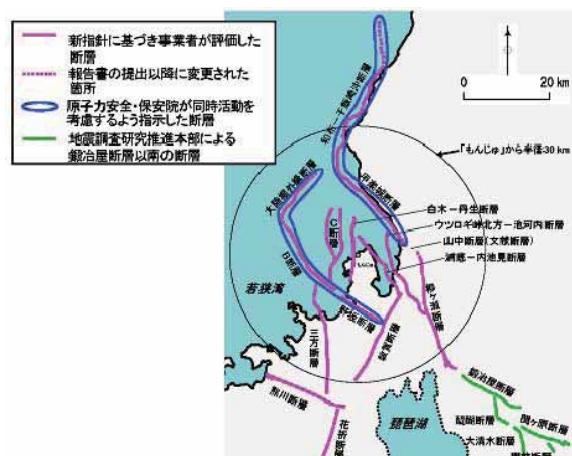
断層名	断層長さ	マグニチュードM
めらかねいさきおき 和布一干飯崎沖断層	約42km	約60km※1
かぶらぎ 甲楽城断層	約19km	7.8
やながせ 柳ヶ瀬断層	約31km	7.3
いのこうち ウツロギ岬北方-池河内断層	約23km	7.1
うそこのいみ 浦底-内池見断層	約18km	6.9
しらきにゆう 白木-丹生断層	約15km	6.8(6.9)※2
C断層	約18km	6.9
のさか 野坂断層	約12km	
B断層	約21km	約49km※1
たいいくながいさん 大陸棚外縁断層	約14km	7.7
みかた 三方断層	約27km	7.2
敦賀断層	約23km	7.1

※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

基準地震動の最大加速度

基準地震動Ss	760ガル
---------	-------

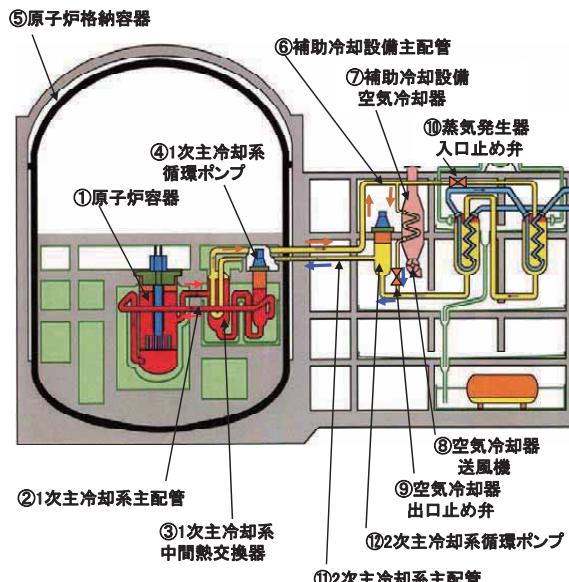


「もんじゅ」敷地周辺の活断層分布図



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



	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機械冷却設備主配管(S)	214MPa	275MPa
	⑦機械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
燃料池	空気冷却器用送風機(S)	17MPa	470MPa
	循環ポンプ(S)	21MPa	362MPa
	燃料池(S)	25MPa	53MPa
貯蔵ラック(S)	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



4. 津波水位の評価(1/3)

5

【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。

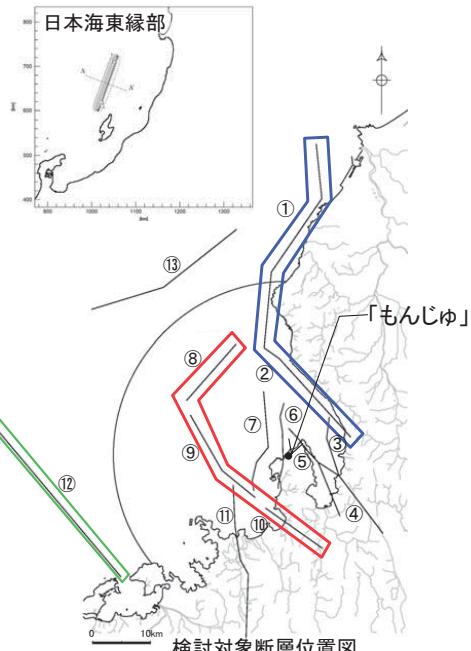


4. 津波水位の評価(2/3)

6

	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	和布ー干飯崎沖断層	60※	4.07	-2.80
②	甲楽城断層			
③	ウツロギ崎北方-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

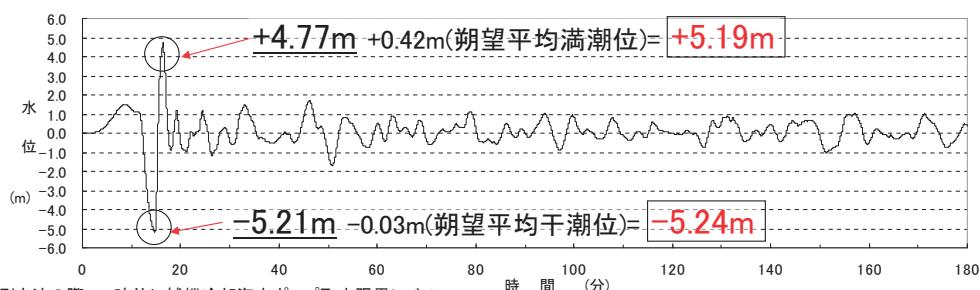
※:同時活動を考慮



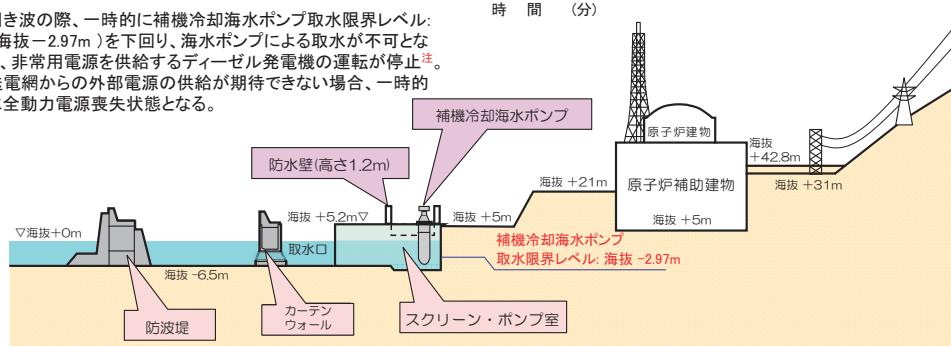
4. 津波水位の評価(3/3)

7

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。

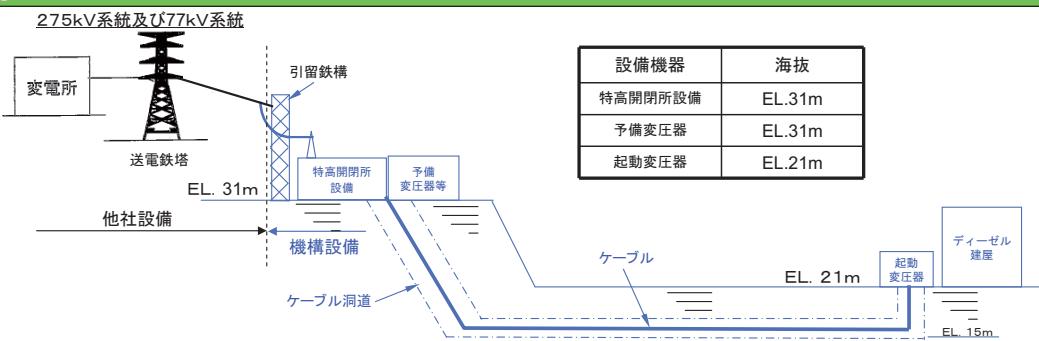


注: 補機冷却海水ポンプはディーゼル発電機に冷却水を供給。海水の取水が不可となるとディーゼル発電機は運転を停止。



5. 受電設備、変圧器他の地震・津波対策

8



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。



6. 安全性向上対策の実行計画策定方針

9

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

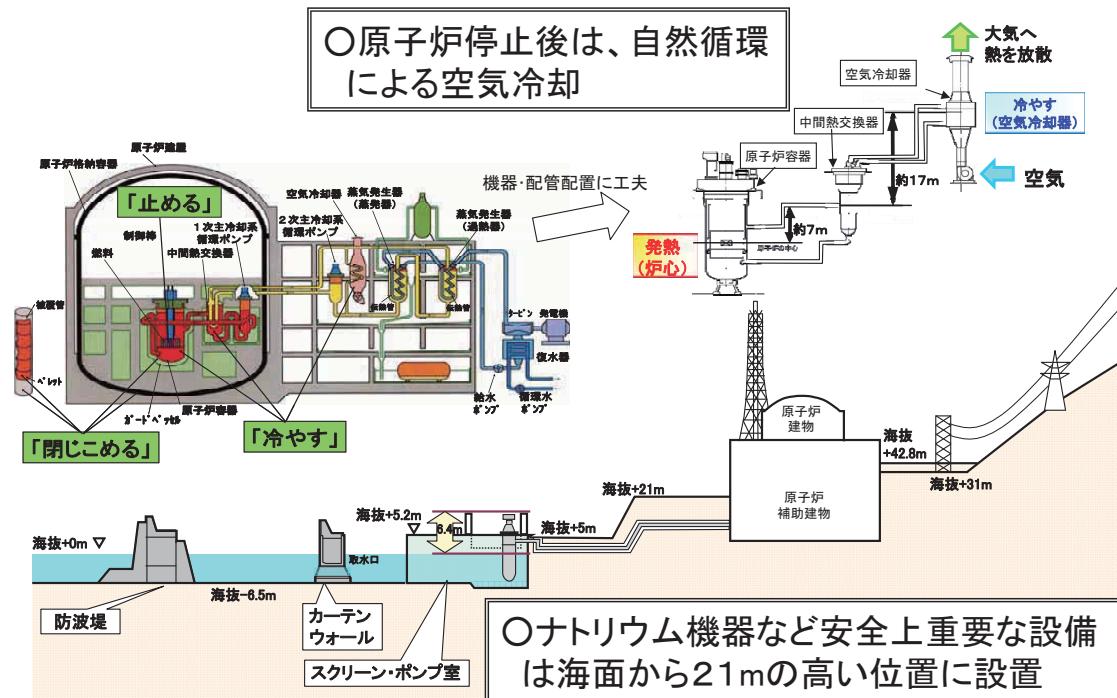
- ①津波発生時において3つ*の機能を満足するために、直ちに講じることができるものを緊急対策として実施
- ②緊急対策によって、炉心損傷や使用済燃料の損傷防止が可能と考えるが、冷却を一層確実なものとするため、冷却機能を幾重にも確保する観点で、応急対策を実施
- ③今後も情報収集、分析を継続し、新たな知見が得られた場合は迅速かつ的確に対策を追加反映

* : 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



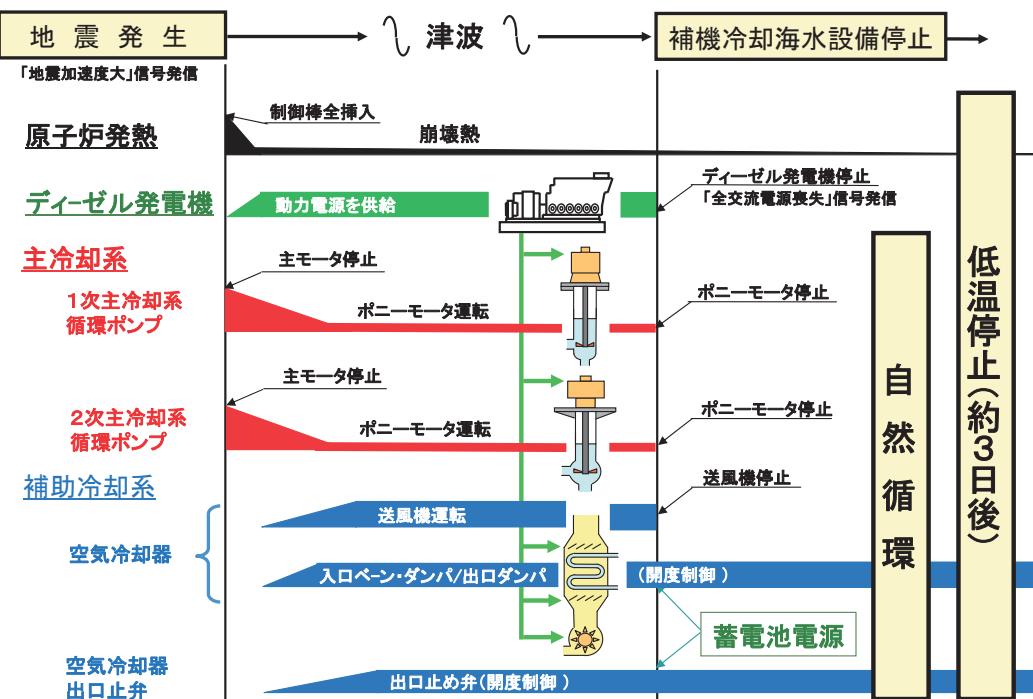
7. 「もんじゅ」の特徴

10



8. 自然循環除熱に係る事象シーケンス

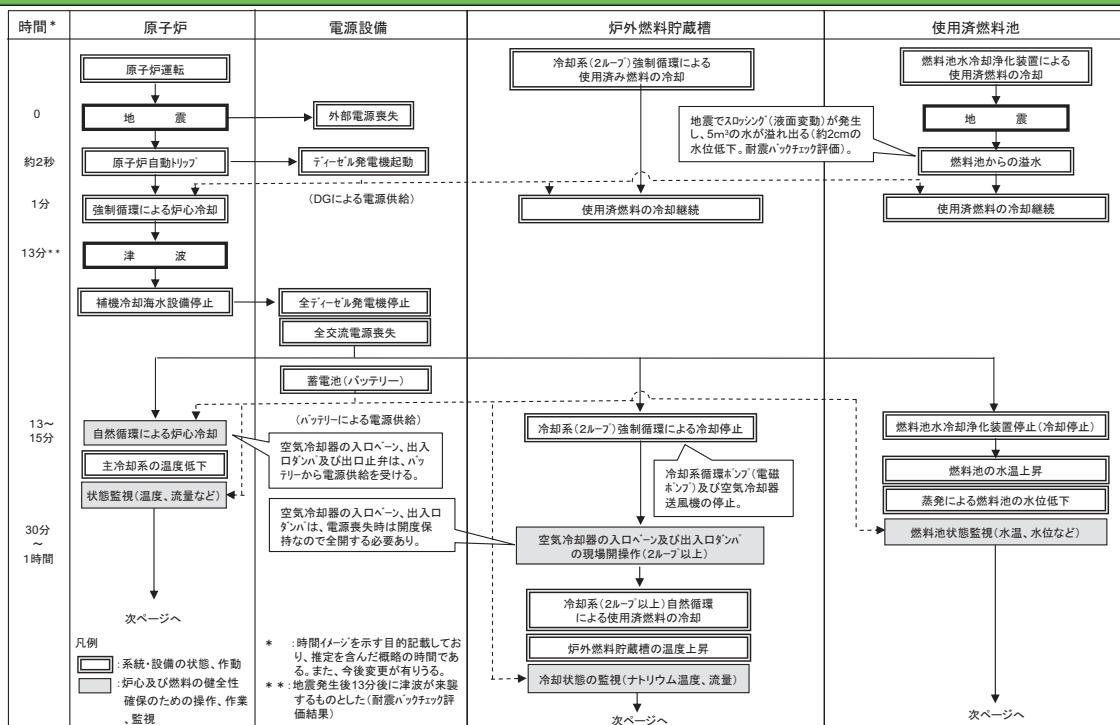
11





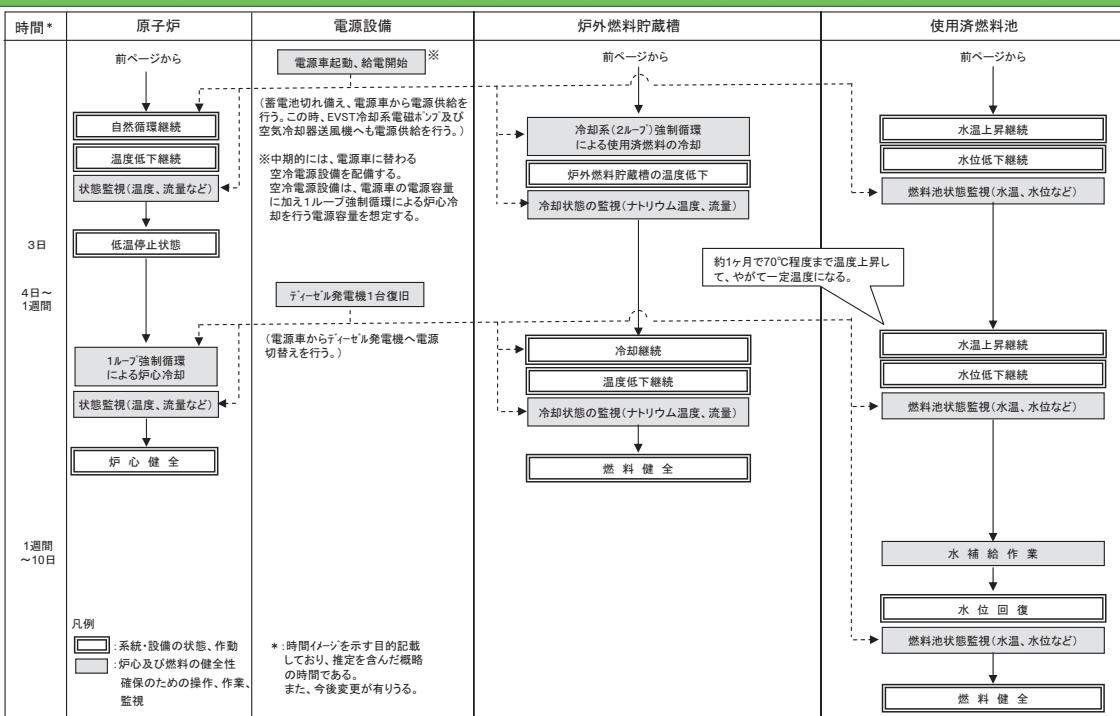
9. 「もんじゅ」における津波来襲時の事象推移(1/2)

12



9. 「もんじゅ」における津波来襲時の事象推移(2/2)

13





10. 緊急対策の概要

14

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

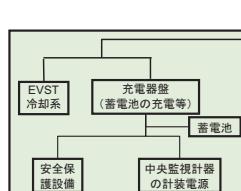
緊急時の最終的な除熱機能の確保

- 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



緊急時の電源確保

- 電源車及電源ケーブルの配置

電源を供給

電源車

- 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



11. 緊急対策の計画概要及び実施スケジュール

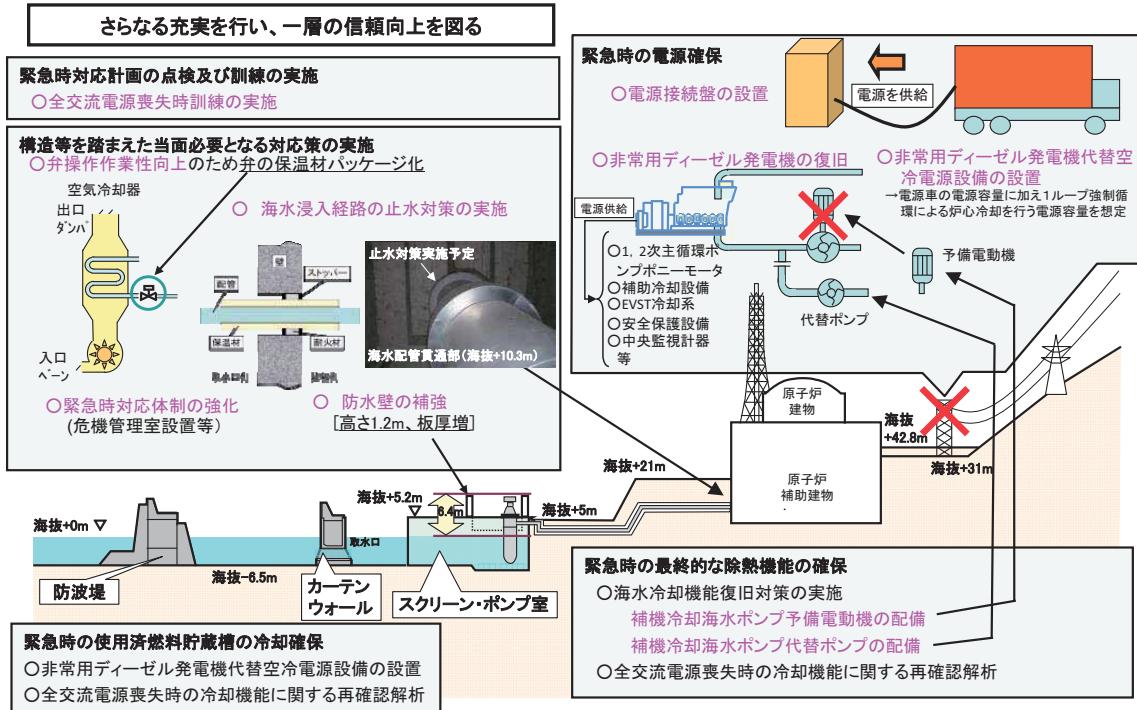
15

	計画概要	実施時期
設備面の対策	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
運用面の対策	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	継続して実施



12. 応急対策の概要

16



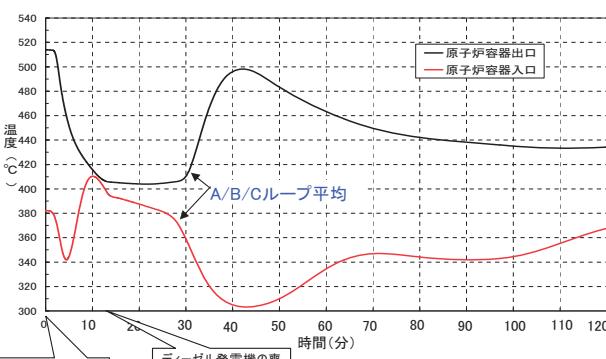
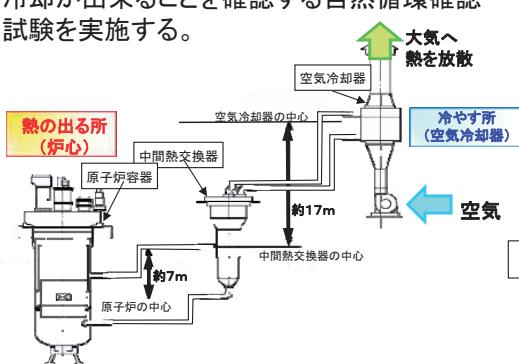
13. 全交流電源喪失時の自然循環に対する解析と試験の実施

17

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



14. 応急対策の計画概要及び実施スケジュール

18

		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	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
		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	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
		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	手続き完了次第可及的速やかに
全般	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	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
	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



15. まとめ

19

- 「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。

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

資料1-4

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



目次

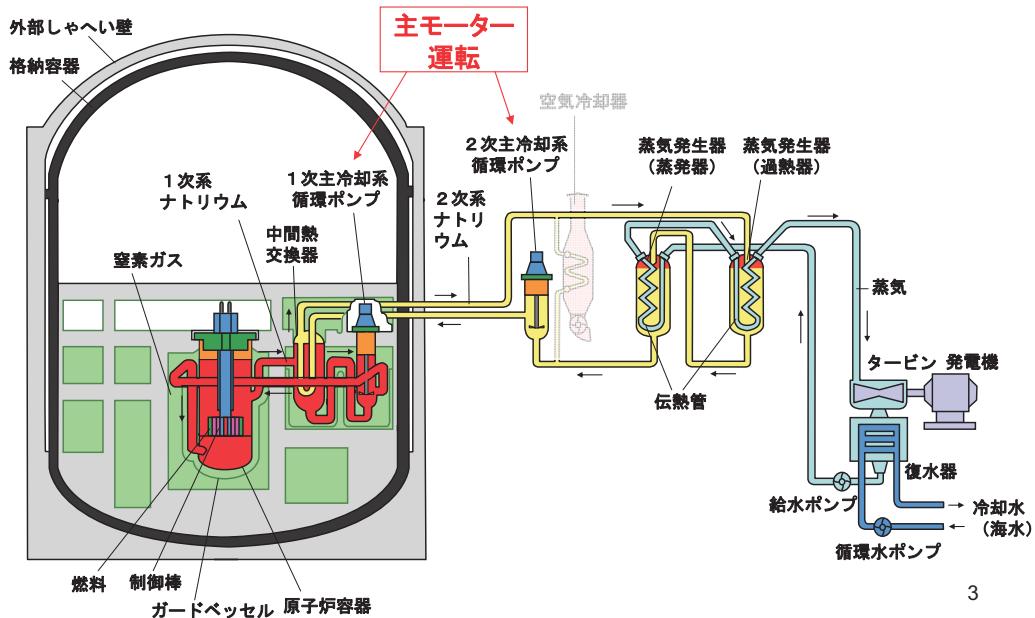
1. はじめに
2. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波
来襲時の炉心冷却検討方針
3. 基本解析
4. 各種条件解析
5. 自然循環成立の分析
6. まとめ

2



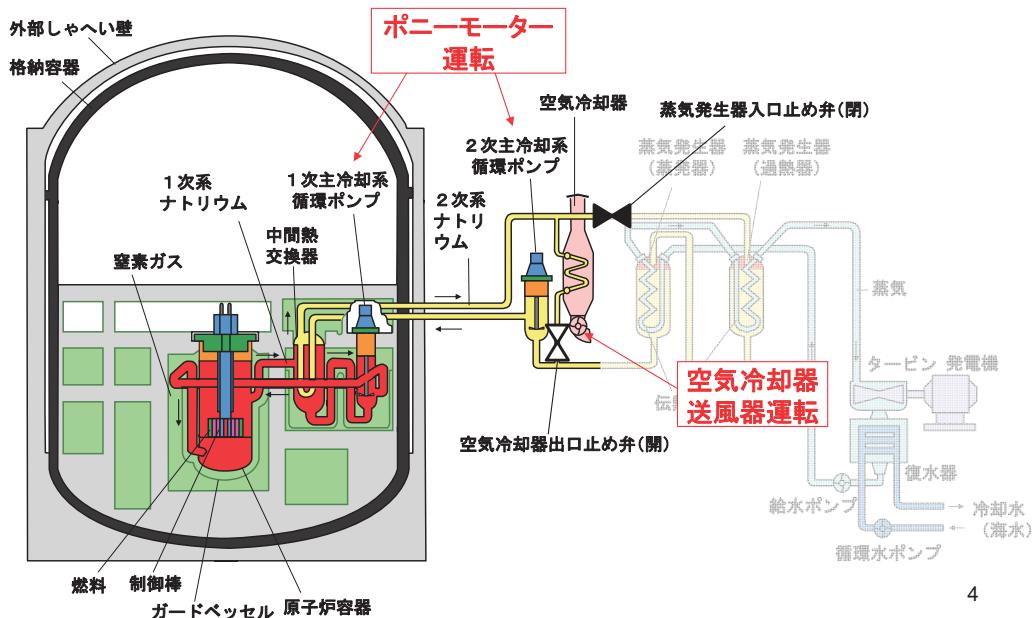
1. はじめに(もんじゅの炉心冷却1)

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)

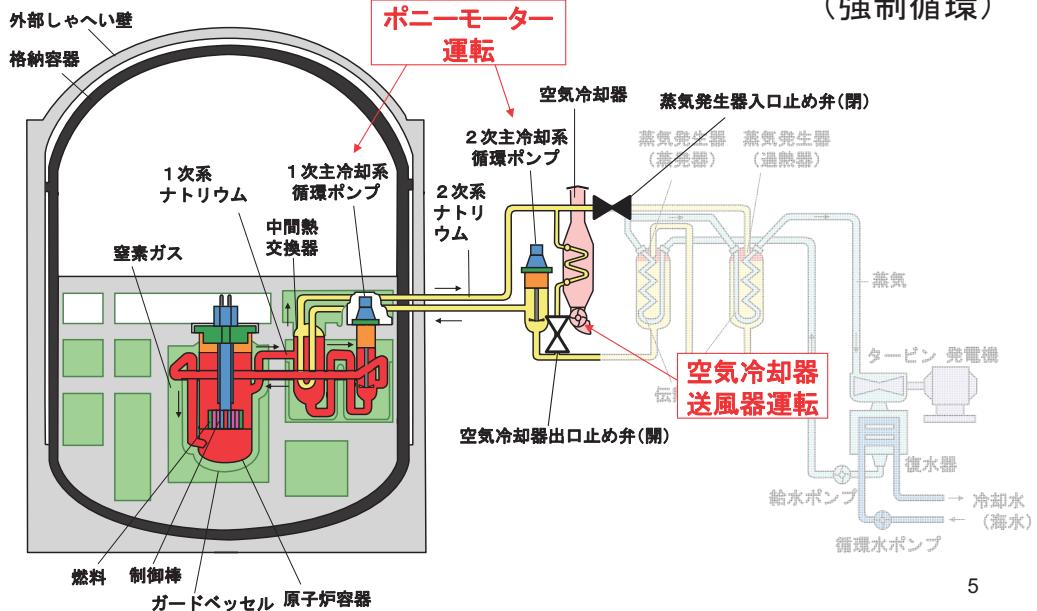




1. はじめに(もんじゅの炉心冷却3)

外部電源喪失(「運転時の異常な過渡変化」)時の炉心冷却

(強制循環)



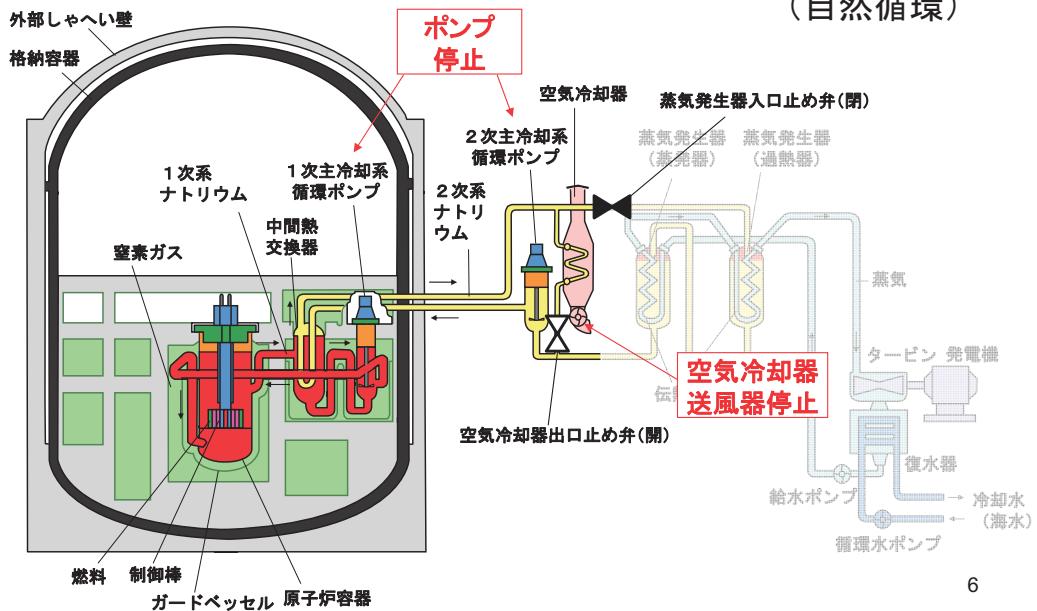
5



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)

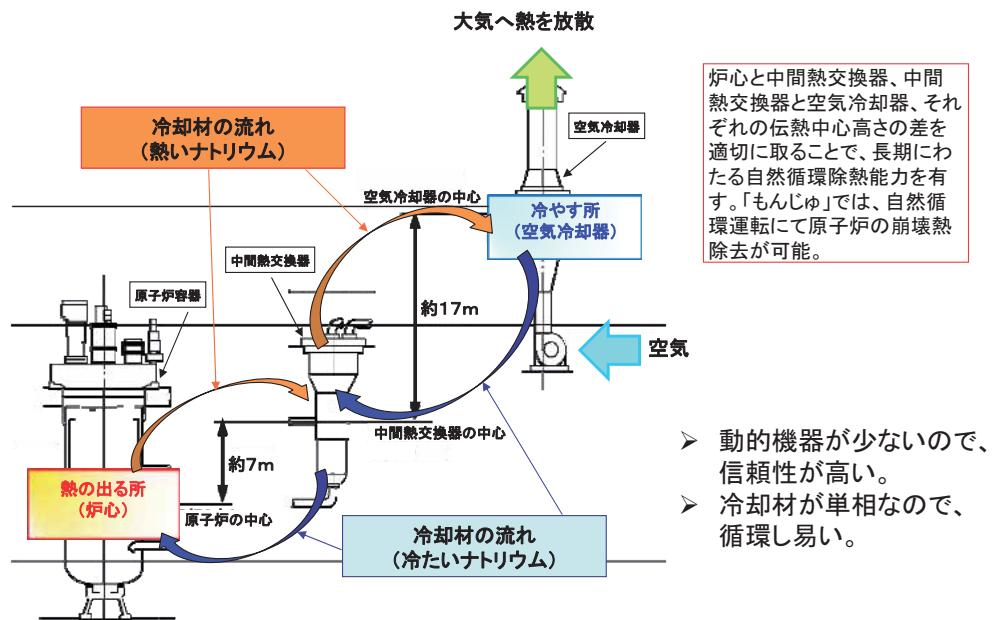
(自然循環)



6

The logo of Japan Agency for Natural Resources and Energy (JAEA) is located in the bottom right corner. It features the acronym "JAEA" in white letters inside a blue oval shape, with a green background behind the oval.

1. はじめに(自然循環除熱能力を有した設計)

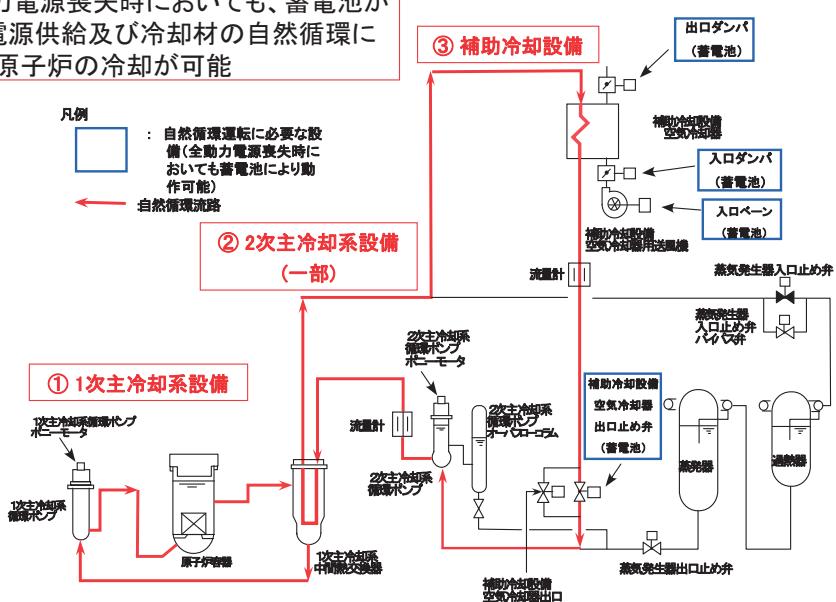


7

The logo of Japan Agency for Natural Resources and Energy (JAEA) is located in the bottom right corner. It features the acronym "JAEA" in white letters inside a blue circular wave pattern.

1 はじめに(自然循環除熱能力を有した設計)

全動力電源喪失時においても、蓄電池からの電源供給及び冷却材の自然循環により、原子炉の冷却が可能



(蓄電池)

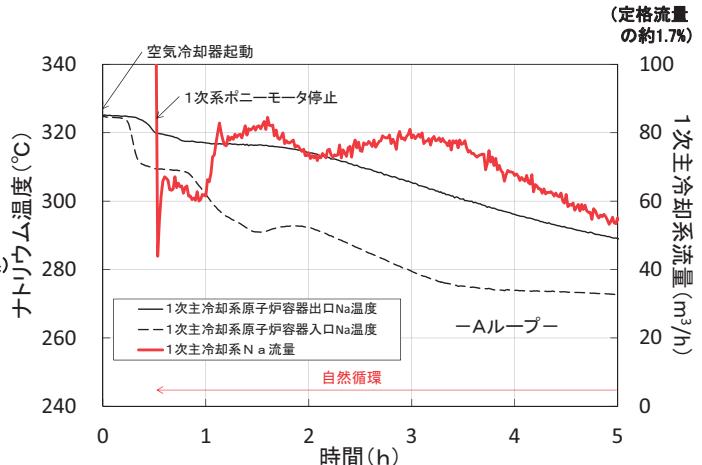
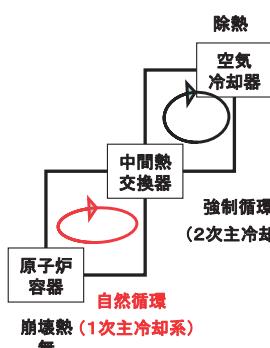
8



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

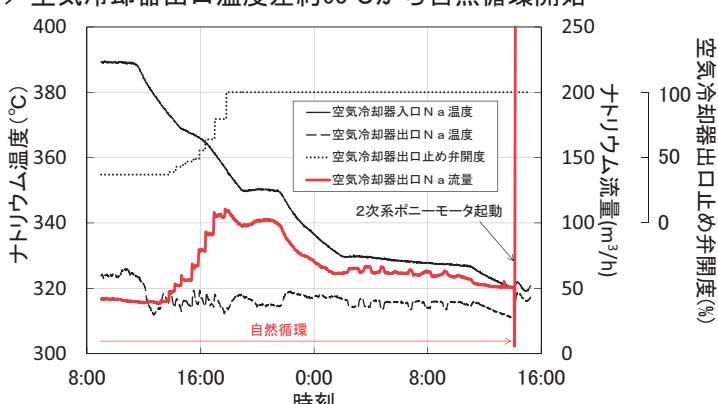
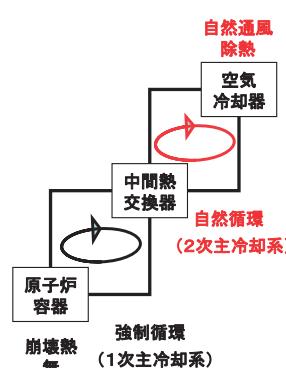
9



1. はじめに(もんじゅ自然循環予備試験2)

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°Cから自然循環開始



空気冷却器出口・入口の温度差が約35°Cの状態で各ループに約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

10



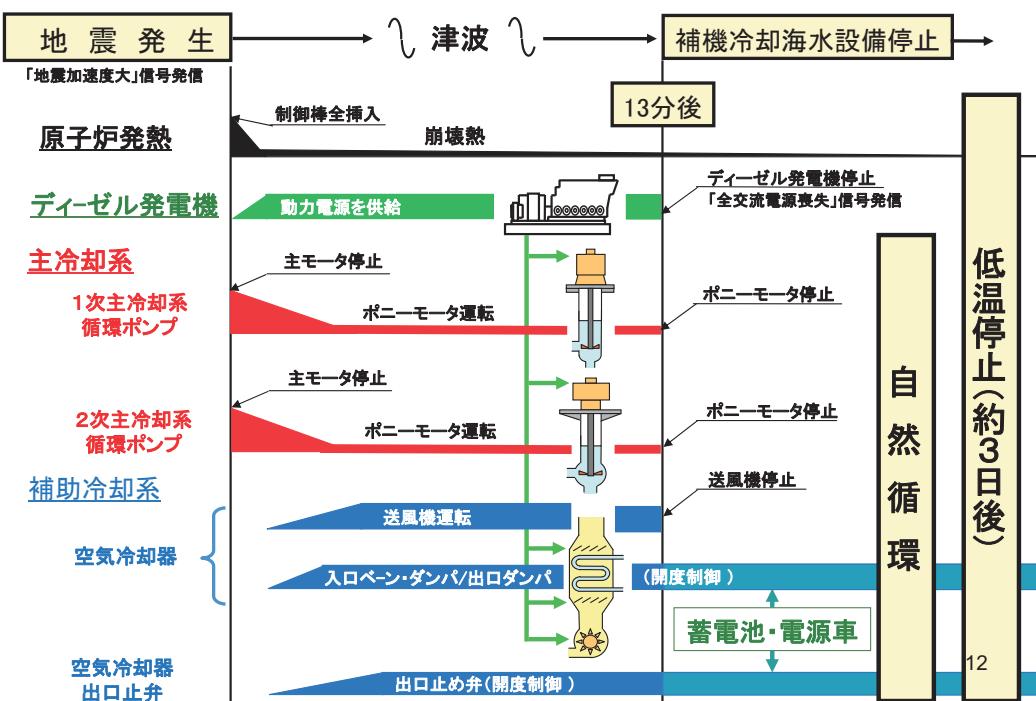
2. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた 津波来襲時の炉心冷却検討方針

- 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。

11

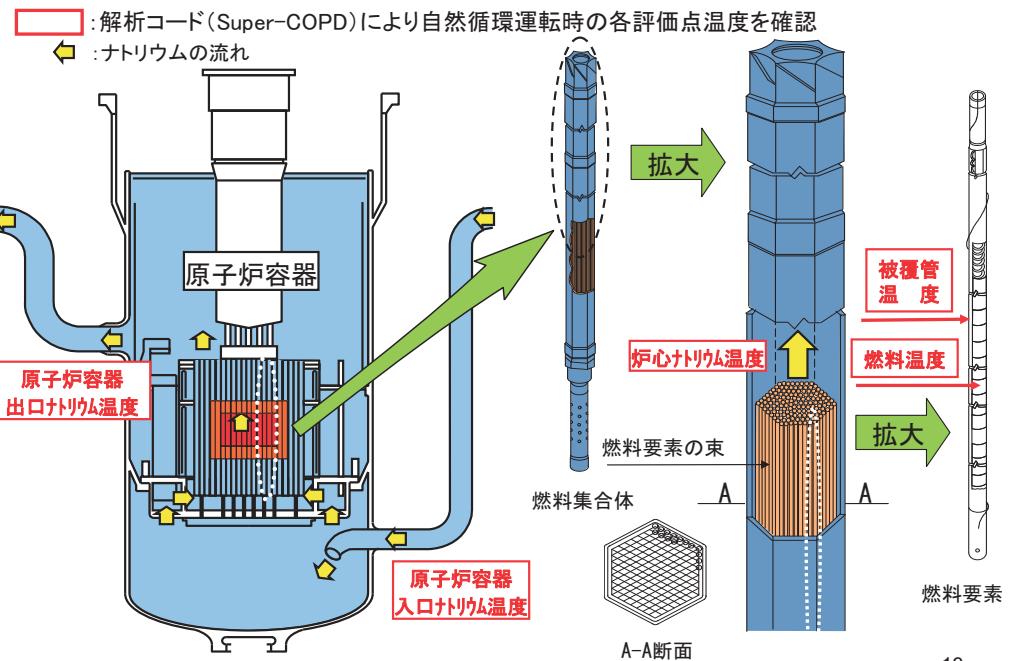


3. 基本解析(事象推移)



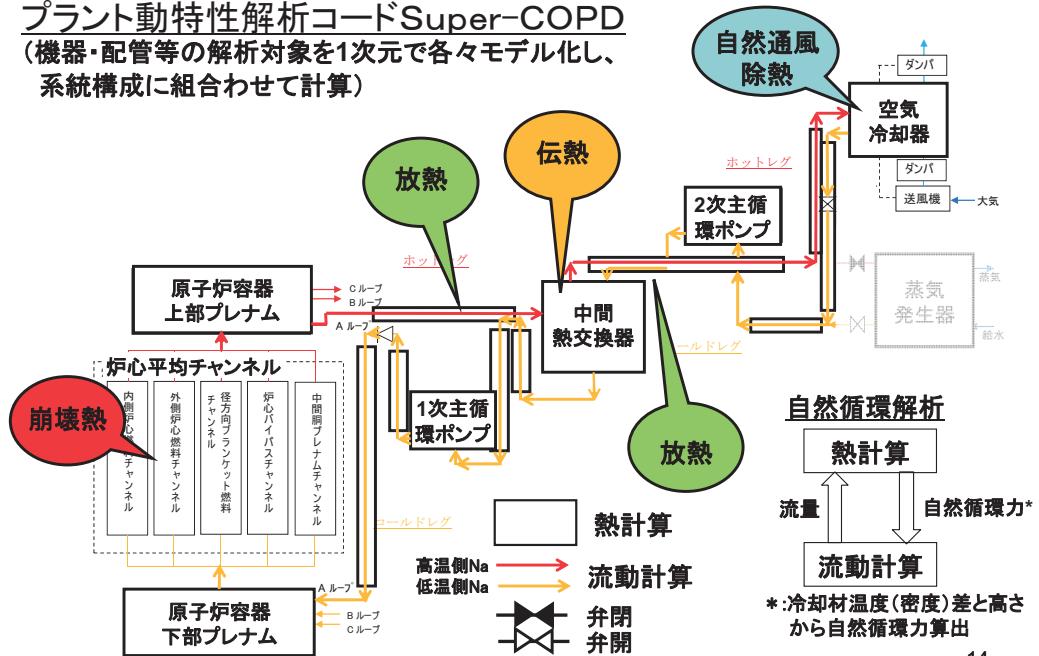


3. 基本解析(解析における温度評価点)



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、
系統構成に組合させて計算)



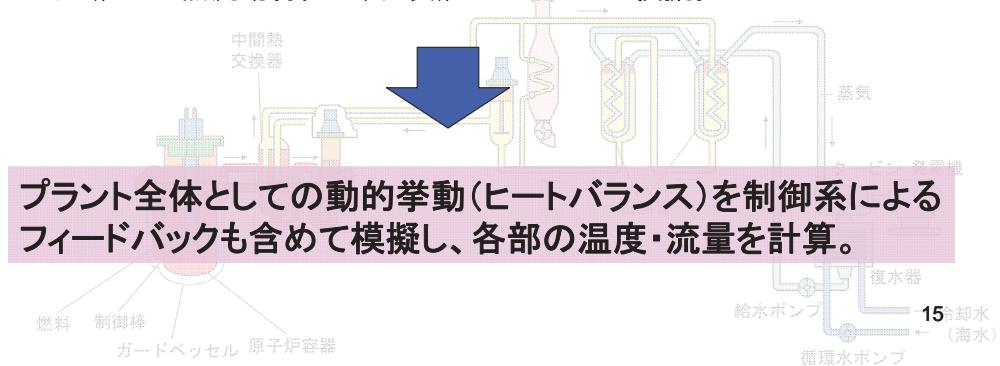
自然循環解析モデル概念図



3. 基本解析(Super-COPD)

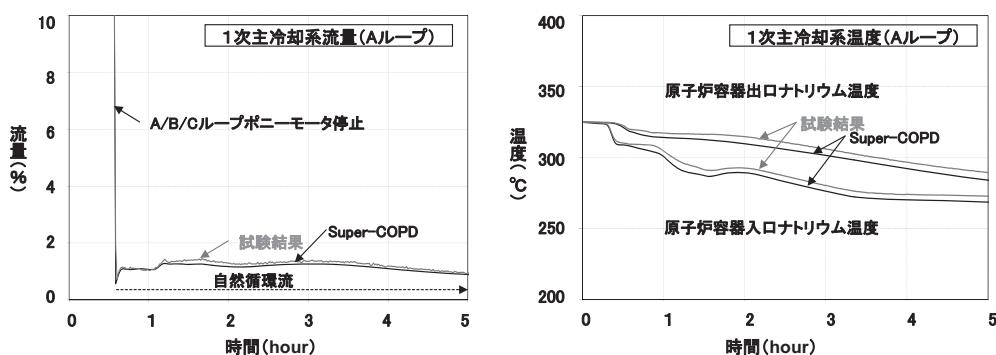
プラント動特性解析コードSuper-COPD

- 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。



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

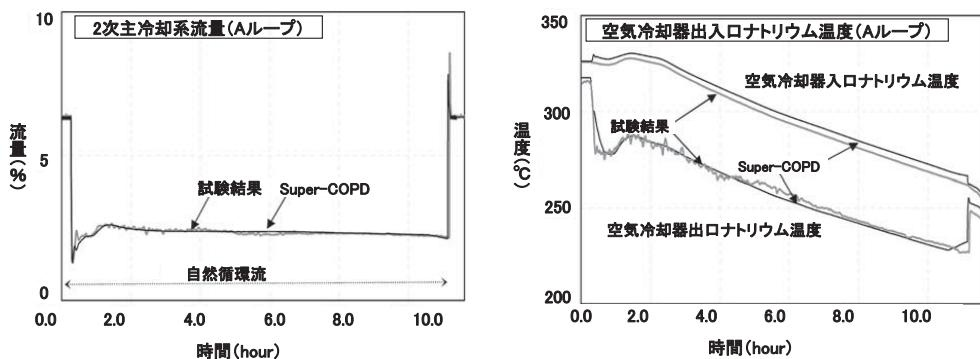


▶ 1次主冷却系自然循環解析モデル(機器配管高低差／系統流動圧損)を検証



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



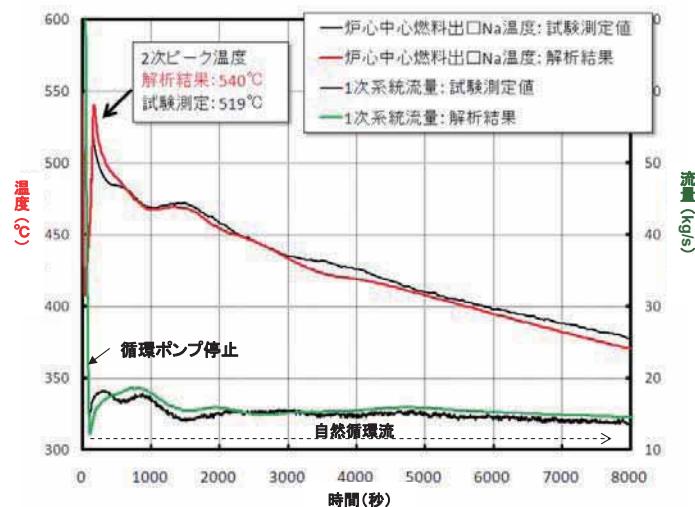
➤ 2次主冷却系自然循環解析モデル(機器配管高低差／系統流動圧損)を検証

17



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

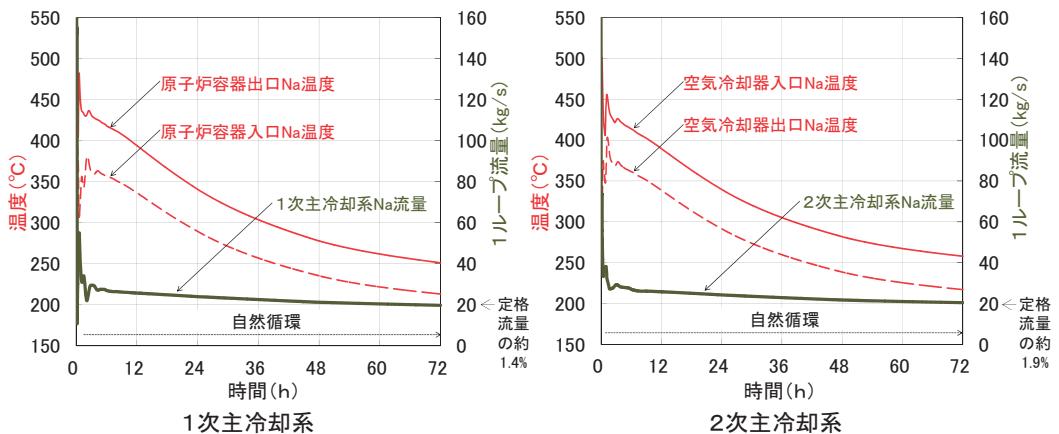


➤ 自然循環開始直後に炉心流量が最も低下し、出口部最高温度出現を確認
➤ 炉心流量領域毎の熱計算・流動計算の基本解析モデルを検証

18



3. 基本解析(解析結果)



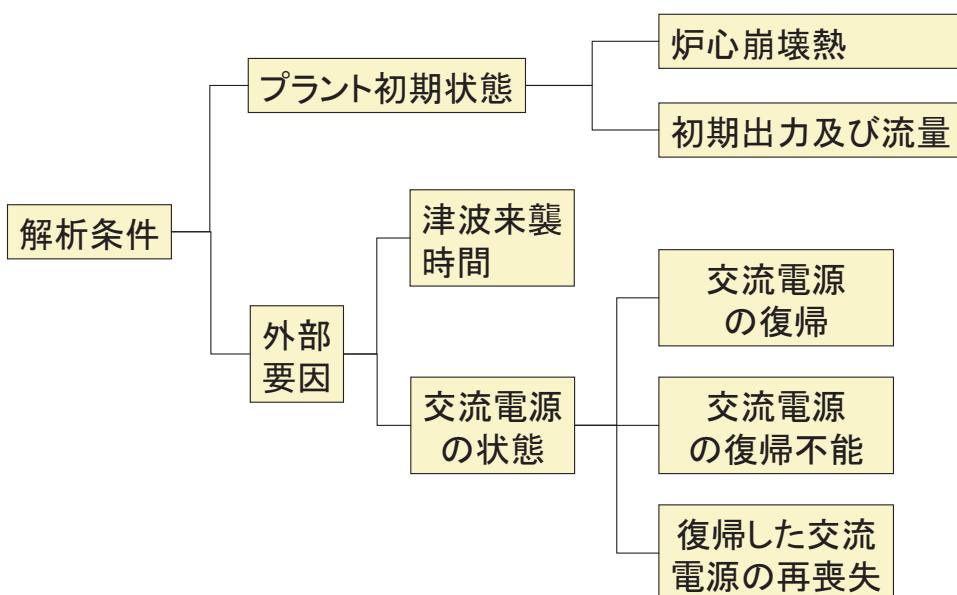
- 地震発生から13分後に非常用ディーゼル発電機が停止
(1次／2次主冷却系循環ポンプモーター及び空気冷却器停止)
⇒自然循環及び自然通風に移行
⇒約3日後に低温停止※

※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

19



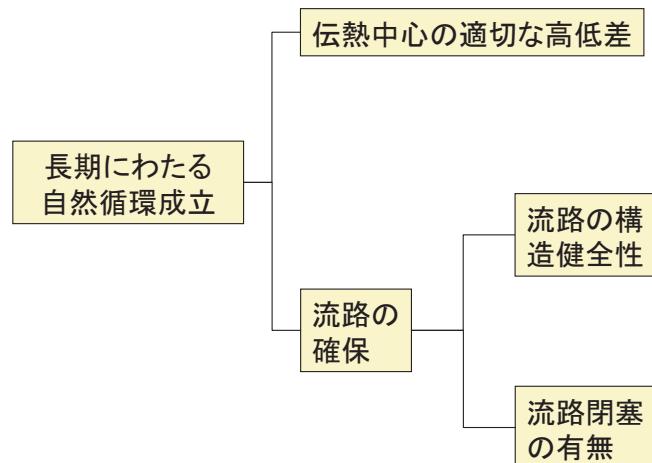
4. 各種条件解析(条件設定)



20



5. 自然循環成立の分析



自然循環成立のための要件

21



5. 自然循環成立の分析

- 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程度で維持できるとの評価。

22



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。

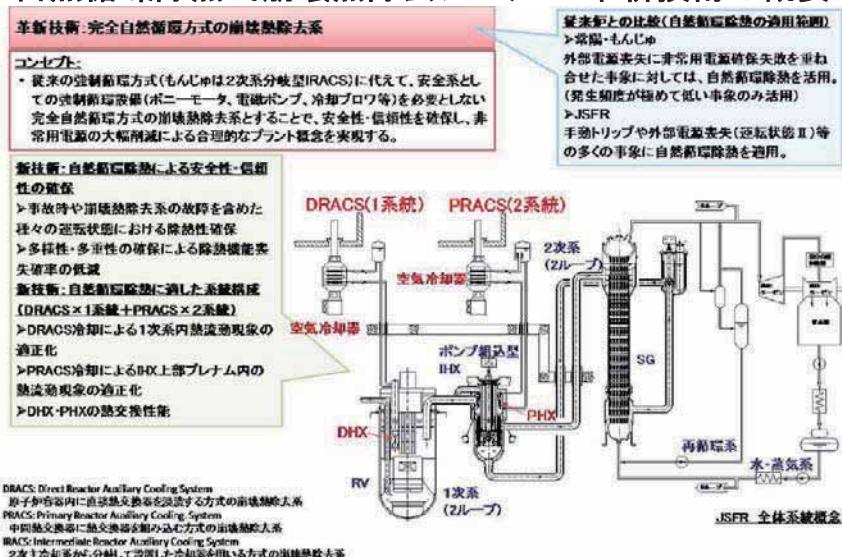
23



参考(1): 実証炉設計における崩壊熱除去システム

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



JSFR 全体系概念図 24



参考(2): 世界各国の高速炉における自然循環試験実績

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ことが確認されている。

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

著作権の関係から写真を削除

**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
第2回審議の議事概要**

平成23年9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事務局

開催日時：平成23年7月27日（水）12:00～14:00

開催場所：敦賀本部 アトムプラザ2F アトムホール

出席者：委員長 片岡 獻 大阪大学大学院 工学研究科 機械工学専攻 教授

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

委員 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

委員 野口 和彦 三菱総合研究所 研究理事

委員 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5名（五十音順）

文部科学省 川口 悅生 核燃料サイクル室長

西田 亮三 敦賀原子力事務所長

原子力機構 野村 茂雄 理事・敦賀本部長代理

近藤 悟 高速増殖炉研究開発センター 所長

弟子丸 剛英 高速増殖炉研究開発センター 技術部長

大平 博昭 FBRプラント工学研究センター

プラント特性評価グループリーダー

議事概要：

①第1回審議の議事概要（案）

事務局から、第1回審議の議事概要（案）説明し、議事概要として了承された。

②委員のご意見に対するご回答について

事務局から、蒸気発生器の耐震評価結果等、第1回委員会の委員のご意見に対して回答した。

委員からは、

- ・ 耐震評価の評価基準値

について質問がなされ、これについて回答し、了解された。

③高速増殖炉の自然循環実績について

原子力機構から、世界各国の高速増殖炉における自然循環試験実績について紹介し、米、仏、独、英の全先行炉で冷却材の自然循環による崩壊熱除去を確認したこと、特に、もんじゅと同じループ型炉では、ほぼ定格出力運転からの自然循環による崩壊熱除去を確認しており、自然循環による崩壊熱除去能力は、高速増殖炉の固有の安全機能として、その有効性が確認されていることを説明した。

委員からは、

- ・ 自然循環への影響の観点からの米国 FFTF ともんじゅの違い
- ・ 米国 FFTF の試験結果ともんじゅの基本解析結果との違い
- ・ 自然循環が成立しなかった事例の有無
- ・ 米国、仏国の解析モデルと日本の解析モデルとの違い

について質問がなされ、これらについて回答し、了解された。

④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結果について

原子力機構から、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、以下を確認し、「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説明した。

- ①津波来襲時の事象推移に沿った解析を実施し、ナトリウム自然循環によって炉心が冷却され低温停止に至ること。
- ②ナトリウム自然循環成立の要因を分析し、自然循環による冷却の成立性可否に影響する想定を洗い出したこと。
- ③冷却能力及び流路確保に影響する各種条件解析の結果、ナトリウム自然循環により炉心及び原子炉バウンダリの健全性は確保され、低温停止に至ること。

委員からは、今回の評価の条件下では、種々の状況が変わっても自然循環が成立することは確認出来たという意見が出されるとともに、

- ・ 計装用電源がなくなった場合の状態監視の可能性
- ・ 手動による弁操作のアクセス時間とルート
- ・ 想定している不純物
- ・ 送電線の鉄塔の強度
- ・ 単相流の維持

について質問がなされ、これらについて回答し、了解された。

さらに、委員からは、

- ・ 自然循環成立の要因分析については、前提を明示し、一般の人にも分かり易い説明となるように示して欲しい。
- ・ 最高温度を評価している燃料温度以外にも熱的に弱い部分がないか、例えばコンクリート温度を示して欲しい。

- ・ 各種条件解析において、独立している要因を重ね合わせた場合の結果を示して欲しい。との意見が出され、次回審議の中で詳細な説明をすることになった。

⑤委員長まとめ

以上の審議結果を踏まえ、第2回委員会の結論として、委員長から以下の通りまとめがあった。

- もんじゅでは自然循環除熱が設計で取り入れられており、流路が確保されている限り、炉心について自然循環流が確保されることを確認した。すなわち、全交流電源喪失が起こっても自然循環は確保される。
- したがって、炉停止後、自然循環がある限り、崩壊熱の除去がなされ、炉心溶融は起こらないと言える。
- 前回、様々な要因を検討し、それらを系統的に分析して、自然循環の成立を確認する必要があるとの意見に対して、機構は系統的に検討し、可能性は低いが懸念される要因を抽出し、そのような要因に対しても自然循環により除熱できることを確認したと考えている。

⑥次回の審議予定について

次回は今回の委員のご意見に対するご回答と、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池の冷却性について審議する予定となった。

以上

第2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

資料2-2

委員のご意見に対するご回答

平成23年7月27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



ご意見ご回答リスト

No.	ご意見の趣旨	回	ご回答ページ
1	蒸気発生器の耐震評価結果についても示して欲しい。	第1回	本資料p.4
2	自然循環成立の要因分析については、徹底的に行っていることがわかるように示して欲しい。	第1回	資料2-4 p.17-18、 36-37
3	各種条件解析のパラメータ設定にあたっては、危機管理の視点から設定することを検討して欲しい。	第1回	本資料p.7 及び 資料2-4 p.22、25、 26、27、31



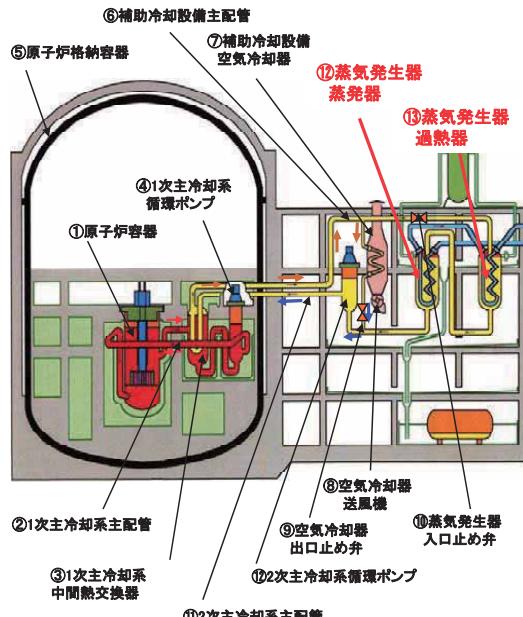
【ご回答No.1】

蒸気発生器の耐震評価結果についても示して欲しい。

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)



	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
	炉外燃料貯蔵槽(S)	139MPa	172MPa
	炉外燃料貯蔵槽冷却系配管(S)	256MPa	352MPa
炉外燃料貯蔵設備	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(S)	25MPa	53MPa
	貯蔵ラック(S)	127MPa	154MPa
燃料池	燃料移送機(B)	落下しないことを確認	
	⑫蒸発器(B)	365MPa	408MPa
	⑬過熱器(B)	102MPa	336MPa

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

4



【ご回答No.2】

自然循環成立の要因分析については、徹底的に行っている
ことがわかるように示して欲しい。

資料2-4 p.17-18、36-37でご説明

5



【ご回答No.3】

各種条件解析のパラメータ設定にあたっては、危機管理の
視点から設定することを検討して欲しい。

(詳細は資料2-4 p.22、25、26、27、31でご説明)

6



各種条件解析(解析条件)

項目	解析ケース名	各種条件解析 (基本解析をベースに解析条件変更)	基本解析
1.プラント初期状態	1-① 定格出力(崩壊熱大)	崩壊熱:大	崩壊熱:本格運転開始後
	1-② 出力40%	崩壊熱: 出力40%性能試験後	
2.自然条件	2-① 津波来襲時刻	0~25分後 (3分間隔)	13分後
	2-② 外気温度	-10°C、40°C	20°C
3.機器故障	3-① 蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗 (自然循環流路不成立)	1ループ「閉」失敗 (自然循環流路不成立)	「閉」 (自然循環流路成立)
	3-② 空気冷却器入口ペーン出口ダンパ「閉」失敗	1ループ「閉」失敗 (自然通風流路不成立)	制御「開」 (自然通風流路成立)
4.電源車繋ぎ込み失敗	4-① 電源車繋ぎ込み失敗	空気冷却器入口ペーン 出口ダンパ開度制御無	空気冷却器入口ペーン 出口ダンパ開度制御
5.非常用ディーゼル発電機復旧失敗	5-① 復旧しない	復旧しない	1台復旧
	5-② 復旧後再停止	1台復旧後再停止	復旧後運転継続
6.閉塞排除	6-① Na凍結による 流路閉塞排除	低温停止後、空気冷却器入口 ペーン・出口ダンパ手動閉	空気冷却器入口ペーン 出口ダンパ開度制御

7

第2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

資料2-3

高速増殖炉の自然循環実績について

平成23年7月27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



世界各国の高速増殖炉における自然循環試験実績

日本の「常陽」をはじめ、米国、仏国、独国、英国の先行高速増殖炉で、自然循環試験を行った実績があり、自然循環による炉心冷却能力を有することが確認されている。

プラント	試験内容
FFTF(米)	定格出力運転からの全電源喪失模擬試験
Rapsodie (仏)	低出力運転からポンプトリップ後若干出力を上昇させ自然循環移行 定格からの全電源喪失
KNK-II(独)	部分出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行
EBR II(米)	定格出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行
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(仏)	起動試験中に1次系自然循環試験
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
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

著作権の関係から写真を削除

2



1. FFTF(米)における自然循環試験 (1)

●主要項目

- ・定格熱出力: 400 MW
- ・ループ数: 3
- ・流量: 1次系; 2180 kg/s
2次系; 2180 kg/s
- ・温度: 1次系; 503/360°C
2次系; 459/316°C

●試験内容

- ・テストA: 5%定格出力、1次系自然循環
2次系ポンプトリップ、2次系ポンピングモータ強制循環
- ・テストB: 35%定格出力、1次系自然循環
2次系ポンプトリップ、2次系1ループのみポンピングモータ強制循環
- ・テストC: 全電源喪失事故を模擬し、75%定格出力からスクラムさせ、1次系及び2次系を自然循環
- ・テストD: 全電源喪失事故を模擬し、フルパワーからスクラムさせ1次系及び2次系を自然循環

著作権の関係から図を削除

3

文献: T.R. Beaver, et al., "Transient testing of the FFTF for decay heat removal by natural convection," Proc. of the LMFBR Safety Topical Meeting, Vol. 2, p.525-534, 1982.



1. FFTF(米)における自然循環試験 (2)

定格運転からの全電源喪失模擬試験: テストD (1981年3月)

● 初期条件:

- 出力、1次冷却系流量: 100 % (定格)
- 炉心出入口温度: 503°C/360°C,
- 2次冷却系: 強制循環除熱

● 試験条件:

- ・スクラム後、1次主循環ポンプ停止
- ・2次冷却系: 自然循環除熱

- 試験結果: ①スクラム後約140秒で冷却材のピーク温度546°C
(許容温度範囲: 538°C ~ 568°C以内)
- ②冷却材流量が定格流量の2~3%

} 自然循環による崩壊熱除去能力
を確認

著作権の関係から図を削除

4

文献: T.R. Beaver, et al., "Transient testing of the FFTF for decay heat removal by natural convection," Proc. of the LMFBR Safety Topical Meeting, Vol. 2, p.525-534, 1982.



2. Rapsodie(仮)における自然循環試験 (1)

●主要項目

- ・定格熱出力: 40 MW
- ・ループ数: 2
- ・流量: 1次系; 272 kg/s, 2次系; 206 kg/s
- ・温度: 1次系; 510/400°C, 2次系; 498/360°C

著作権の関係から図を削除

5

文献: A. Vasile, et al., "Investigation of Start-up of Natural Convection Flow in Sodium Cooled Fast Reactors Experiments in PHENIX and RAPSODIE," Procs. of Second Specialist Meeting on Decay Heat Removal and Natural Convection in LMFBRs, p.312-324, 1985.



2. Rapsodie(仮)における自然循環試験 (2)

低出力運転からポンプトリップ後若干出力を上昇させ自然循環移行 (1984年4月)

● 初期条件:

- ・熱出力: 10 kW,
- ・1次冷却系温度: 300°C,
- ・1次冷却系流量: 140 m³/h/ループ

● 試験条件:

- ・1次系ポンプをトリップさせ、その16分後までに出力を750kWに上昇。
- ・空気冷却器は自然通風状態

● 試験結果: 42分以降の定常時に、

- | | |
|--|-------------------|
| ① 炉心中央集合体温度が485°C一定
② 冷却系流量の合計が 6 m ³ /h | } 自然循環が形成されることを確認 |
|--|-------------------|

著作権の関係から図を削除

6

文献: A. Vasile, et al., "Investigation of Start-up of Natural Convection Flow in Sodium Cooled Fast Reactors Experiments in PHENIX and RAPSODIE," Procs. of Second Specialist Meeting on Decay Heat Removal and Natural Convection in LMFBRs, p.312-324, 1985.



2. Rapsodie(仏)における自然循環試験(3)

定格からの全電源喪失(1984年4月)

● 初期条件(定格運転条件):

熱出力: 21.3 MW,
出入口温度: 530 °C / 401°C,
1次冷却系流量: 340 m³/h / ループ
2次冷却系流量: 300 m³/h / ループ

● 試験条件:

定格運転中に全電源喪失を想定
 ・スクラム後、1次・2次冷却系の主循環ポンプを同時に停止
 ・空気冷却器も同時に停止(自然通風)

● 試験結果: 1次/2次冷却系流量; 定格流量の3%/8%

炉心燃料出口最高温度: ポンプ完全停止時に } 自然循環による崩壊熱除去
 約472°C } が可能であることを確認

著作権の関係から図を削除

7

文献: A. Vasile, et al., "Investigation of Start-up of Natural Convection Flow in Sodium Cooled Fast Reactors Experiments in PHENIX and RAPSODIE," Procs. of Second Specialist Meeting on Decay Heat Removal and Natural Convection in LMFBRs, p.312-324, 1985.



3. KNK-II(独)における自然循環試験(1)

● 主要項目

- ・定格熱出力; 58 MW (定格電気出力; 20 MW)
- ・ループ数: 2
- ・流量: 1次系; 280 kg/s
2次系; 260 kg/s
- ・温度: 1次系; 525/360°C
2次系; 504/322°C

著作権の関係から図を削除

8

文献: B. Schubert, "Analysis of decay heat removal in KNK-II," Procs. of the Second Specialists' Meeting on Decay Heat Removal and Natural Convection in LMFBRs, p.256-271, 1985.



3. KNK-II(独)における自然循環試験 (2)

部分出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行

●試験内容

- ・95%出力及び95%流量からスクラム後、1次系及び2次系ポンプを停止し、自然循環移行
- ・AC空気側：強制循環

●試験結果

- ・自然循環が発生。
- ・比較的低いピーク温度(95%時未満)

} 自然循環による崩壊熱除去が可能

著作権の関係から図を削除

9

文献：B. Schubert, "Analysis of decay heat removal in KNK-II," Proc. of the Second Specialists' Meeting on Decay Heat Removal and Natural Convection in LMFBRs, p.256-271, 1985.



4. EBR-II(米)における自然循環試験 (1)

●主要項目

- ・定格熱出力：62.5 MW (電気出力：20 MW)
- ・ループ数：2
- ・流量：1次系；500 kg/s, 2次系；297 kg/s
- ・温度：1次系；473/371°C, 2次系；467/306°C

著作権の関係から図を削除

10

文献：R.M. Singer, et al., "Decay heat removal and dynamic plant testing at EBR-II," Proc. of the Second Specialists' Meeting on Decay Heat Removal by Natural Convection in LMFBRs, p.194-207, 1985.



4. EBR-II(米)における自然循環試験 (2)

定格出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行

●試験内容

- ・定格出力及び定格流量からスクラム後、1次系及び2次系ポンプを停止。
- ・1次系及び2次系：自然循環
- ・直接炉心冷却系(Shutdown Cooler)空気側：自然通風

●試験結果

- ・燃料集合体(XX09)とブランケット集合体(XX10)とも、自然循環が発生。
- ・比較的低いピーク温度(定格時をわずか超えるのみ)

} 自然循環による崩壊熱除去が可能

著作権の関係から図を削除

11

文献：R.M. Singer, et al., "Decay heat removal and dynamic plant testing at EBR-II," Procs. of the Second Specialists' Meeting on Decay Heat Removal by Natural Convection in LMFBRs, p.194-207, 1985.



5. Phenix(仏)における自然循環試験 (1)

●主要項目

- ・定格熱出力； 563 MW (定格電気出力； 250 MW)
- ・ループ数： 3
- ・流量： 1次系； 3000 kg/s 2次系； 2319 kg/s
- ・温度： 1次系； 560/385°C 2次系； 550/343°C

著作権の関係から図を削除

12

文献：RNG Revue Generale Nucleaire, ANNEE 2009 No.1-JANVIER-FEVRIER



5. Phenix(仏)における自然循環試験 (2)

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 (1982年11月, 1984年5月)

● 初期条件:

出力: 1.3 MW (定格の 0.2 %),
出入口温度: 250°C (等温),
1次冷却系流量: 250 kg/s

● 試験条件:

・等温状態から1次系主循環ポンプを停止し、
2分後、3分後、4分後、5分後、及び9分後に
ポンプを再起動する。

● 試験結果

- ポンプコーストダウン開始後、
- ・中央燃料集合体:
約6分で発達した自然循環が発生。
- ・周辺集合体(非発熱):
条件に係らず自然循環なし。

著作権の関係から図を削除



崩壊熱により自然循環が発生すること
を確認

13

文献: A. Vasile, et al., "Investigation of Start-up of Natural Convection Flow in Sodium Cooled Fast Reactors Experiments in PHENIX and RAPSODIE," Procs. of Second Specialist Meeting on Decay Heat Removal and Natural Convection in LMFBRs, p.312-324, 1985.



5. Phenix(仏)における自然循環試験 (3)

部分出力運転から主循環ポンプトリップによる自然循環移行 (2009年6月)

● 初期条件:

- ・熱出力: 約120 MW (30%定格)
- ・炉心出口温度: 約455°C,
- ・1次系ポンプ回転数: 約350 rpm
- ・1次系ポンプ出口温度: 約359°C

● 試験条件:

- ・スクラムと同時に、1次系及び2次系循環ポンプ停止、
自然循環に移行
- ・蒸気発生器ケーシング内の空気自然通風により除熱

著作権の関係から図を削除

● 試験結果

炉心出口温度のピーク値は初期温度
を若干上回るが、自然循環の発達によ
り、一定値に近づく



自然循環が発生することにより、
崩壊熱が除去できることを確認

14

文献: D. Dall'ava (ed.), Annual Report 2009, Centrale PHENIX, BP 17171, 2009.



6. SPX(仮)における自然循環試験 (1)

● 主要項目

- ・型式：タンク型実証炉
- ・定格熱出力：3000 MW (定格電気出力：1200 MW)
- ・ループ数：4
- ・流量：1次系；15700 kg/s, 2次系；14199 kg/s
- ・温度：1次系；542/395°C, 2次系；525/345°C

著作権の関係から図を削除

15

文献：M. Favet, et al., "Natural Circulation Tests in SPX1," Proc. of International Fast Reactor Safety Meeting, 1990.



6. SPX(仮)における自然循環試験 (2)

起動試験中に1次系自然循環試験 (1989年9月)

● 初期条件：

- ・1次冷却系温度：300°C(等温),
- ・2次冷却系：断熱条件

● 試験条件：

- ・熱出力20MWに上昇、緊急除熱システム起動
- ・1次主循環ポンプ停止
- ・2次冷却系：断熱条件

● 試験結果：ポンプコーストダウン開始後、

- ・炉心出口温度が上昇し約5分後に静定
- ・1次系流量：定格流量の2%に近い値と評価

崩壊熱により早期に自然循環
が発生することを確認

著作権の関係から図を削除

16

文献：M. Favet, et al., "Natural Circulation Tests in SPX1," Proc. of International Fast Reactor Safety Meeting, 1990.



7. PFR(英)における自然循環試験

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

●主要項目

- ・定格熱出力: 670 MW (定格電気出力; 250 MW)
- ・ループ数: 3
- ・流量: 1次系; 3090 kg/s, 2次系; 2925 kg/s
- ・温度: 1次系; 550/399°C, 2次系; 540/370°C

●試験内容

- ・低出力状態から、1次系及び2次系ポンプを停止。
- ・自然循環パスを評価するデータを取得するため、1200秒でDHR起動

●試験結果

- ・S/A出口温度ピーク値: ~355°C
 - ・Inner Pool 上部最高温度: ~315°C
 - ・DHR起動後、IHX入口温度は約20°C低下
- ⇒ 自然循環による崩壊熱除去が可能

[著作権の関係から図を削除]

17

文献: R. Webster, "Convective flows during low power natural circulation experiments on the PFR," Proc. of the LMFBR Safety Topical Meeting, Vol.2, p.535-549, 1982.



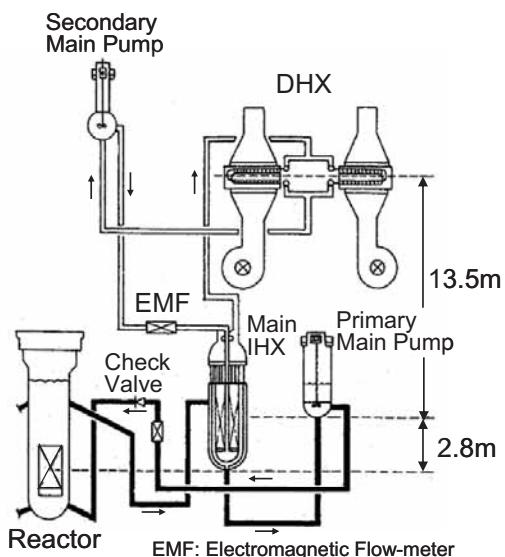
8. 「常陽」における自然循環試験 (1)

●主要項目(MK-II炉心)

- ・定格熱出力: 100 MW
- ・ループ数: 2
- ・流量: 1次系; 600 kg/s,
2次系; 600 kg/s
- ・温度: 1次系; 503/360°C,
2次系; 470/350°C

●試験条件

- ・出力100MW→崩壊熱
- ・流量: 1次系及び2次系とも100% →自然循環



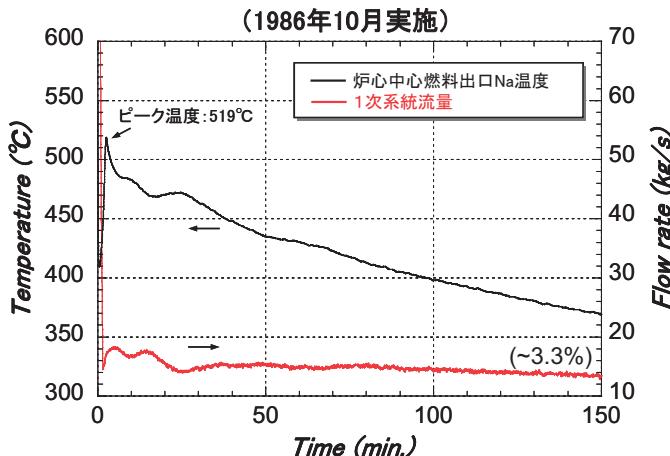
18



8. 「常陽」における自然循環試験 (2)

● 試験結果

- ・中心燃料集合体出口温度(ピーク値):
519°C (定格時以下)
 - ・1次系流量: ~3.3% 2次系流量: ~6%
- 自然循環により崩壊熱が除去される
ことを確認。



19

文献: 檜山ら, “高速炉動特性解析コードSuper-COPDによる「常陽」MK-II自然循環試験解析”, 第16回動力・エネルギー技術シンポジウム講演論文集, No.11-13(2011).pp.217-218.



9. 「もんじゅ」における自然循環試験 (1)

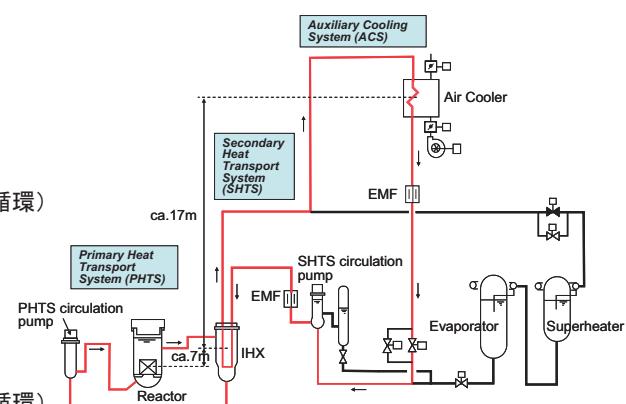
● 主要項目

- ・定格熱出力: 714 MW (定格電気出力: 280 MW)
- ・ループ数: 3
- ・流量: 1次系; 4250 kg/s
2次系; 3090 kg/s
- ・温度: 1次系; 529/397°C
2次系; 505/325°C

● 試験内容

(1) 1次冷却系自然循環予備試験

- ・初期1次系、2次系ポンプ運転(強制循環)
- ・ポンプ入熱により、温度325°C保持
- ・空気冷却器出口ナトリウム温度設定
: 270°C
- ・1次系ポンプ停止、自然循環移行



(2) 2次冷却系自然循環予備試験

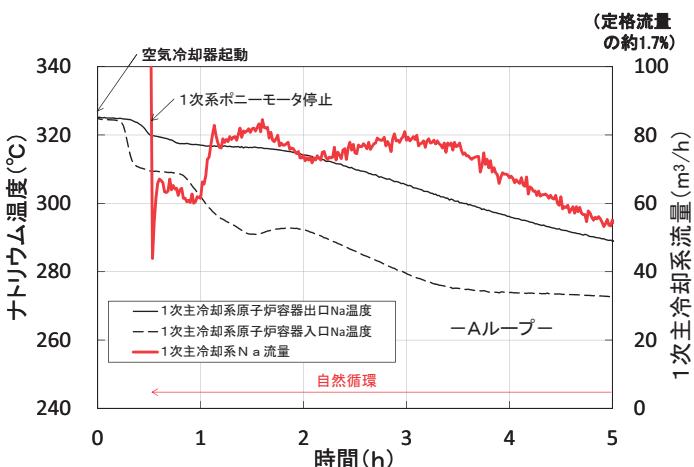
- ・初期1次系、2次系ポンプ運転(強制循環)
- ・ポンプ入熱により、1次、2次ホットレグ温度約387°C保持
- ・空気冷却器出口ナトリウム温度設定: 315°C
- ・2次系ポンプ停止、自然循環移行

20



9. 「もんじゅ」における自然循環試験 (2)

1次主冷却系自然循環予備試験
(1993年2月実施)



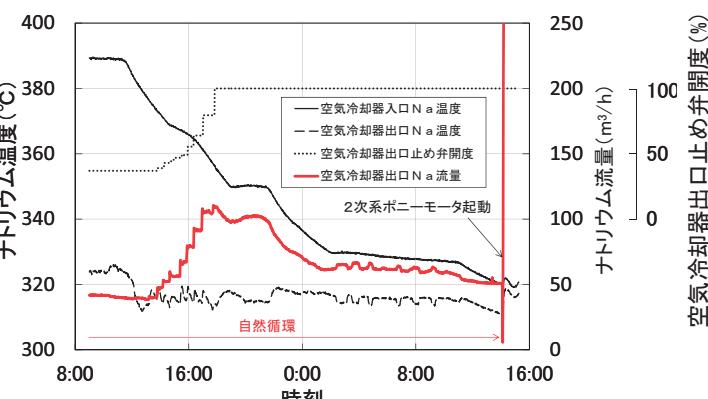
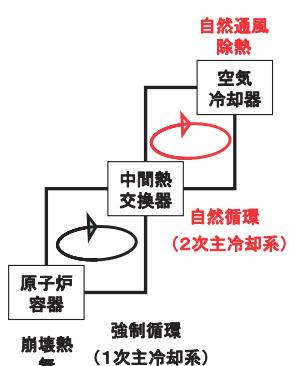
➤ ホット／コールドレグ温度差(自然循環力)に対応する流量変化を確認

21



9. 「もんじゅ」における自然循環試験 (3)

2次主冷却系自然循環予備試験
(1993年3月実施)



空気冷却器出口・入口の温度差が約35°Cの状態で
各ループに約100m³/h (2%程度) 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

22



まとめ (1)

プラント	炉型	定格熱出力 (MW)	試験初期状態	自然循環による 崩壊熱除去確認
FFTF(米)	ループ	400	定格出力運転	○
Rapsodie (仏)		20	低出力運転、定格出力運転	○
KNK-II (独)		58	部分出力運転(95%): ほぼ、定格出力運転	○
EBR II(米)	タンク	62.5	定格出力運転	○
Phenix(仏)		563	低出力状態、部分出力運転	○
SPX(仏)		3000	起動試験中	○
PFR(英)		670	低出力状態、部分出力運転	○
常陽 (日本)	ループ	100	低出力状態、定格出力運転	○
もんじゅ (日本)		714	予備試験実施済 今後出力運転中からの試験を実施予定	

23



まとめ (2)

- 崩壊熱により冷却材の自然循環が発生することを確認
 - ・全先行炉
- 自然循環による崩壊熱除去能力を有することを確認
 - ・定格出力から: FFTF, Rapsodie, (KNK-II), 常陽, EBR-II
 - ・部分出力から: Phenix, SPX, PFR
- 自然循環による崩壊熱除去能力は、高速増殖炉の固有の安全機能として、その有効性が確認されている。

24

第2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

資料2-4改

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結果について

初版:平成23年7月27日

改訂:平成23年9月30日

(資料3-2を反映)



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



目次

1. 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
2. 基本解析
3. ナトリウム自然循環成立の分析
4. 各種条件解析
5. もんじゅ(実機)におけるナトリウム自然循環試験
6. まとめ
- 参考

2



1. 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

➤ 原子炉運転中に地震発生と同時に外部電源が喪失した場合、原子炉が自動停止し、非常用ディーゼル発電機により給電される。その後、津波の規模によっては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」は長期にわたるナトリウム自然循環運転によって炉心の崩壊熱を除去できる設計となっていることを示す。

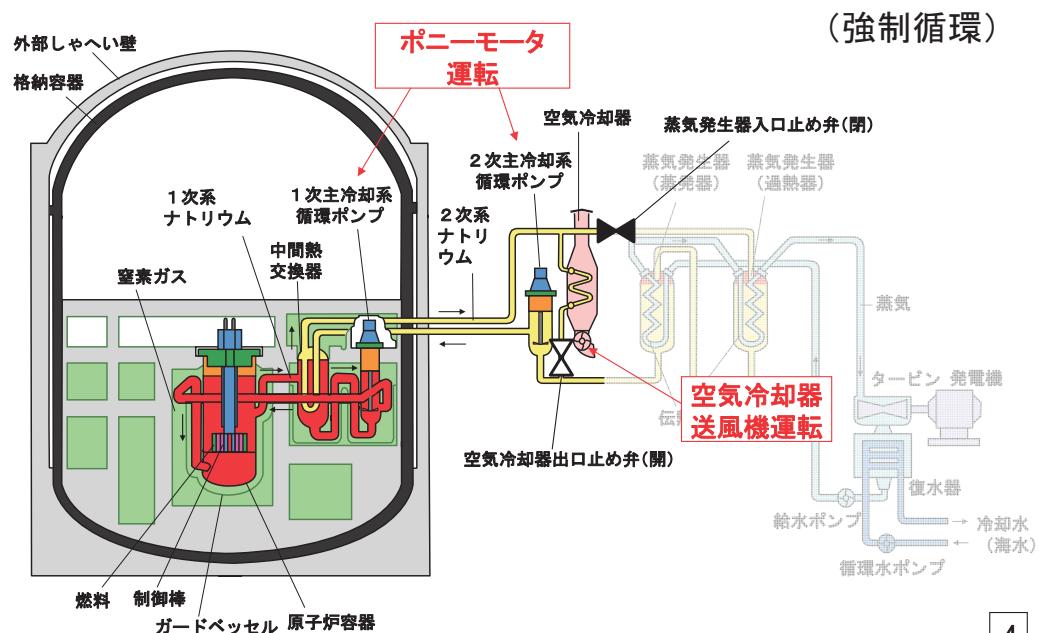
- ①津波来襲時の事象推移に沿った解析を実施し、炉心の冷却性及び低温停止に至ることを示す(基本解析)。
- ②ナトリウム自然循環に必要な構成要素を抽出し、長期にわたつた自然循環成立性可否に影響する想定分析する。
- ③プラント初期状態、津波来襲時間など、自然循環成立の解析条件を変化させた場合の影響を評価する(各種条件解析)。

3



1. 津波来襲時の炉心冷却検討方針(もんじゅの炉心冷却1/2)

外部電源喪失(「運転時の異常な過渡変化」)時の炉心冷却

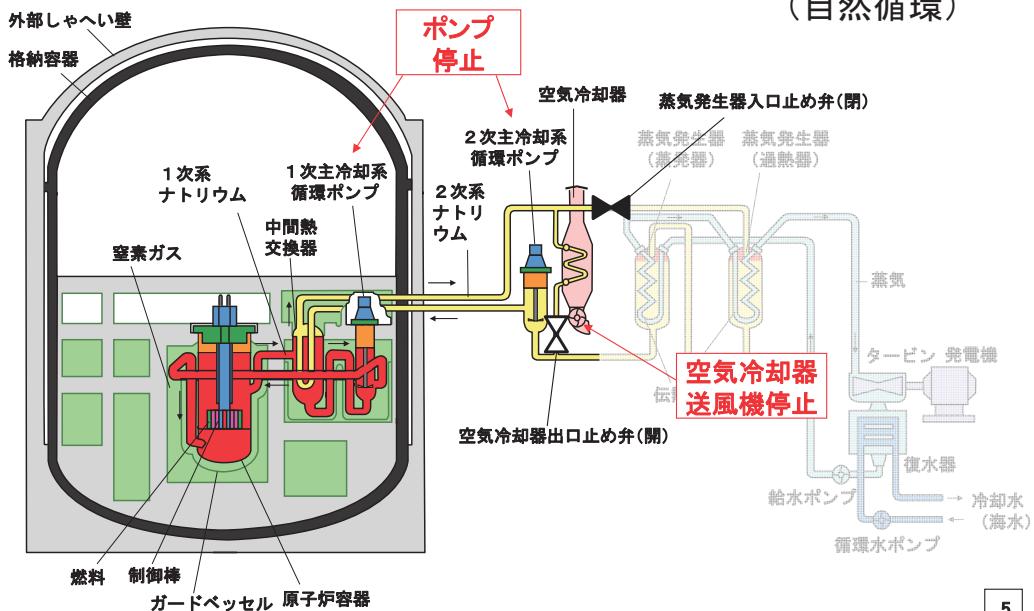


4

JAEA 1. 津波来襲時の炉心冷却検討方針(もんじゅの炉心冷却2/2)

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)

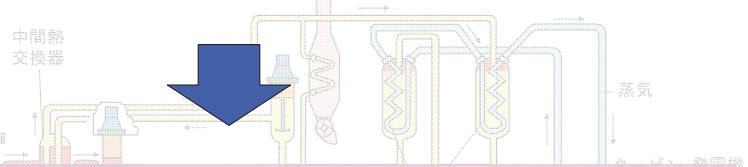


5

JAEA 2. 基本解析(使用解析コード1/2)

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。



* : 解析コードの検証については、参考に示す。

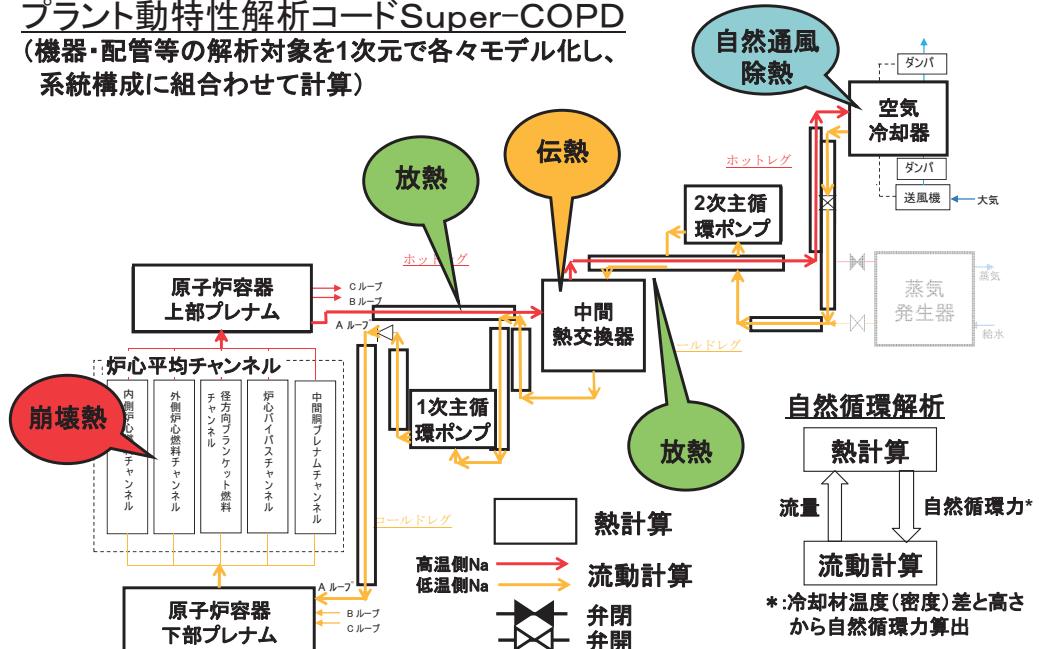


6

The logo of the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is located in the bottom right corner. It consists of the letters "JAEA" in white, bold, sans-serif font, enclosed within a blue oval shape.

2. 基本解析(使用解析コード2/2)

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)

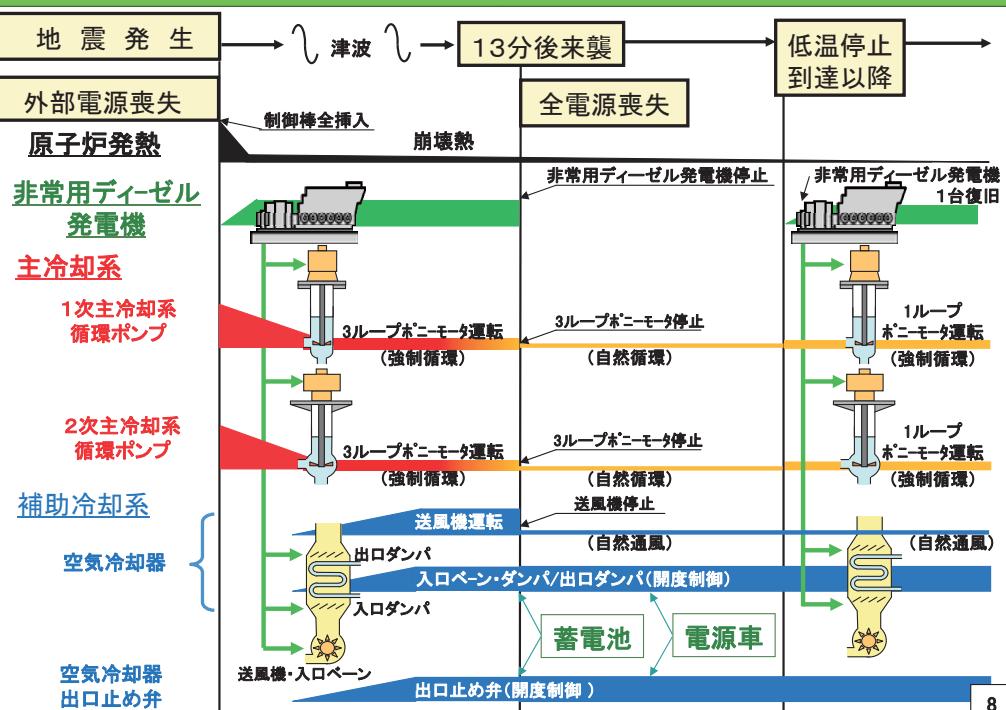


自然循環解析モデル概念図

7

The logo of the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is located in the bottom right corner. It consists of the letters "JAEA" in a bold, white, sans-serif font, enclosed within a blue circular emblem. The emblem features a stylized sun-like symbol at the top right and a wavy pattern at the bottom.

2. 基本解析(事象推移設定)



8



2. 基本解析(主な解析条件)

➤ 地震発生前

- ・性能試験終了後、本格運転開始直後(定格出力運転中)を想定

➤ 地震発生直後(0分)

- ・地震とともに外部電源喪失(非常用ディーゼル発電機起動⇒交流電源供給)
 - ・制御棒は全数挿入⇒原子炉自動停止
 - ・1次系・2次系はポンピング運転と空気冷却器起動で強制循環による崩壊熱除去

➤ 津波来襲後(13分後)

- ・非常用ディーゼル発電機停止(全交流電源喪失)
 - ・自然循環による崩壊熱除去

低温停止到達以降

- ・非常用ディーゼル発電機1台復旧で1ループの1次系・2次系ポンピング運転開始(強制循環再開)

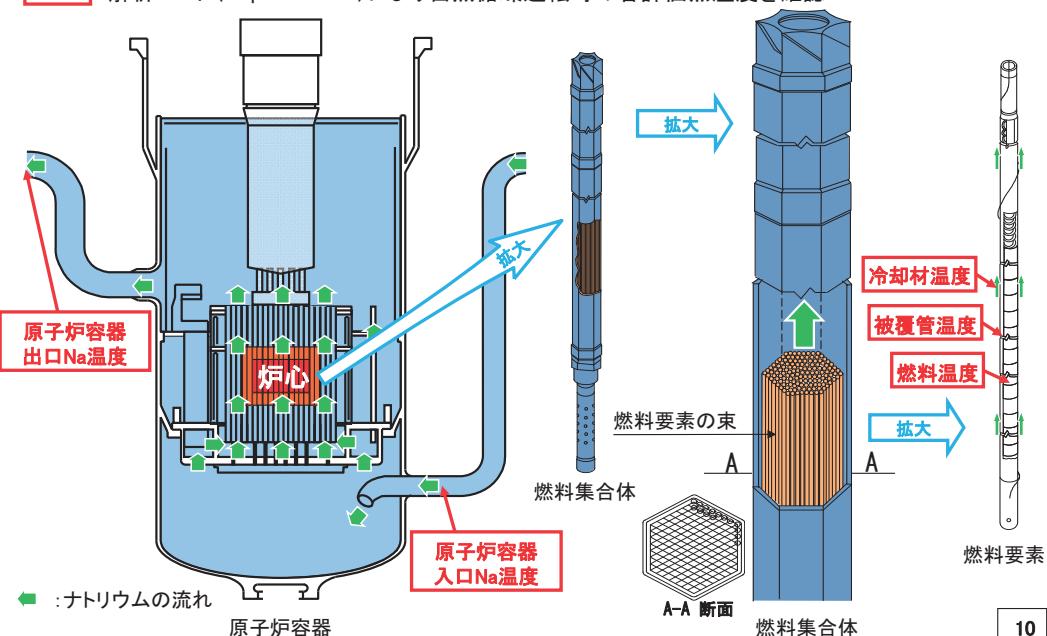
*低温停止:1次冷却材温度250°C以下

9



2. 基本解析(解析における温度評価点)

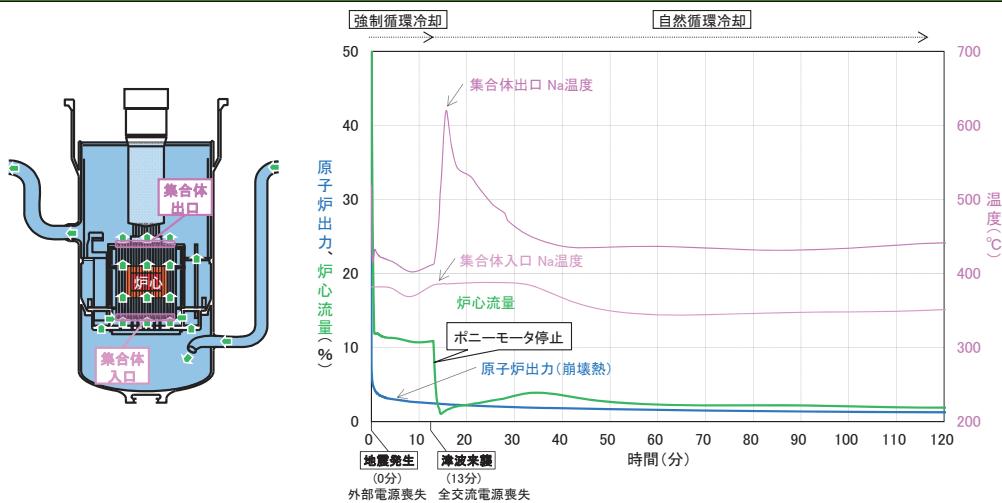
 : 解析コード(Super-COPD)により自然循環運転時の各評価点温度を確認



10



2. 基本解析(解析結果1/4)



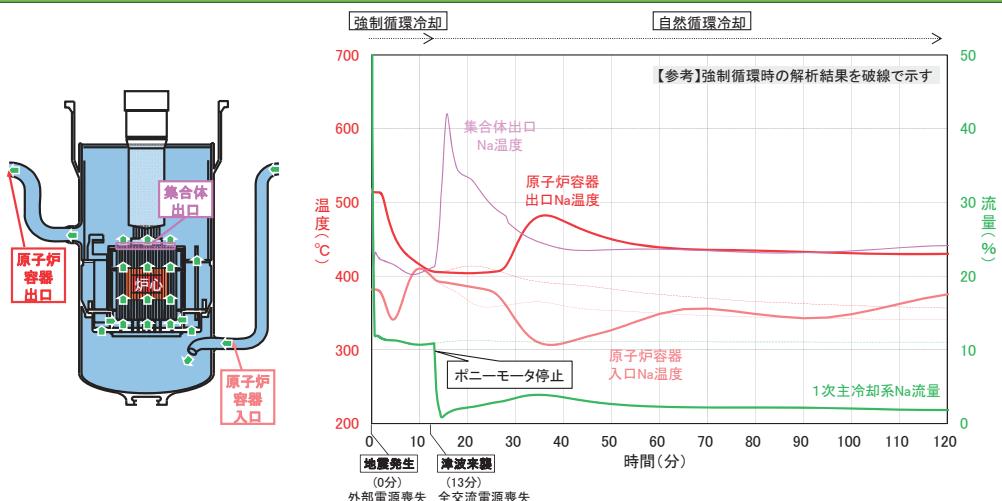
原子炉出力(崩壊熱)変化、及び、炉心流量変化

- 原子炉出力(崩壊熱)は停止後急速に減少し、1時間で定格の2%以下(1日で定格の1%以下)。
- 全交流電源喪失により1次系、2次系の循環ポンプは停止するが、自然循環で炉心流量は1時間後で定格の2%程度(低温停止まで定格の2%弱で推移する)。

11



2. 基本解析(解析結果2/4)



原子炉容器出入口ナトリウム温度変化

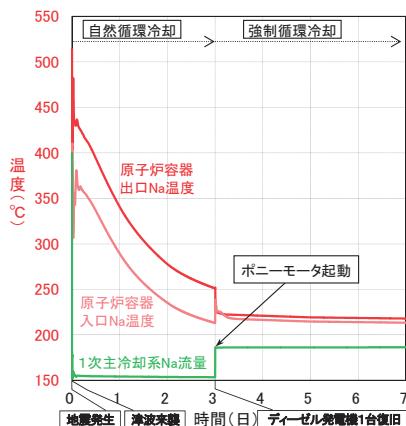
- 強制循環時(ポンピング運転時)に比べて、自然循環時の流量は 1/5 程度(1時間後)。
- 強制循環時に比べて、自然循環時の原子炉容器の出入口Na温度変化は大きくなるが、次第に落ちていく。

12

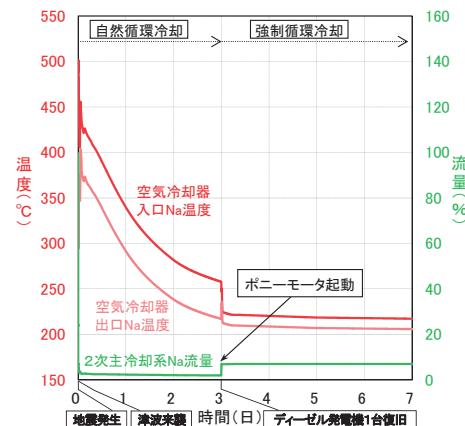


2. 基本解析(解析結果3/4)

1次主冷却系



2次主冷却系



1次系・2次系ボニーモータ再起動ループ

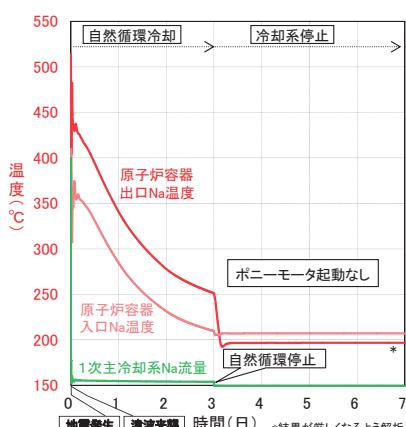
- 自然循環により約3日で低温停止(250°C以下)となる。
- 低温停止での1次系・2次系ボニーモータ起動(空気冷却器は自然通風冷却)により、出入口温度差は小さくなる。

13

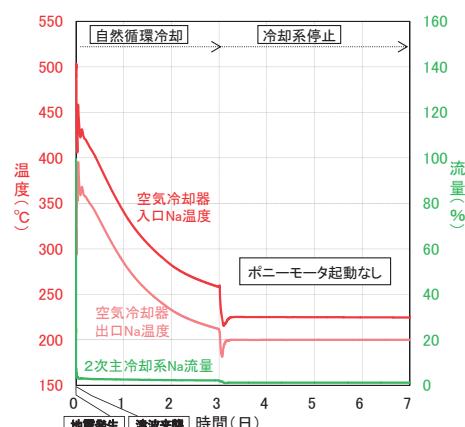


2. 基本解析(解析結果4/4)

1次主冷却系



2次主冷却系



1次系・2次系ボニーモータ再起動しないループ

- ボニーモータの起動しないループでは1次系逆止弁により1次系の流れが停止する。

14



2. 基本解析(解析結果のまとめ)

	最高温度(°C)					低温停止 (1次冷却材温度 <250°C)
	燃料	被覆管	炉心部 Na	原子炉容器 出口Na	原子炉容器 入口Na	
地震発生直後 (~13分)	約1990	約620	約610	約510	約410	・自然循環 (約3日間) で低温停止
全交流電源喪失後 (13分~)	約680	約670	約670	約480	約410	・1ループ強制循環でも 低温停止維持可能
「事故」評価の 判断基準	炉心は大きな損傷に至ることなく、 かつ十分な冷却が可能であること		<650		<650	
「運転時の異常な過渡変化」評価の 判断基準	融点以下 <2650	<830	沸点未満 <920(目安)	<600	<588	

- 炉心の各部温度、原子炉容器出口Na及び入口Na温度は、「運転時の異常な過渡変化」の判断基準をも下回るので、炉心及び原子炉バウンダリの健全性が損なわれることはない
- 自然循環冷却により低温停止に至り、1ループ強制循環により低温停止維持できる

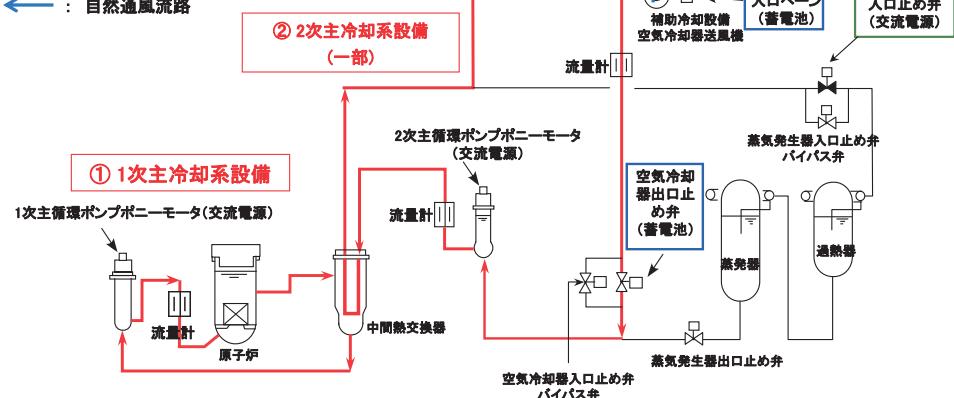
15



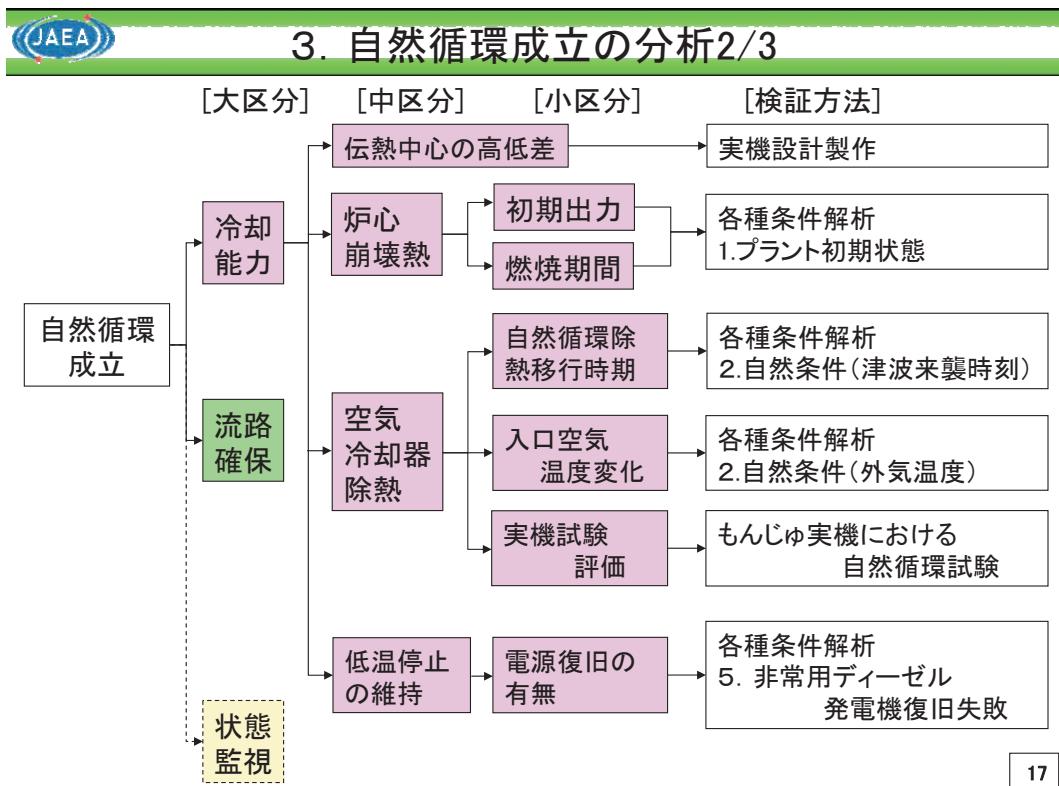
3. 自然循環成立の分析1/3

自然循環運転に必要な設備

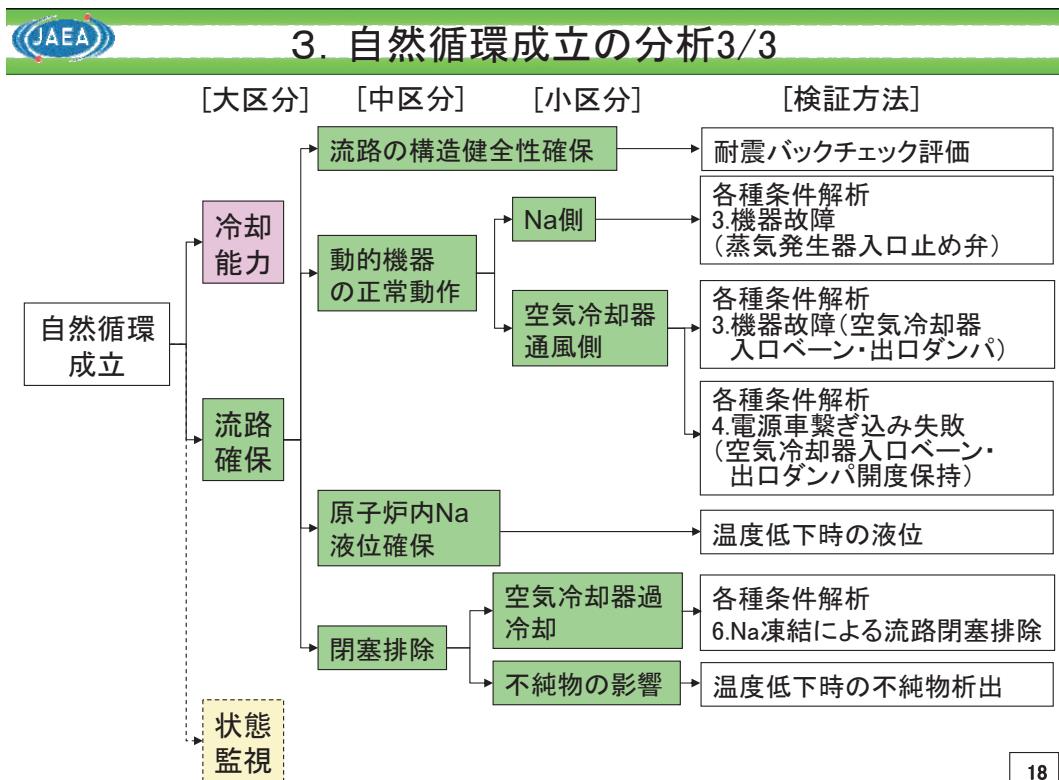
- : 自然循環運転に必要な設備(全交流電源喪失時においても蓄電池により動作可能)
- : 崩壊熱除去流路形成に必要な設備(交流電源により動作可能)
- ← : 自然循環流路
- ← : 自然通風流路



16



17



18

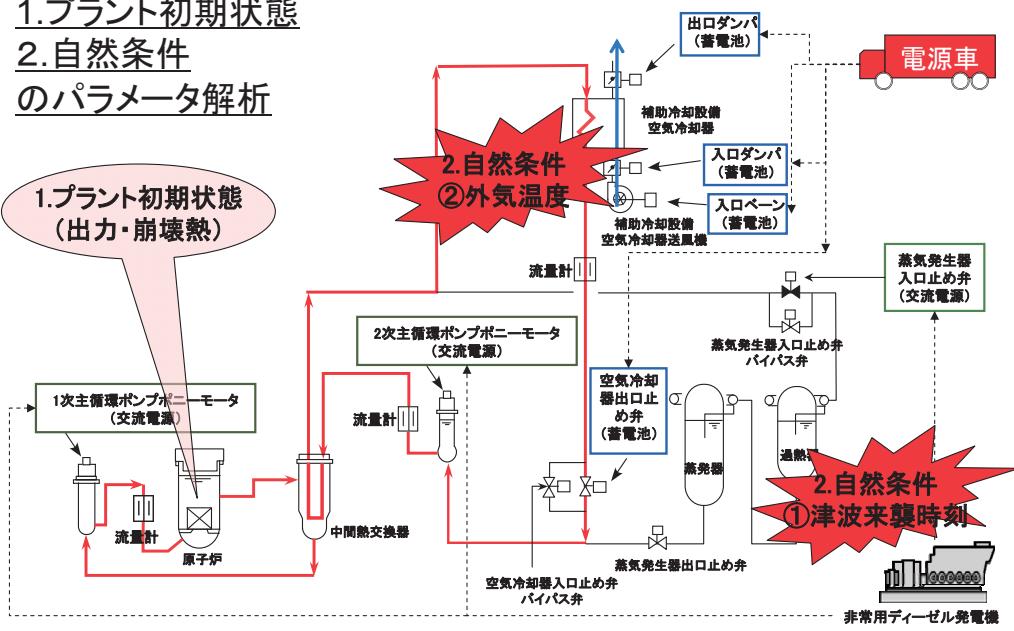


4. 各種条件解析(解析条件1/4)

1. プラント初期状態

2. 自然条件 のパラメータ解析

1. プラント初期状態
(出力・崩壊熱)

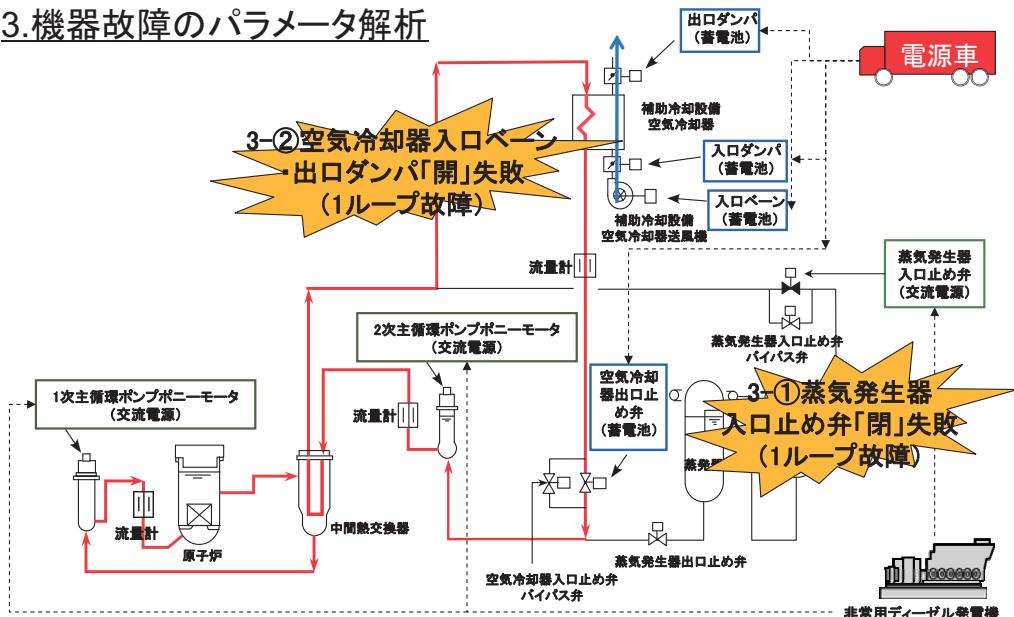


19



4. 各種条件解析(解析条件2/4)

3. 機器故障のパラメータ解析



20

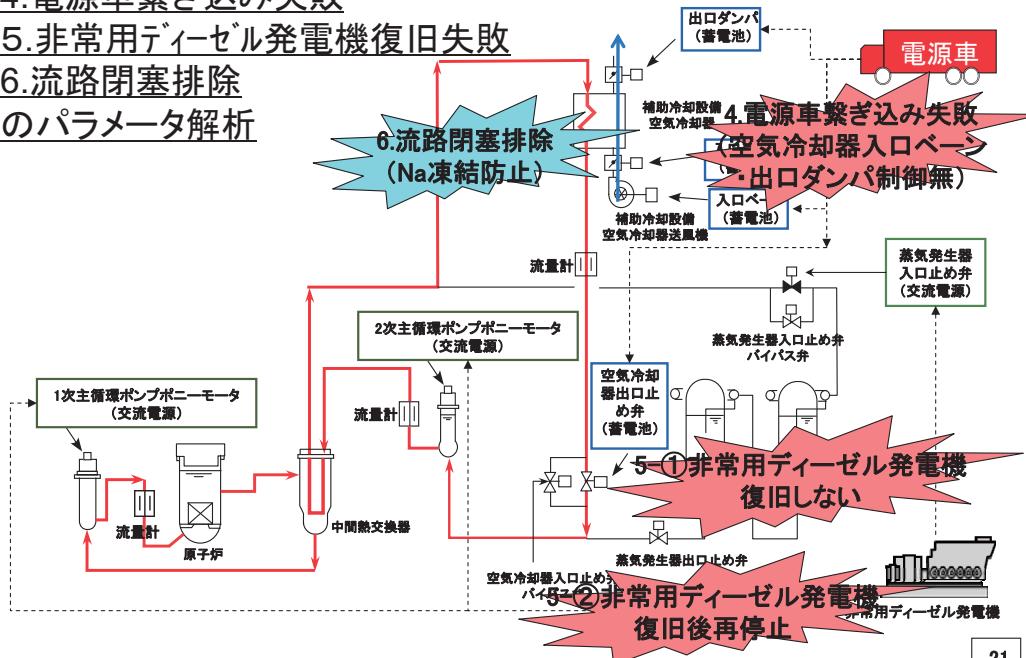


4. 各種条件解析(解析条件3/4)

4. 電源車繋ぎ込み失敗

5. 非常用ディーゼル発電機復旧失敗

6. 流路閉塞排除 のパラメータ解析



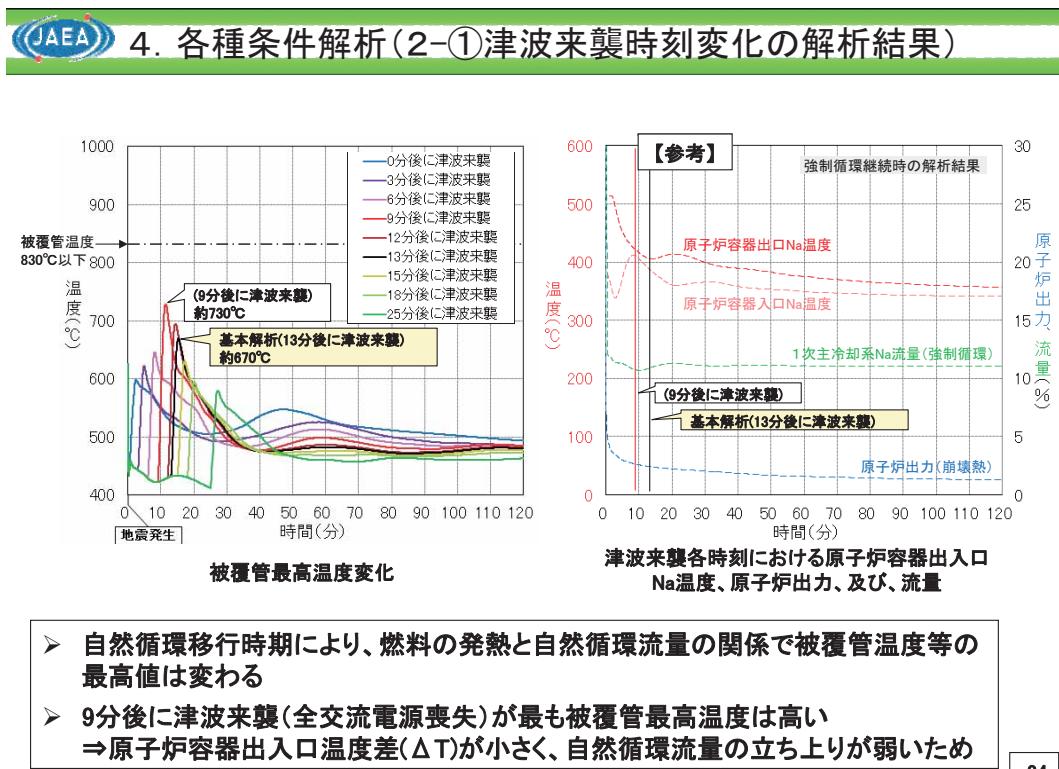
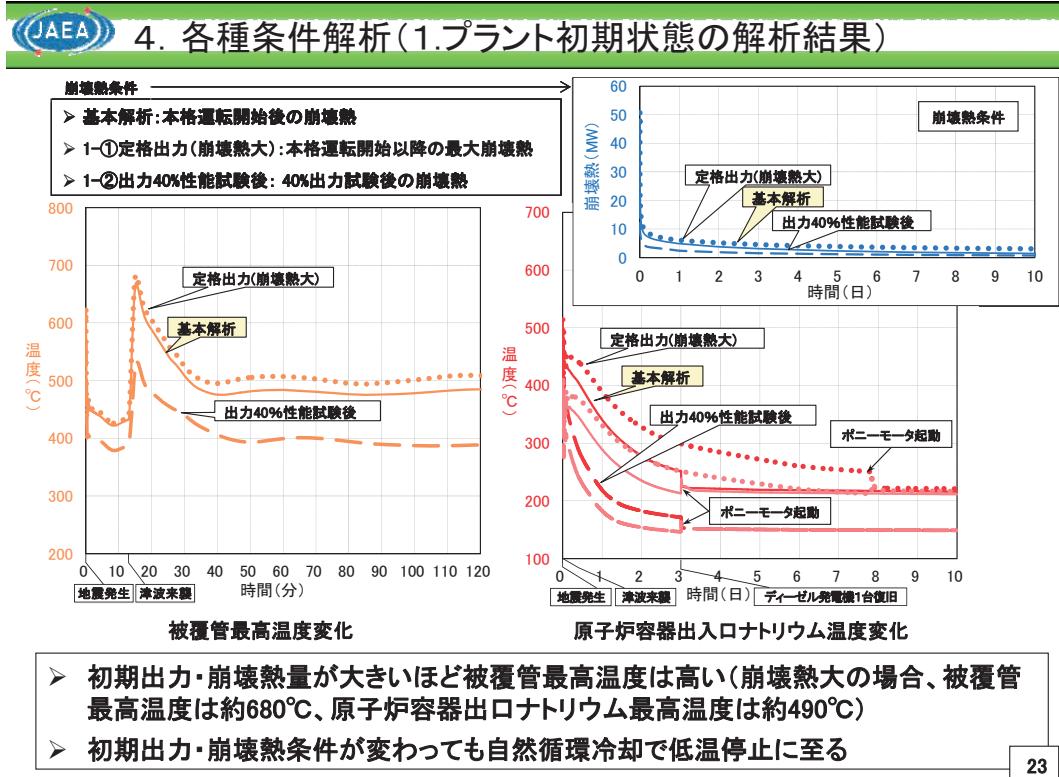
21



4. 各種条件解析(解析条件4/4)

項目	解析ケース名	各種条件解析 (基本解析をベースに解析条件変更)	基本解析
1. プラント初期状態	1-① 定格出力(崩壊熱大)	崩壊熱: 大	崩壊熱: 本格運転開始後
	1-② 出力40%	崩壊熱: 出力40%性能試験後	
2. 自然条件	2-① 津波来襲時刻	0~25分後(3分間隔)	13分後
	2-② 外気温度	-10°C、40°C	20°C
3. 機器故障	3-① 1ループの蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗	1ループ「閉」失敗 (自然循環流路不成立)	「閉」 (自然循環流路成立)
	3-② 入口ベーン出口ダンパー「閉」失敗	1ループ「開」失敗 (自然通風流路不成立)	制御「開」 (自然通風流路成立)
4. 電源車繋ぎ込み失敗	4-① 電源車繋ぎ込み失敗	空気冷却器入口ベーン 出口ダンパ開度制御無	空気冷却器入口ベーン 出口ダンパ開度制御
5. 非常用ディーゼル発電機復旧失敗	5-① 復旧しない	復旧しない	1台復旧
	5-② 復旧後再停止	1台復旧後再停止	復旧後運転継続
6. 閉塞排除	6-① Na凍結による 流路閉塞排除	低温停止後、空気冷却器入口 ベーン・出口ダンパ手動閉	空気冷却器入口ベーン 出口ダンパ開度制御

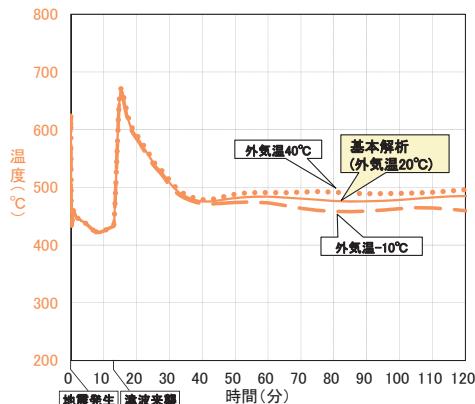
22



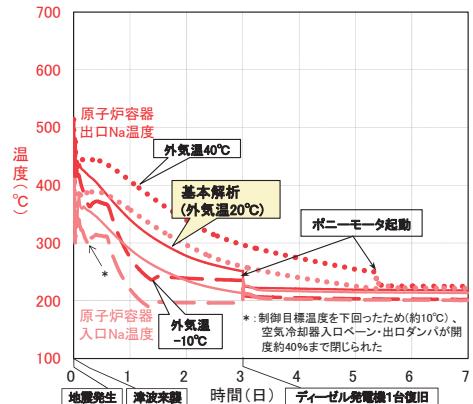


4. 各種条件解析(2-②)外気温度変化の解析結果)

敦賀特別地域観測所
最高気温:37.1°C(統計期間1941~2004年)
最低気温:-10.9°C(1904年、統計期間1898~2004年)
出典:高速増殖炉研究開発センター原子炉設置許可申請書・第2.2-2表(1)気象概表。



被覆管最高温度変化



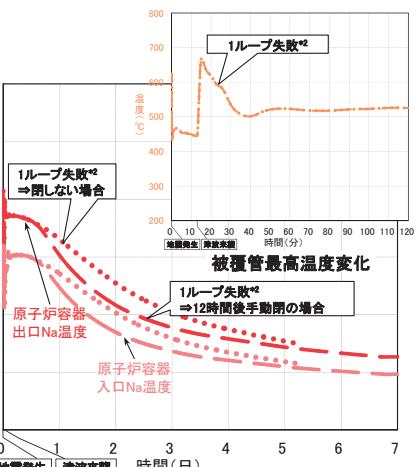
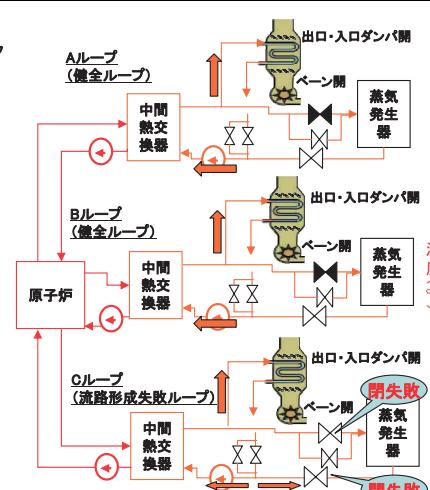
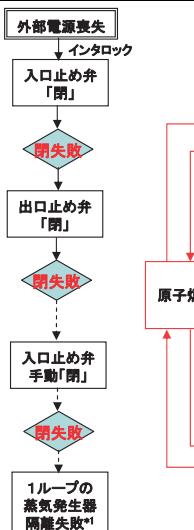
原子炉容器出入口ナトリウム温度変化

- 外気温条件(空気冷却器除熱力)が変わっても、被覆管最高温度、原子炉容器出入口ナトリウム最高温度は基本解析結果と変わらない
- 外気温条件は冷却材の降温速度に影響するが、自然循環冷却によって低温停止に至る

25



4. 各種条件解析 (3-①)蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗(1ループ)の解析結果)



*1: 蒸気発生器隔離に失敗しても、全電源喪失信号(13分後)により、空気冷却器の入口ペーン、出口・入口ダンバ、止め弁はそれぞれ開き、空気冷却器側の流路は形成される。

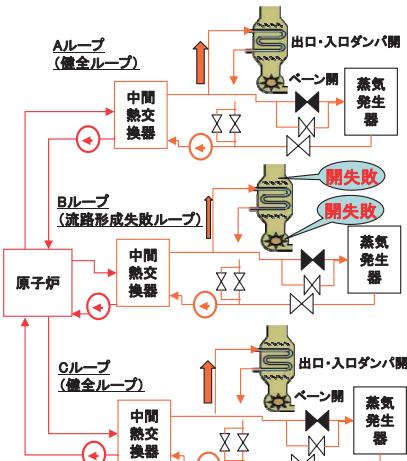
*2: 基本解析をベースとして、当該条件を失敗にした解析結果

- 蒸気発生器入口止め弁「閉」に失敗しても、蒸気発生器出口止め弁が「閉」となり、自然循環に必要な流路が形成される(但し、入口止め弁は、弁駆動部の保温材を取り外し、手動により閉可能)
- 敢えて、蒸気発生器入口・出口止め弁の両方とも「閉」失敗(1ループ)と仮定しても、他の2ループの自然循環冷却により低温停止に至ることができる

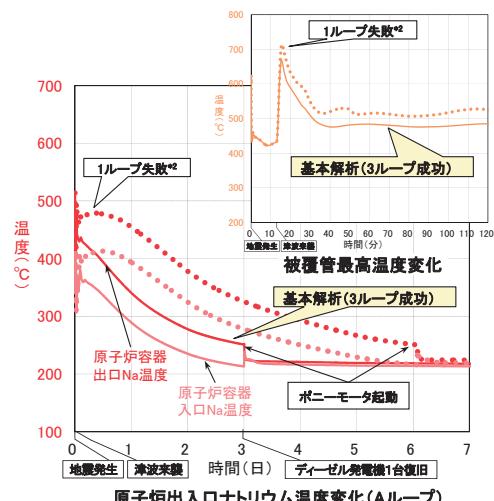
26



4. 各種条件解析 (3-②)空気冷却器入口ベーン・出口ダンパ「閉」失敗(1ループ)の解析結果)



*1: 地震・外電源喪失による原子炉トリップにより空気冷却器は起動するが、この時、入口ベーン・出口ダンパが開かなかつたものとした。



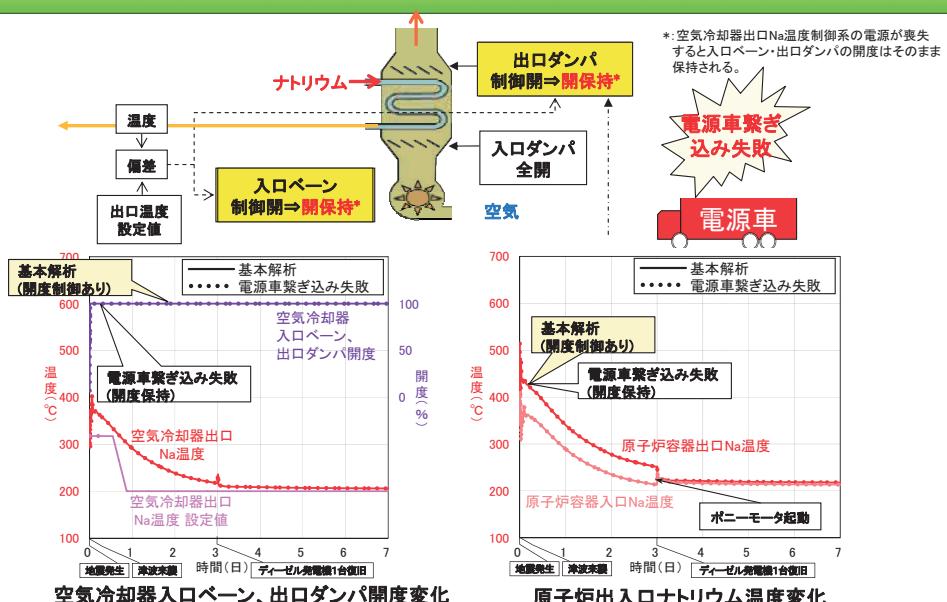
*2: 基本解析をベースとして、当該条件を失敗にした解析結果

- 空気冷却器入口ベーン・出口ダンパは、常に使える直流電源で動作し、手動でも開閉可能であるが、それでも「閉」失敗を仮定した場合、空気冷却器による自然通風冷却による除熱が行えなくなる
- 空気冷却器入口ベーン・出口ダンパ「閉」失敗(1ループ)を仮定しても、他の2ループの自然循環冷却により低温停止に至ることができる

27



4. 各種条件解析(4.電源車繋ぎ込み失敗の解析結果)

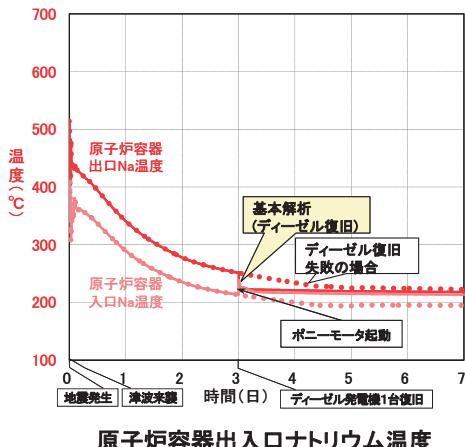


- 基本解析では、空気冷却器出口Na温度は、設定値を下回ることなく空気冷却器入口ベーン・出口ダンパは全開状態で継続される
- 電源車繋ぎ込み失敗の場合、蓄電池が喪失した時点(約8時間後)の空気冷却器入口ベーン・出口ダンパの開度は保持され、結果として全開状態となり、基本解析と同じ結果となる

28



4. 各種条件解析 (5-①非常用ディーゼル発電機復旧しない解析結果)

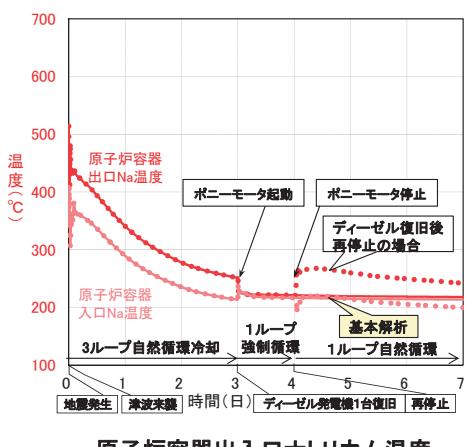


- 低温停止後の非常用ディーゼル発電機復旧しない(強制循環に戻さない)場合でも、低温停止状態を維持できる

29



4. 各種条件解析 (5-②非常用ディーゼル発電機復旧後再停止の解析結果)



- 非常用ディーゼル発電機が再停止し1ループ自然循環※に入っても、崩壊熱は低く過度の温度上昇は無い

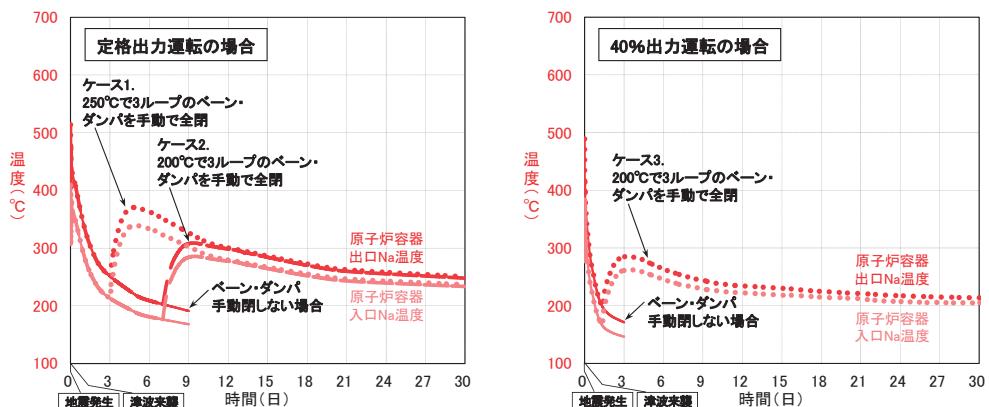
※残り2ループは1ループ強制循環時の逆止弁開による循環停止が継続

30



4. 各種解析条件 (6.Na凍結による流路閉塞排除の解析結果)

低温停止後、空気冷却器の入口ペーン及び出入口ダンパを手動で閉止



原子炉容器出入口ナトリウム温度変化

- 空気冷却器入口ペーン・出口ダンパ手動開閉により冷却材の降温を遅らせることは可能
- 冷却材温度変化は緩慢であり、手動開閉に時間余裕がある。閉塞しないよう非常用ディーゼル発電機の復旧等による予熱ヒータの電源確保にも時間余裕がある

31



4. 各種条件解析(解析結果のまとめ1/2)

項目	解析ケース名	最高温度(°C)(全交流電源喪失後)				
		燃料	被覆管	炉心部Na	原子炉容器出口Na	原子炉容器入口Na
1.プラント初期状態	1-① 定格出力(崩壊熱大)	約700	約680	約680	約490	約400
	1-② 出力40%	約540	約530	約530	約410	約380
2.自然条件	2-① 津波来襲時刻(9分後)	約740	約730	約730	約490	約410
	2-② 外気温度(40°C)	約690	約670	約670	約480	約400
3.機器故障	3-① 1ループの蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗	約680	約670	約670	約510	約410
	3-② 1ループの空気冷却器入口ペーン出口ダンパ「閉」失敗	約730	約710	約710	約500	約440
4.電源車繋ぎ込み失敗	4-① 電源車繋ぎ込み失敗	約680	約670	約670	約480	約400
5.非常用ディーゼル発電機復旧	5-① 復旧しない	約680	約670	約670	約480	約400
	5-② 復旧後再停止	約680	約670	約670	約480	約400
6.閉塞排除	6-① Na凍結による流路閉塞排除	約680	約670	約670	約480	約400
「事故」評価の判断基準		炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能であること			<650	<650
「運転時の異常な過渡変化」評価の判断基準		融点以下 <2650	<830	沸点未満 <920(自安)	<600	<588

(注)流路の構造健全性は確保されていることを前提

32



4. 各種条件解析(解析結果のまとめ2/2)

項目	解析ケース名	低温停止
1. プラント初期状態	1-① 定格出力(崩壊熱大)	・自然循環(約8日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
	1-② 出力40%	・自然循環(約1日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
2. 自然条件	2-① 津波来襲時刻(9分後)	・自然循環(約3日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
	2-② 外気温度(40°C)	・自然循環(約5日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
3. 機器故障	3-① 1ループの蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗	・自然循環(約5日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
	3-② 1ループの空気冷却器入口ベーン出口ダンパ「開」失敗	・自然循環(約6日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
4. 電源車繋ぎ込み失敗	4-① 電源車繋ぎ込み失敗	・基本解析結果と変わらない
5. 非常用ディーゼル発電機復旧	5-① 復旧しない	・3ループ自然循環で低温停止を維持可能
	5-② 復旧後再停止	・再停止による1ループ自然循環で低温停止を維持可能
6. 閉塞排除	6-① Na凍結による流路閉塞排除	・閉塞するまでに時間余裕があり、低温停止を維持可能

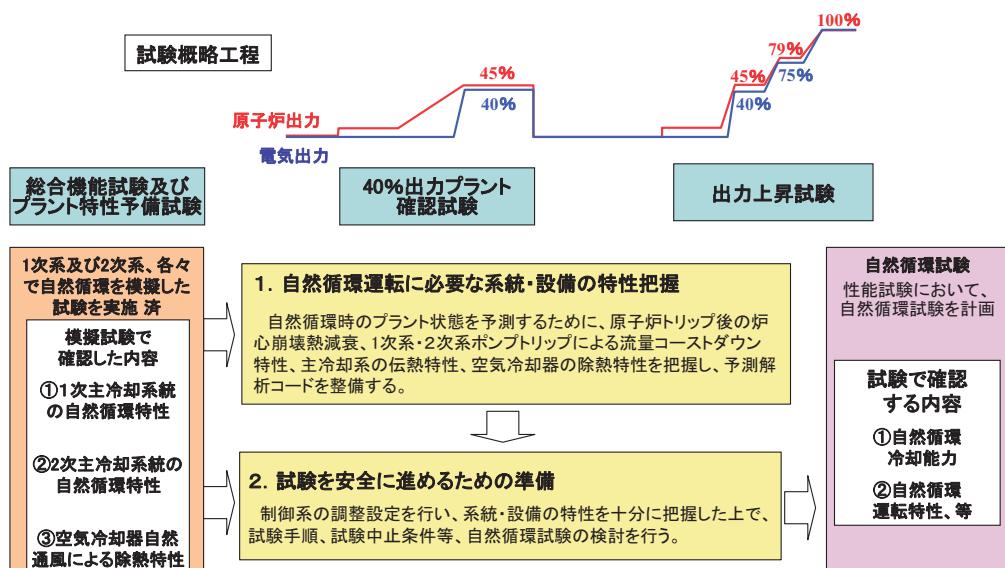
➢ 流路の構造健全性は確保されることを前提として、自然循環冷却に影響する解析条件を変化させても、「運転時の異常な過渡変化」評価の判断基準をも下回り、低温停止に至ることを確認

➢ 空気冷却器ベーン・ダンパ手動開閉により、冷却材温度低下は緩やかとなり凍結せず低温停止を維持可能

33



5. もんじゅ(実機)における自然循環試験1/2



➢ 性能試験において、自然循環運転に必要な系統・設備の特性を十分に把握するとともに、制御系の調整を済ませた上で、自然循環試験の実施を計画している

34



5. もんじゅ(実機)における自然循環試験2/2

試験方法(案)

試験開始前のプラント状態

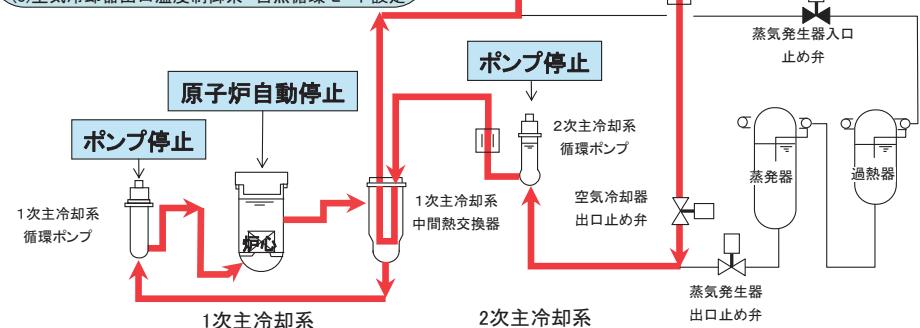
(1)出力運転中

試験操作

(1)原子炉手動トリップ

(2)1次系・2次系循環ポンプボニーモータ停止
補助冷却設備空気冷却器用送風機停止

(3)空気冷却器出口温度制御系 自然循環モード設定

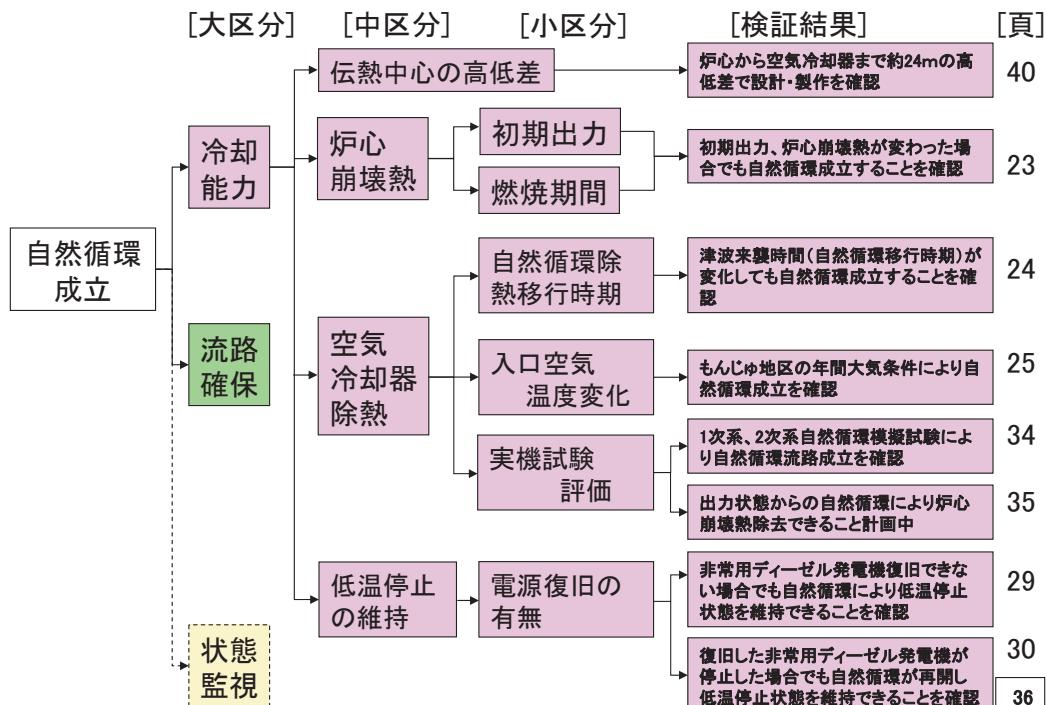


- 試験(計画中)は、出力運転中に原子炉手動トリップにより原子炉自動停止させ、3ループの1次系・2次系循環ポンプ停止、空気冷却器送風機停止により、自然循環運転に移行し、冷却能力及び運転特性を把握

35

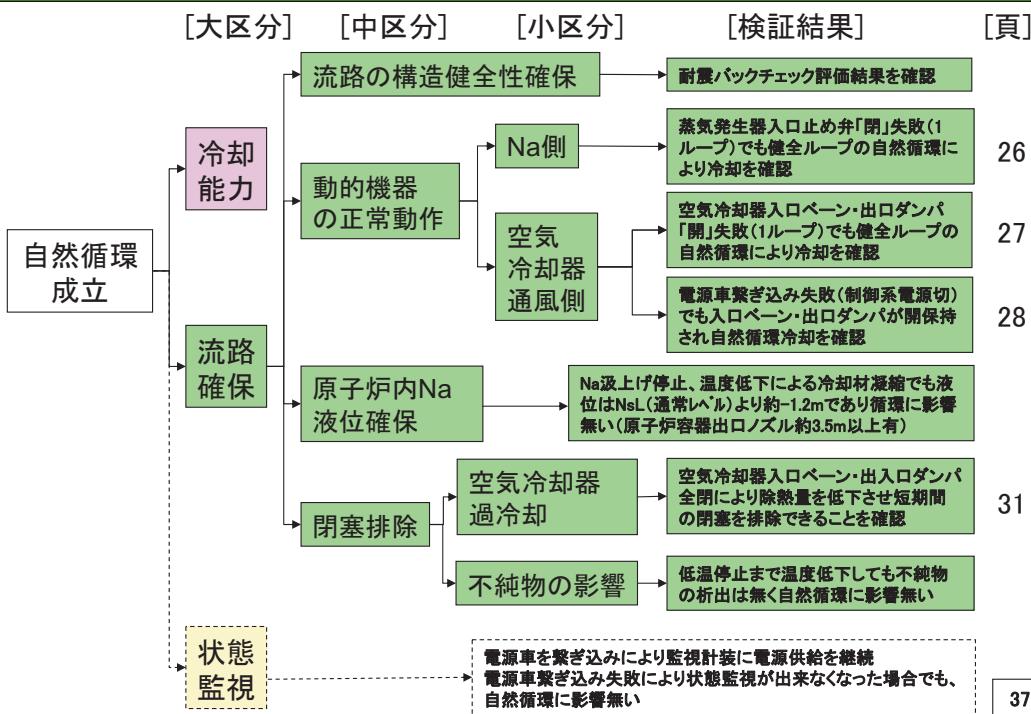


6. まとめ(自然循環成立の分析結果1/2)





6. まとめ(自然循環成立の分析結果2/2)



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、以下を確認し、「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した。

- ①津波来襲時の事象推移に沿った解析を実施し、ナトリウム自然循環によって炉心が冷却され低温停止に至ることを確認した。
- ②ナトリウム自然循環成立の要因を分析し、自然循環による冷却の成立性可否に影響する想定を洗い出した。
- ③冷却能力及び流路確保に影響する各種条件解析の結果、ナトリウム自然循環により炉心及び原子炉バウンダリの健全性は確保され、低温停止に至ることを確認した。



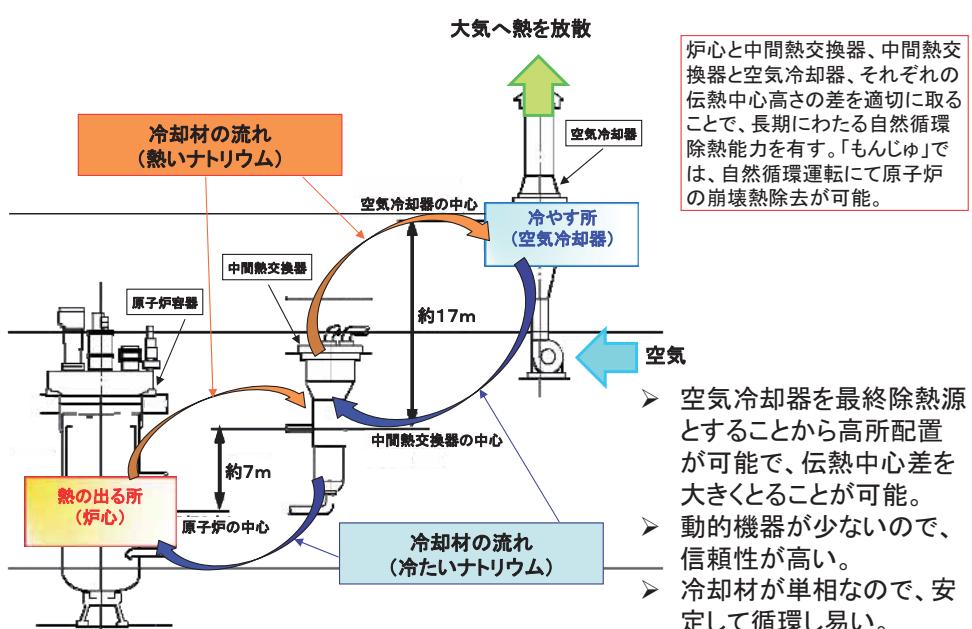
参考

以下、参考資料

39



参考：自然循環除熱能力を有した設計

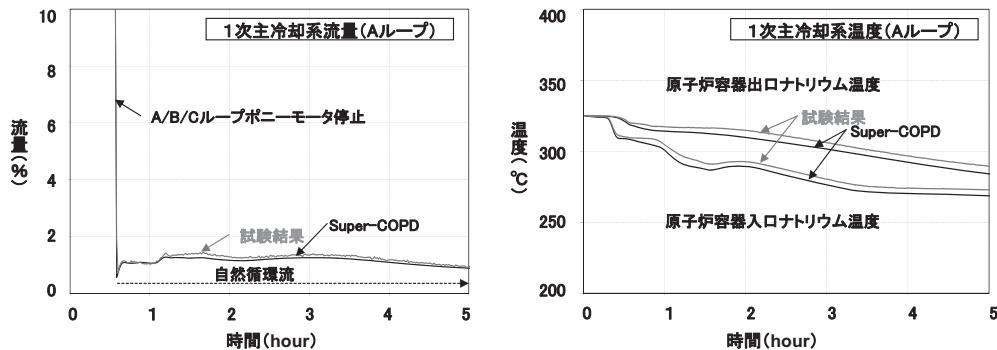


40



参考: 解析コードの検証1/3

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



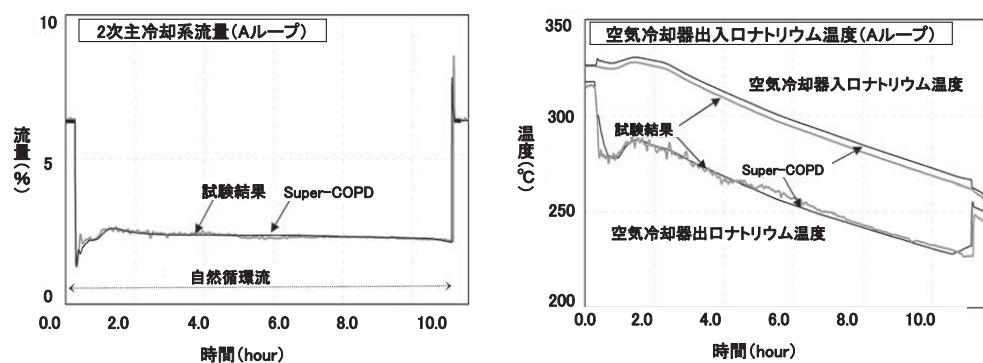
▶ 1次主冷却系自然循環解析モデル(機器配管高低差／系統流動圧損)を検証

41



参考: 解析コードの検証2/3

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

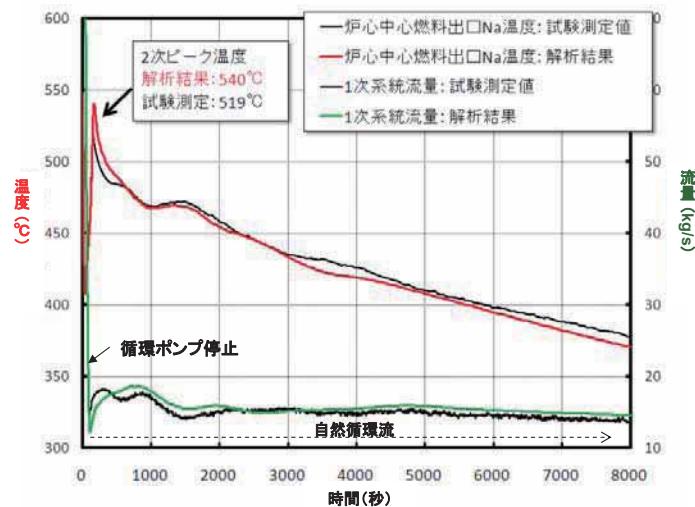


▶ 2次主冷却系自然循環解析モデル(機器配管高低差／系統流動圧損)を検証

42



参考: 解析コードの検証3/3

「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

43

**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
第3回審議の議事概要**

平成23年11月4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事務局

開催日時：平成23年9月30日（金）12:30～14:30

開催場所：敦賀本部 アトムプラザ2F アトムホール

出席者：
委員長 片岡 純 大阪大学大学院 工学研究科 機械工学専攻 教授
委員 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
委員 野口 和彦 三菱総合研究所 研究理事
委員 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4名（五十音順）

（欠席 宇根崎 博信委員 京都大学原子炉実験所 原子力基礎工学研究部門 教授）

文部科学省 西條 正明 核燃料サイクル室長
原子力機構 野村 茂雄 理事・敦賀本部長代理
近藤 悟 高速増殖炉研究開発センター 所長
弟子丸 剛英 高速増殖炉研究開発センター 技術部長

議事概要：

①第2回審議の議事概要（案）

事務局から、第2回審議の議事概要（案）を説明し、議事概要として了承された。

②委員のご意見に対するご回答について

事務局から、第2回委員会での委員からのご意見に対して回答した。原子炉の自然循環による冷却で、使用可能なループ（系統）が減少した場合の冷却能力、その他各種条件解析の重ね合わせの結果、コンクリート温度の上昇と強度等について説明した。

委員からは、全交流電源喪失時に「もんじゅ」では、一定の条件下で冷却材の自然循環により炉心の除熱ができる事を示したこと、またパラメーターを幅広く振った検討で時間余裕等を把握できたことは、危機管理の観点でも、この委員会の大きな成果であるという意見があった。

これに対して機構から、福島第一原子力発電所事故を踏まえ、解析などの検討結果を基に、緊急時のマニュアルに適宜反映していること、また、訓練も実施していることを説明するとともに、さらに訓練を積んで行くことを回答し、了解された。

③福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の炉外燃料貯蔵槽冷却検討結果について

原子力機構から、福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の炉外燃料貯蔵槽冷却について、ナトリウム自然循環成立の要因を分析したこと、及び以下について説明した。

①津波来襲時の事象推移に沿った解析の結果、ナトリウムの自然循環によって使用済燃料の崩壊熱が除去され、炉外燃料貯蔵設備の健全性が確保されること。

②冷却能力及び流路確保に影響する各種条件解析においても、ナトリウムの自然循環により、使用済燃料の冷却性及び炉外燃料貯蔵設備の健全性が確保されること。

委員からは、

- ・ 万一計装用電源がなくなった場合の対処
- ・ 空気冷却器のベン、ダンパ手動開閉時の現場へのアクセス性
- ・ 3次元詳細解析の結果の1次元モデルへの反映

について質問がなされ、これらについて回答し、了解された。

なお、委員からは、まとめでは全体の解析概要が理解できるようにするなど資料改善の助言があり、公開報告書としてまとめる際に反映することを回答し、了承された。

④福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の燃料池冷却検討結果について

原子力機構から、福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の燃料冷却について、以下を確認し、福島第一原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時にも燃料池は使用済燃料の崩壊熱を除去できる設備となっていることを説明した。

○使用済燃料池は、水位低下や水温上昇に影響する各種条件解析を行い、全交流電源が喪失した場合、そのままの状態でも、缶詰缶の頂部が露出するまでに2ヶ月以上の猶予があり、この間の水温は約70°C程度までしか上昇しないこと。

委員からは、燃料池の水が蒸発して燃料缶詰缶の頂部に至るまでに2~3ヶ月の時間的余裕があることがわかったというご意見とともに、

- ・ 3次元解析における高温領域と低温領域の温度差の妥当性
- ・ 蒸発した蒸気の解析上の扱いと凝縮水の設備への影響
- ・ 燃料池の耐震性

について質問がなされ、これらについて回答し、了解された。

⑤委員長まとめ

以上の審議結果を踏まえ、第3回委員会の結論として、委員長から以下の通りまとめがあった。

○炉外燃料貯蔵設備については、自然循環力が生じるように設備上配慮されているが、今回、自然循環が確実に起こることを技術的に確認することができた。全交流電源喪失時にも自然循環冷却による冷却に期待でき、使用済燃料が高温になって溶融するこ

とはないと考えられる。

○燃料池については、全交流電源喪失時でも、水の蒸発により缶詰缶の頂部が露出するまでに約2ヶ月の時間猶予があるので、十分な対策を取り得ると考えられる。

○もんじゅのさまざまな設備での自然循環による冷却について、基本的な対応以外にも、関連機器の故障を仮定し、前提条件を変えた検討が系統的になされており、危機管理の観点からも、自然循環が成立する条件を明示するとともに、余裕の程度を把握するなど適切に対応されていると考えている。

⑥事務連絡

事務局より下記の通知をし、了解された。

○第1回委員会で承認いただいた検討項目は、本日までに一通りご確認いただいた。

○前回の配布資料2-4に今回の配布資料3-2の修正を反映させたものを資料2-4改として、本日の資料の後に付け、機構のウェブ上で公開する。

以 上

第3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

資料3-2

委員のご意見に対するご回答

平成23年9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



ご意見ご回答リスト

No.	ご意見の趣旨	回	ご回答ページ
1	自然循環成立の要因分析については、前提を明示し、一般の人にも分かり易い説明となるように示して欲しい。	第2回	本資料p.3-13
2	最高温度を評価している燃料温度以外にも熱的に弱い部分がないか、例えばコンクリート温度を示して欲しい。	第2回	本資料p.14-15
3	各種条件解析において、独立している要因を重ね合わせた場合の結果を示して欲しい。	第2回	本資料p.16-20



【ご回答No.1】

自然循環成立の要因分析については、前提を明示し、一般の人にも分かり易い説明となるように示して欲しい。

⇒ 解析まとめ表に、前提条件(流路の構造健全性確保等)を明示しました。

機器故障による冷却可能ループ数の減少も追加解析し、自然循環による冷却能力を確認しました。

3



4. 各種条件解析(解析結果のまとめ1/2)

項目	解析ケース名	最高温度(°C)(全交流電源喪失後)				
		燃料	被覆管	炉心部 Na	原子炉容器 出口Na	原子炉容器 入口Na
1.プラント 初期状態	1-① 定格出力 (崩壊熱大)	約700	約680	約680	約490	約400
	1-② 出力40%	約540	約530	約530	約410	約380
2.自然条件	2-① 津波来襲時刻 (9分後)	約740	約730	約730	約490	約410
	2-② 外気温度(40°C)	約690	約670	約670	約480	約400
3.機器故障	3-① 1ループの蒸気発生器入口 止め弁「閉」失敗	約680	約670	約670	約510	約410
	3-② 1ループの空気冷却器入口 バーン出口ダンパ「開」失敗	約730	約710	約710	約500	約440
4.電源車繋 ぎ込み失敗	4-① 電源車繋ぎ込み失敗	約680	約670	約670	約480	約400
5.非常用 ディーゼル 発電機復旧	5-① 復旧しない	約680	約670	約670	約480	約400
	5-② 復旧後再停止	約680	約670	約670	約480	約400
6.閉塞排除	6-① Na凍結による 流路閉塞排除	約680	約670	約670	約480	約400
「事故」評価の判断基準		炉心は大きな損傷に至ることなく、かつ十分な冷却が可能であること			<650	<650
「運転時の異常な過渡変化」評価 の判断基準		融点以下 <2650	<830	沸点未満 <920(自安)	<600	<588

(注)流路の構造健全性は確保されていることを前提

4



4. 各種条件解析(解析結果のまとめ2/2)

項目	解析ケース名	低温停止
1.プラント初期状態	1-① 定格出力(崩壊熱大)	・自然循環(約8日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
	1-② 出力40%	・自然循環(約1日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
2.自然条件	2-① 津波来襲時刻(9分後)	・自然循環(約3日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
	2-② 外気温度(40°C)	・自然循環(約5日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
3.機器故障	3-① 1ループの蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗	・自然循環(約5日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
	3-② 1ループの空気冷却器入口ペーン出口ダンパ「開」失敗	・自然循環(約6日)で低温停止 ・1ループ強制循環で低温停止維持可能
4.電源車繋ぎ込み失敗	4-① 電源車繋ぎ込み失敗	・基本解析結果と変わらない
5.非常用ディーゼル発電機復旧	5-① 復旧しない	・3ループ自然循環で低温停止を維持可能
	5-② 復旧後再停止	・再停止による1ループ自然循環で低温停止を維持可能
6.閉塞排除	6-① Na凍結による流路閉塞排除	・閉塞するまでに時間余裕があり、低温停止を維持可能

➢ 流路の構造健全性は確保されることを前提として、自然循環冷却に影響する解析条件を変化させても、「運転時の異常な過渡変化」評価の判断基準をも下回り、低温停止に至ることを確認

➢ 空気冷却器ペーン・ダンパ手動開閉により、冷却材温度低下は緩やかとなり凍結せず低温停止を維持可能

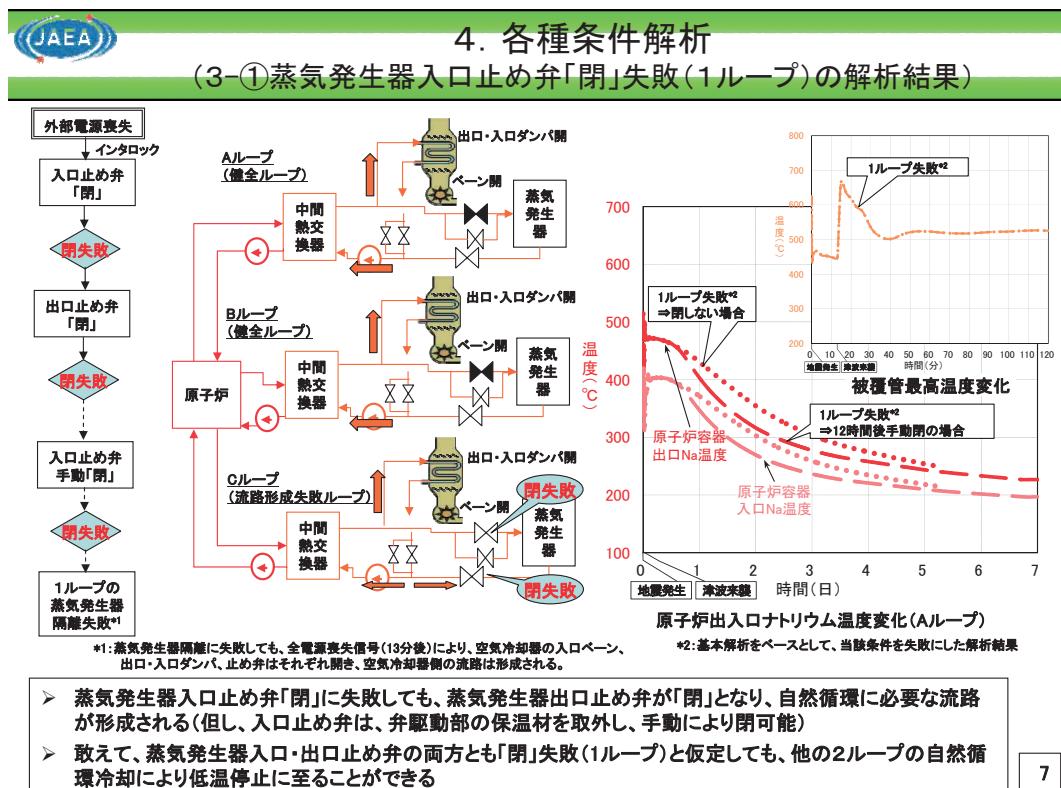
5



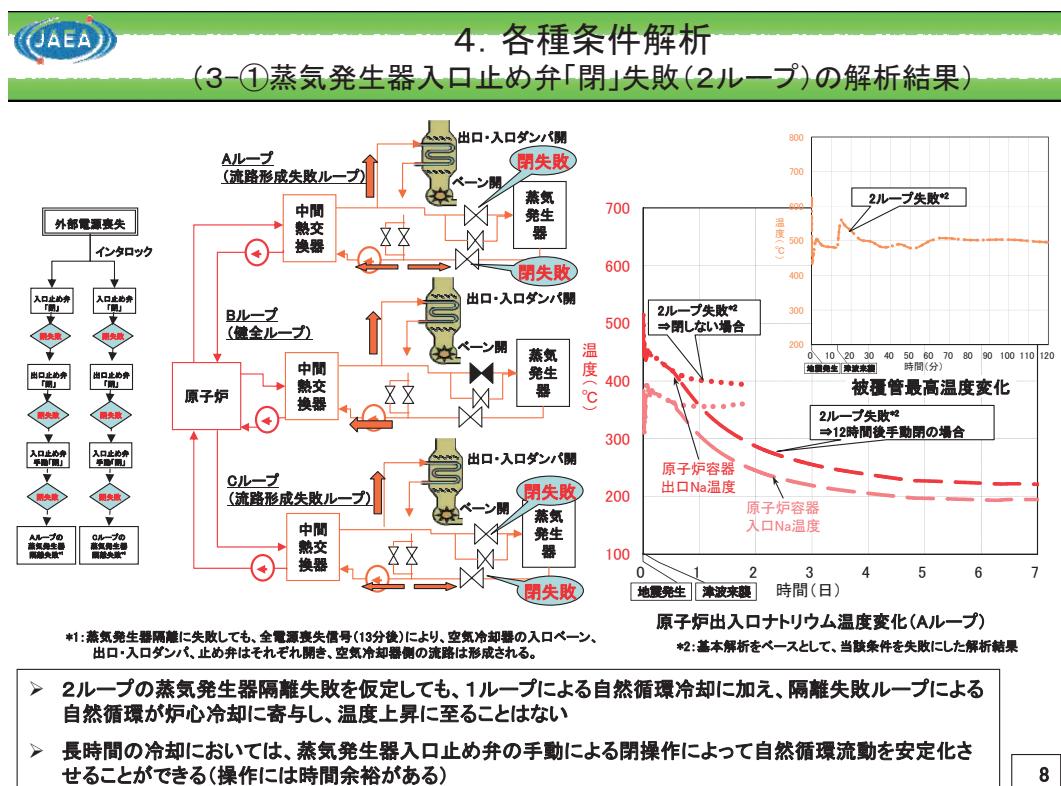
4. 各種条件解析

3-①蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗の解析

6



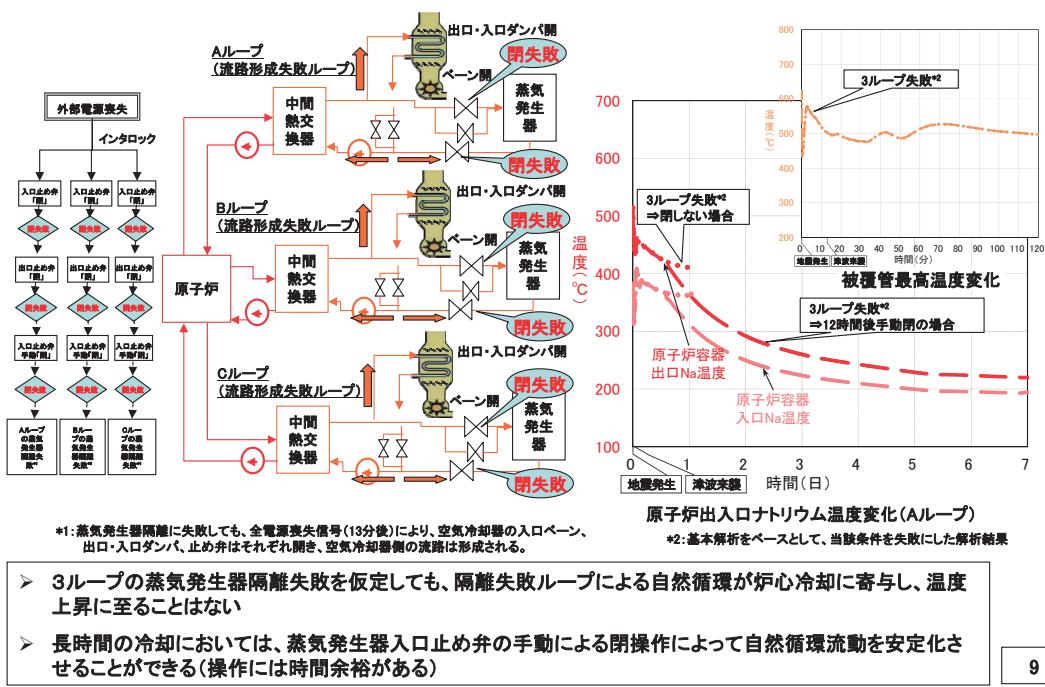
7



8



4. 各種条件解析 (3-①)蒸気発生器入口止め弁「閉」失敗(3ループ)の解析結果)



9

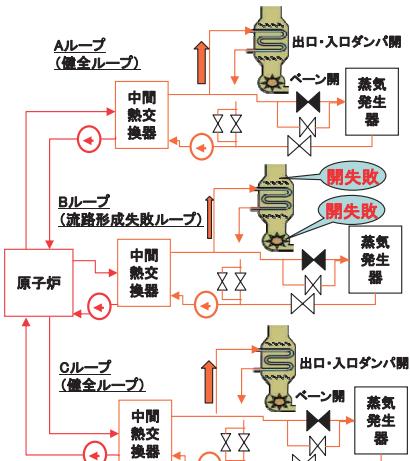
4. 各種条件解析

3-②空気冷却器入口ペーン・出口ダンパ「開」失敗の解析

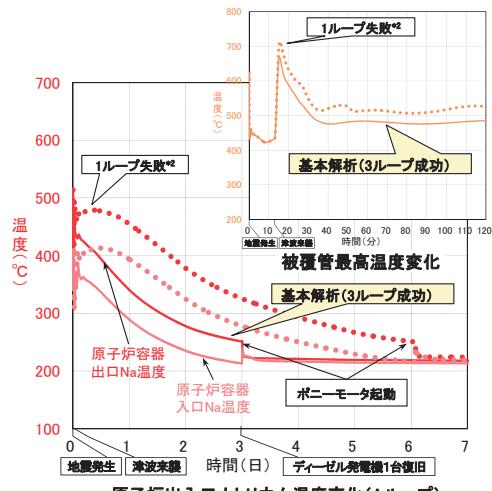
10

4. 各種条件解析

(3-②)空気冷却器入口ベーン・出口ダンパ「閉」失敗(1ループ)の解析結果)



*1: 地震・外電源喪失による原子炉トリップにより空気冷却器は起動するが、この時、入口ベーン・出口ダンパが開かなかつたものとした。



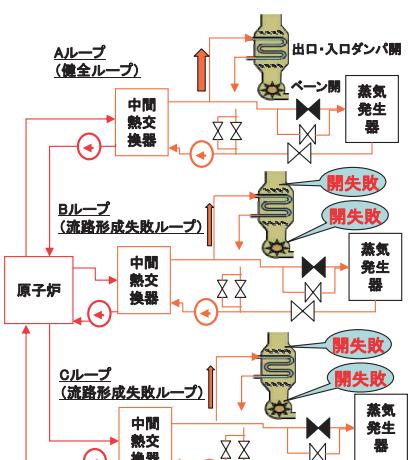
*2: 基本解析をベースとして、当該条件を失敗にした解析結果

- 空気冷却器入口ベーン・出口ダンパは、常に使える直流電源で動作し、手動でも開閉可能であるが、それでも「閉」失敗を仮定した場合、空気冷却器による自然通風冷却による除熱が行えなくなる
- 空気冷却器入口ベーン・出口ダンパ「閉」失敗(1ループ)を仮定しても、他の2ループの自然循環冷却により低温停止に至ることができる

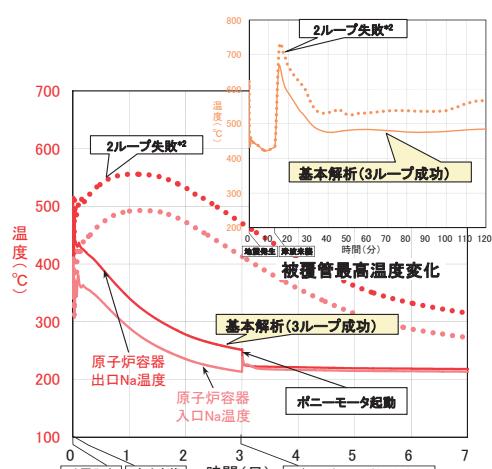
11

4. 各種条件解析

(3-②)空気冷却器入口ベーン・出口ダンパ「閉」失敗(2ループ)の解析結果)



*1: 地震・外電源喪失による原子炉トリップにより空気冷却器は起動するが、この時、入口ベーン・出口ダンパが開かなかつたものとした。

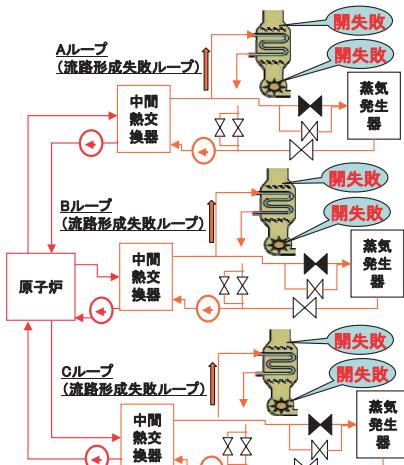


*2: 基本解析をベースとして、当該条件を失敗にした解析結果

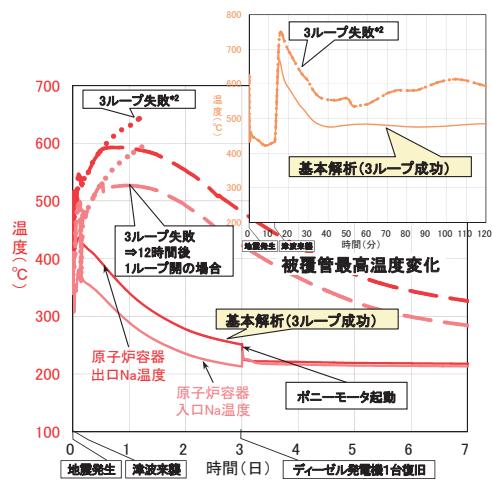
- 2ループの空気冷却器の通風流路形成失敗を仮定しても、他の1ループの自然循環冷却により低温停止に至ることができる

12

4. 各種条件解析
(3-②空気冷却器入口ベーン・出口ダンパ「閉」失敗(3ループ)の解析結果)



*1: 地震・外電源喪失による原子炉トリップにより空気冷却器は起動するが、この時、入口ベーン・出口ダンパが開かなかつたものとした。



*2: 基本解析をベースとして、当該条件を失敗にした解析結果

- たとえ、3ループの空気冷却器起動失敗を仮定しても、空気冷却器入口ベーン、出口ダンパを手動開(約30時間まで)し、1ループの流路を確保すれば、自然循環冷却により低温停止に至ることができる

13



【ご回答No.2】

最高温度を評価している燃料温度以外にも熱的に弱い部分がないか、例えばコンクリート温度を示して欲しい。

14



ご回答

全交流電源喪失により換気空調設備も停止するため、配管や容器内のナトリウム温度と雰囲気温度の差により、徐々に、雰囲気や構造物の温度は上昇するが、次のことから、コンクリート温度の上昇はゆるやかである。

- ・炉心の崩壊熱は自然循環によるナトリウム循環で空気冷却器による空気で除熱。
- ・1次主冷却系循環ポンプ等の運転も停止することによる機器の発熱がなくなる。
- ・ナトリウム配管や機器、容器、壁には保温材を設置。

一例として、換気空調設備停止を想定した場合の格納容器内の温度変化を評価した例（但し、原子炉停止後の冷却はボニーモータ運転による強制循環冷却）によると、雰囲気温度に伴いコンクリート温度もあがるが断熱材があるため、停止後の温度変化はゆるやかであり、10日以上経過しても、コンクリート表面でも100°C以下である。

なお、「もんじゅ」用コンクリートに対して91日間、175°Cで加熱試験を実施した結果※、有意な強度低下はなかった。

※ 動力炉・核燃料開発事業団、「高温コンクリートの強度試験」、PNC TN241 85-07

15



【ご回答No.3】

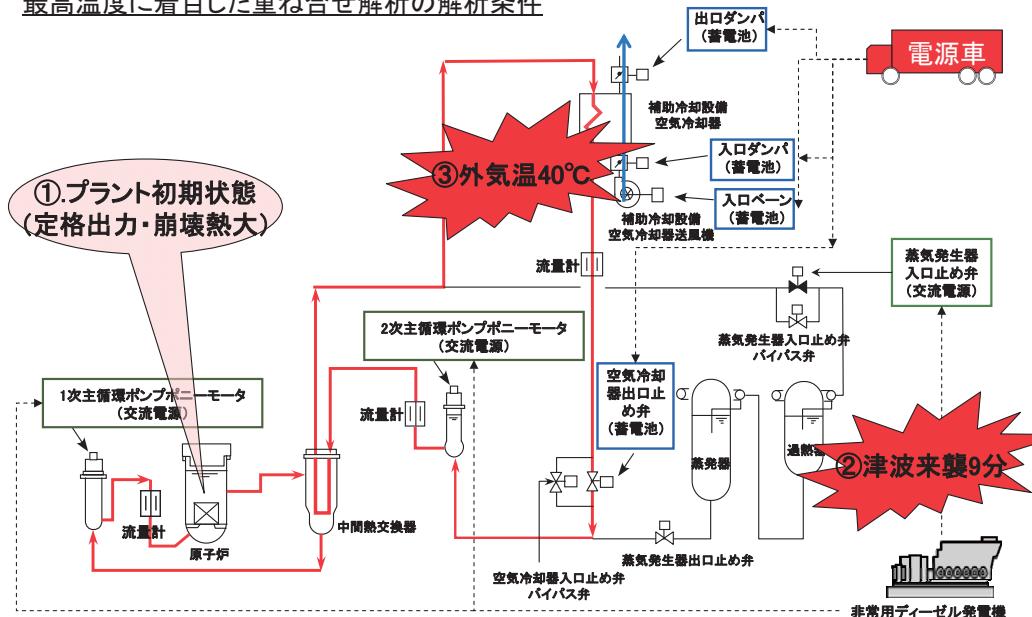
各種条件解析において、独立している要因を重ね合わせた場合の結果を示して欲しい。

16



A. 最高温度に着目した重ね合せ解析(1/2)

最高温度に着目した重ね合せ解析の解析条件



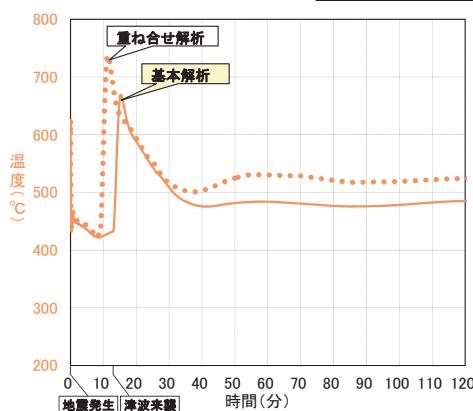
(注)機器故障は、運転員により手動開閉できることから、重ね合せ解析の条件としない。

17

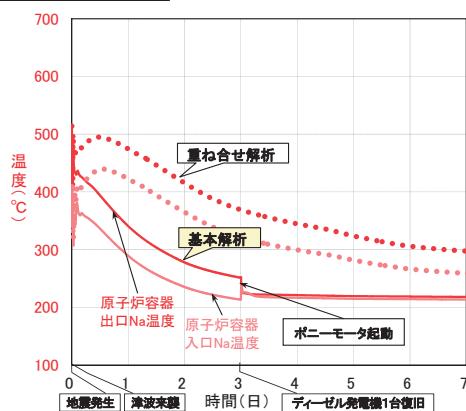


A. 最高温度に着目した重ね合せ解析(2/2)

重ね合せ解析条件: 基本解析をベースに
 - プラント初期状態: 额定出力・崩壊熱大
 - 津波来襲9分後
 - 外気温40°C



被覆管最高温度変化



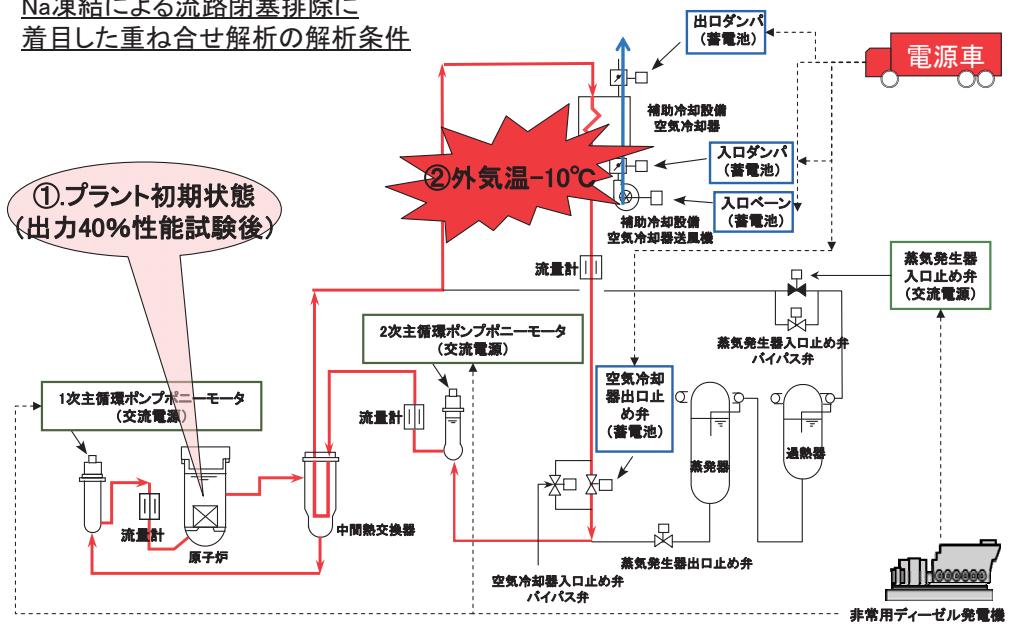
原子炉出入口ナトリウム温度変化

- 被覆管最高温度は、9分後の津波来襲により、基本解析より約70°C高くなるが、制限温度(<830°C)を下回る
- 崩壊熱が高く、空気冷却器の除熱力は低いが、自然循環冷却により約20日後に低温停止に至る

18

(JAEA) B. Na凍結による流路閉塞排除に着目した重ね合せ解析(1/2)

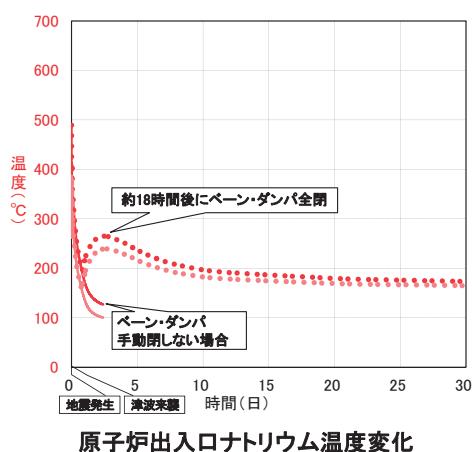
Na凍結による流路閉塞排除に
着目した重ね合せ解析の解析条件



19

(JAEA) B. Na凍結による流路閉塞排除に着目した重ね合せ解析(2/2)

重ね合せ解析条件: 基本解析をベースに
・プラント初期状態: 出力40%性能試験後
・外気温-10°C



- 約18時間で低温停止に至るが、空気冷却器入口ペーン・出口ダンパを手動で閉じる時間の余裕はある
- 空気冷却器入口ペーン・出口ダンパ手動閉により冷却材の降温を遅らせ、Na凍結による流路閉塞までに電源を復旧させるだけの時間は十分にある

20

第3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

資料3-3改※

福島第一原子力発電所事故を踏まえた 津波来襲時の炉外燃料貯蔵槽冷却検討結果について

平成23年9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

※第3回委員会での委員のご意見を反映し、資料のわかり易さの観点から、委員会開催時配布資料に下記を追記しました。
○各解析結果の図の右上に自然循環、強制循環等ループ数を記載
○各まとめの表に空気冷却器出口空気最高温度も記載



目 次

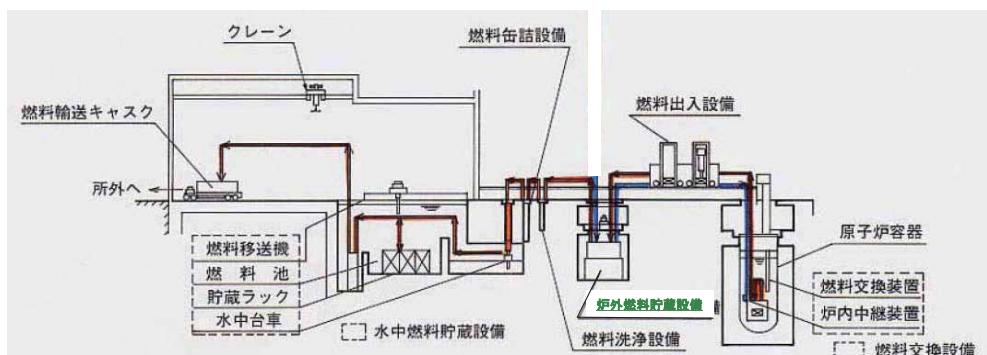
1. 炉外燃料貯蔵設備(EVST)の概要
2. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた
津波来襲時の炉外燃料貯蔵槽冷却検討方針
3. 解析コードの説明
4. 全電源喪失時の事象想定
5. 基準解析
6. 炉外燃料貯蔵槽の冷却成立性の分析
7. 各種条件解析
8. まとめ

参考

- ・多次元解析によるモデルの確認
- ・構造健全性(耐震バックチェック)



1. 炉外燃料貯蔵設備の概要



燃料取扱及び貯蔵設備の概要

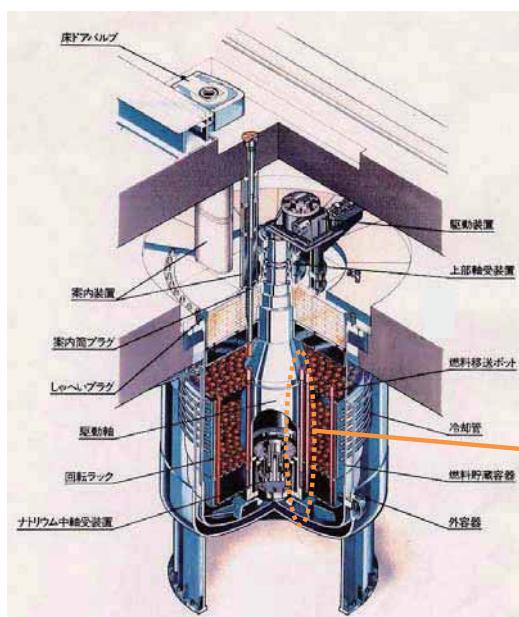
炉外燃料貯蔵設備

- ・新炉心構成要素及び使用済燃料構成要素の中継貯蔵
- ・使用済燃料の減衰待貯蔵を行うための設備

2

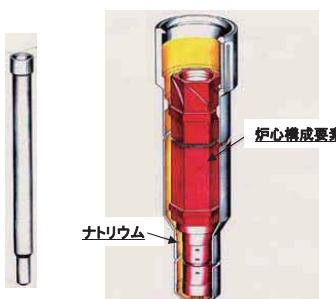


1. 炉外燃料貯蔵設備の概要(炉外燃料貯蔵槽)



炉外燃料貯蔵槽

- ・冷却系は独立3系統(330kW／系統)。
- ・常時2系統運転(電磁ポンプによる強制循環)により、最大660kWの崩壊熱を除去可能。1系統は待機状態。
- ・空気冷却器出口ナトリウム温度を $200 \pm 5^{\circ}\text{C}$ に一定保持(送風機のベーンによる空気流量制御)



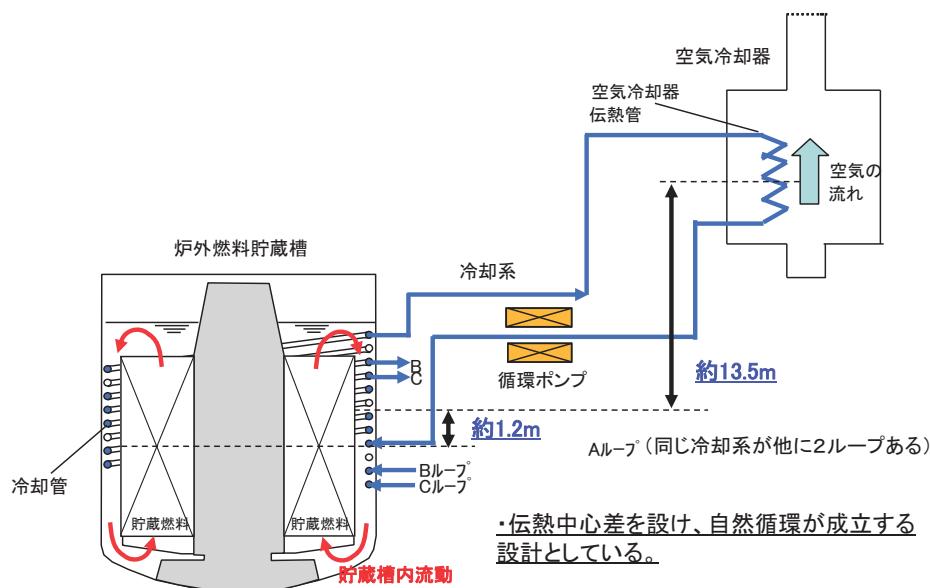
炉外燃料貯蔵槽の概要

移送ポットの概要

3



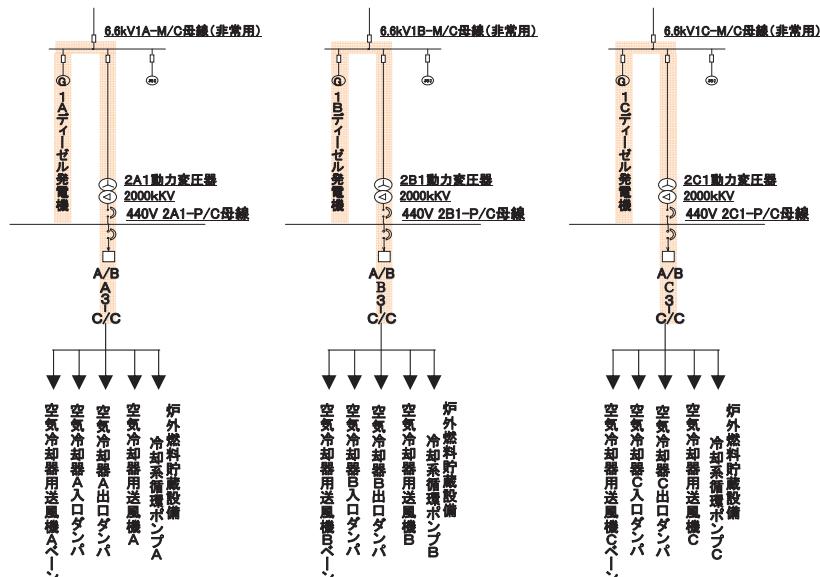
1. 炉外燃料貯蔵設備の概要(炉外燃料貯蔵槽)



4



1. 炉外燃料貯蔵設備の概要(炉外燃料貯蔵槽)



炉外燃料貯蔵設備への非常用電源供給の概要

冷却に必要な設備は、外部電源喪失時にも非常用ディーゼル発電機より、電源供給を受けることができる。

5

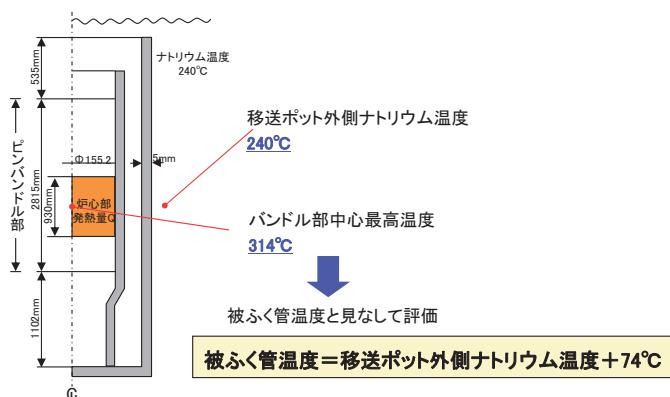


2. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた 津波来襲時の炉外燃料貯蔵槽冷却検討方針(1/2)

●確認内容

地震発生と同時に外部電源が喪失した場合、非常用ディーゼル発電機により給電される。その後、津波の規模によっては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。

このような設計基準事象を大幅に超える事象について、炉外燃料貯蔵槽設備及び使用済燃料の温度に着目した評価を行う。



使用済燃料温度評価:SONATA解析コードによる温度分布解析(設計時に実施した解析)

6



2. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた 津波来襲時の炉外燃料貯蔵槽冷却検討方針(2/2)

●解析コード

- ・プラント動特性解析コードSuper-COPD

●評価の流れ

- ①津波来襲時の事象推移に沿った解析を実施し、各部の温度を確認する。(基準解析)
- ②炉外燃料貯蔵槽の冷却に必要な要因を抽出し、冷却性に影響する想定を分析する。(冷却性分析)
- ③炉外燃料貯蔵槽の冷却に必要な要因を解析条件とし、影響を確認する。(各種条件解析)

7



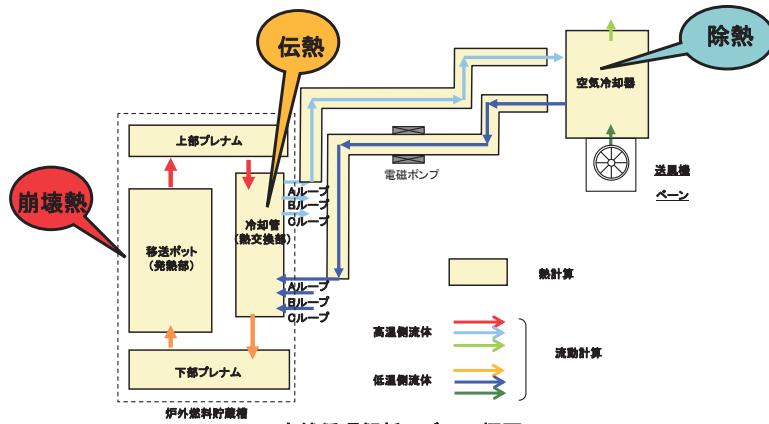
3. 解析コードの概要

プラント動特性解析コードSuper-COPD

- 炉外燃料貯蔵槽から空気冷却器までを解析対象
- 機器・配管等の解析対象を1次元で各々モデル化。
- 各部冷却材の温度及び流量を計算。



系全体の動的挙動を模擬し、各部の温度・流量を計算。

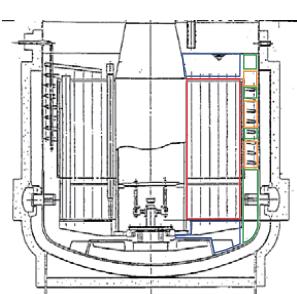


8



3. 解析コードの概要

●炉外燃料貯蔵槽



モデル化

3次元解析結果との比較により、妥当性を確認

■ 燃料貯蔵部計算モデル

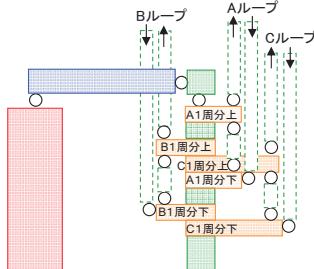
■ 混合モデル

・当該領域のナトリウム及び接触構造材の熱容量を考慮したモデル

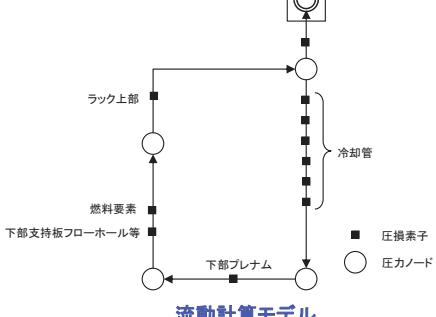
■ 移送遅れモデル

・当該領域のナトリウムの容量から、時間遅れを計算するモデル

■ 熱交換モデル



熱計算モデル

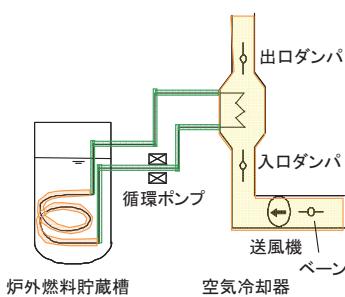


9



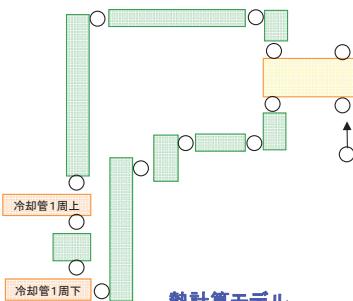
3. 解析コードの概要

●冷却系

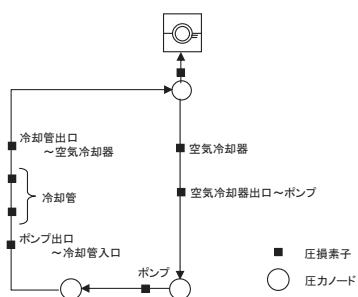


モデル化

主冷却系の補助冷却設備とほぼ同等
のモデル



熱計算モデル



流動計算モデル

10

■移送遅れモデル

・当該領域のナトリウムの容量から、時間遅れを
計算するモデル

■熱交換モデル

■空気冷却器モデル



4. 全電源喪失時の事象想定

➤ 地震発生前

- ・炉外燃料貯蔵槽内に崩壊熱660kWの使用済燃料が収納されている状態を
想定(2ループ運転、1ループ待機)

➤ 地震発生直後(0分)

- ・地震とともに外部電源喪失(非常用ディーゼル発電機起動⇒交流電源供
給)
 - ⇒冷却系電磁ポンプ復旧
 - ⇒空気冷却器送風機及びベーン開度制御復旧

➤ 津波来襲後(13分後)

- ・非常用ディーゼル発電機停止(全交流電源喪失)
 - ⇒冷却系自然循環
 - ⇒空気冷却器自然通風
- ・現場にて手動でベーン開度を100%へ(待機ループはダンパ開度も100%へ)
 - ⇒除熱量増加(3ループ自然循環)

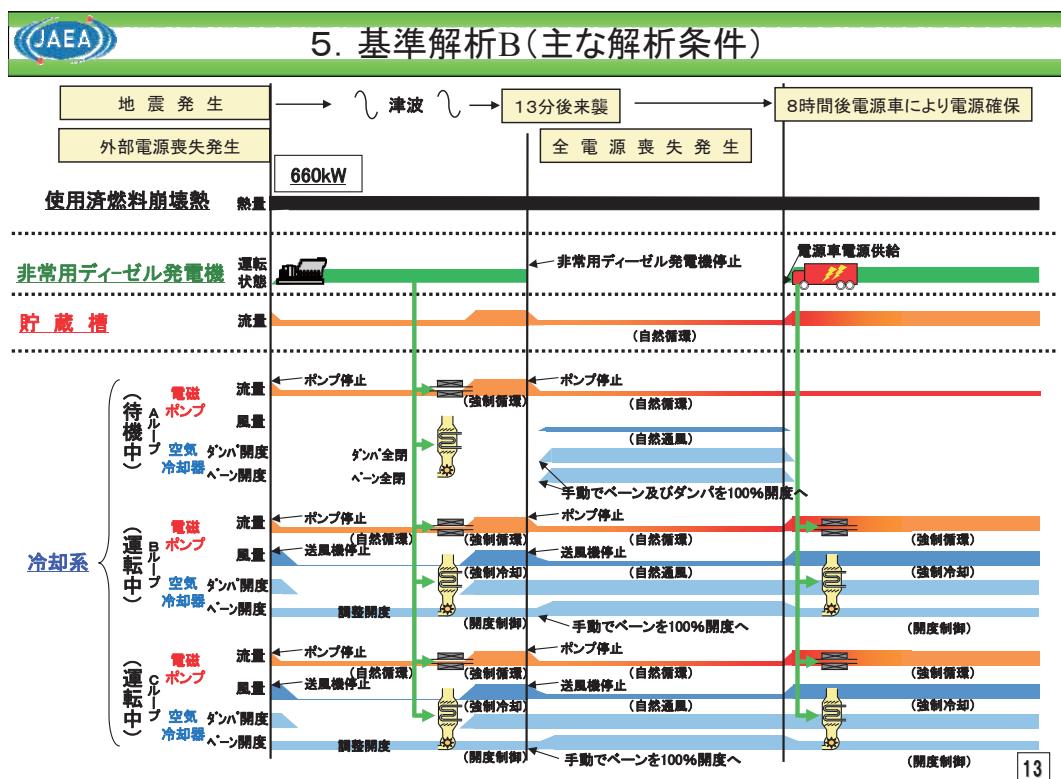
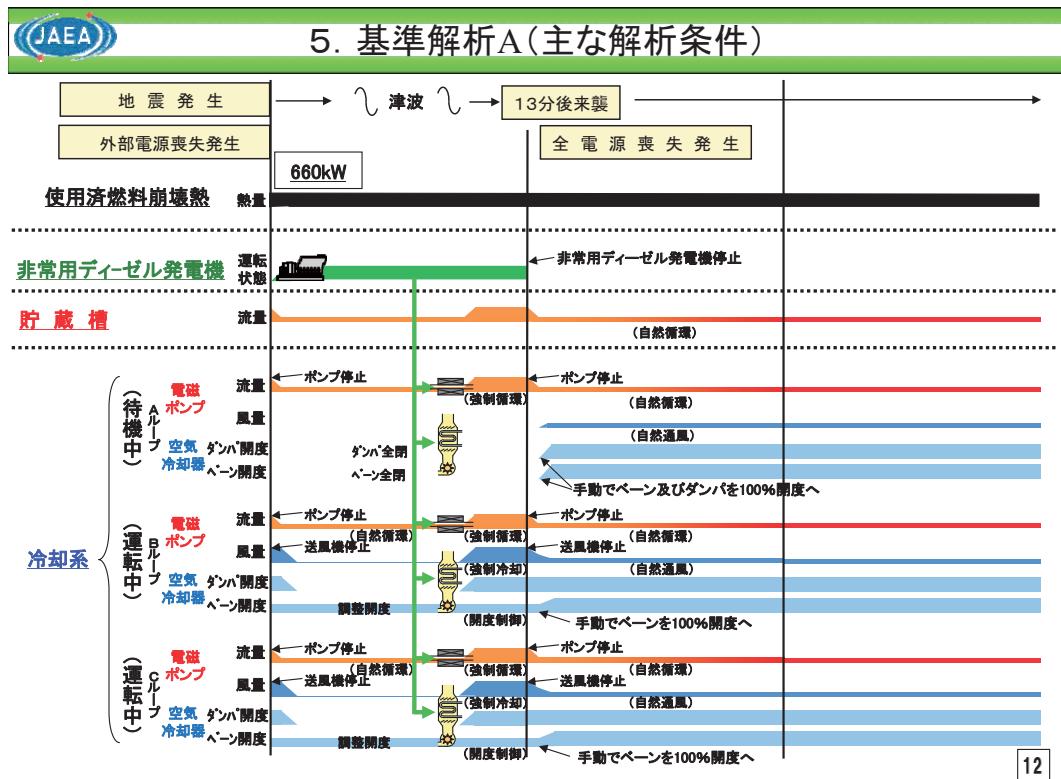
【基準解析A】

自然循環冷却継続
(電源復旧しない)

【基準解析B】

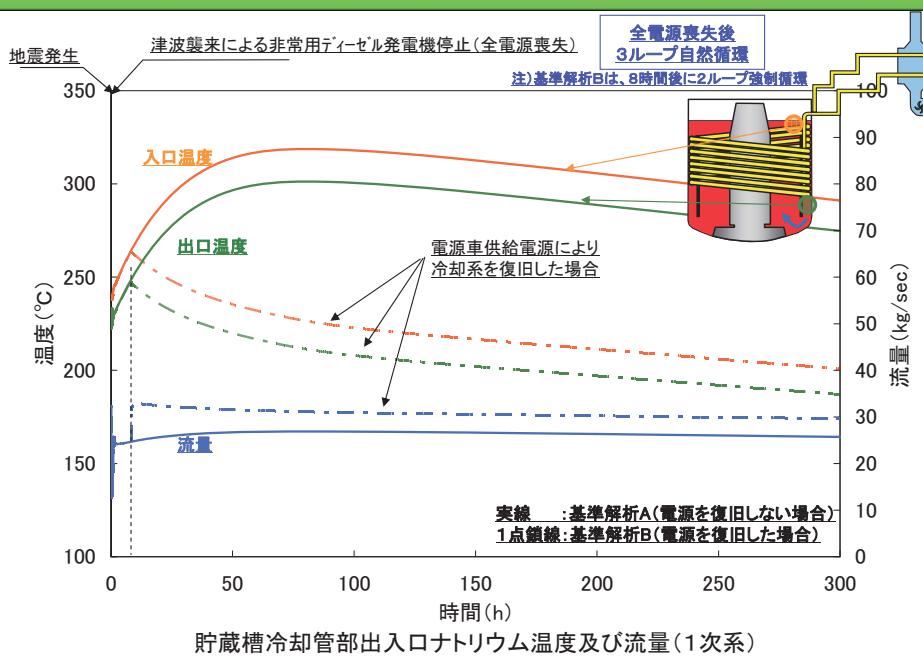
8時間後に電源車電源供給開始
(電源復旧)

11





5. 基準解析(解析結果(1/3))

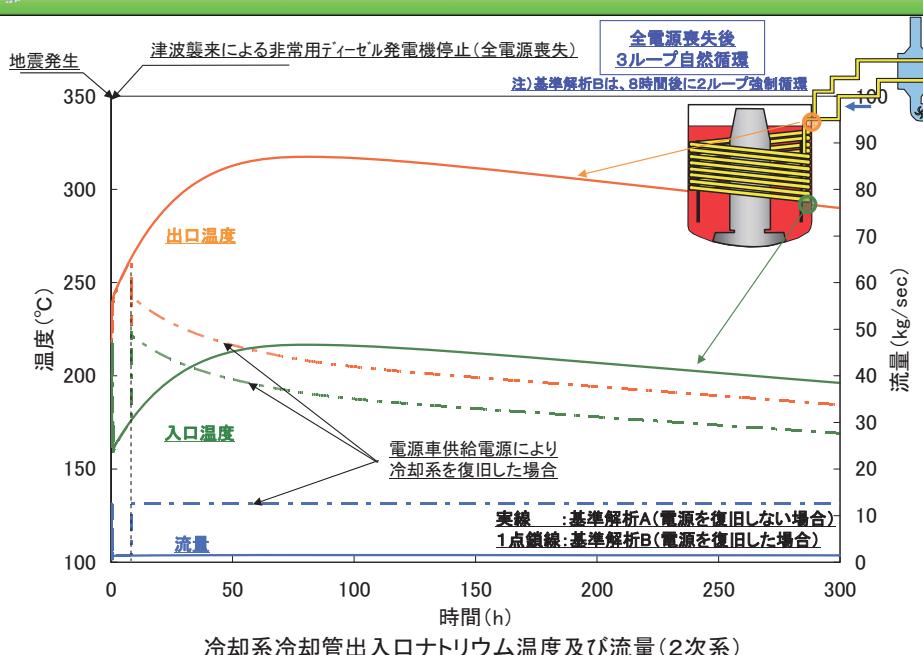


貯蔵槽ナトリウム最高温度：約320°C(電源復旧無)、約260°C(電源復旧有)

14

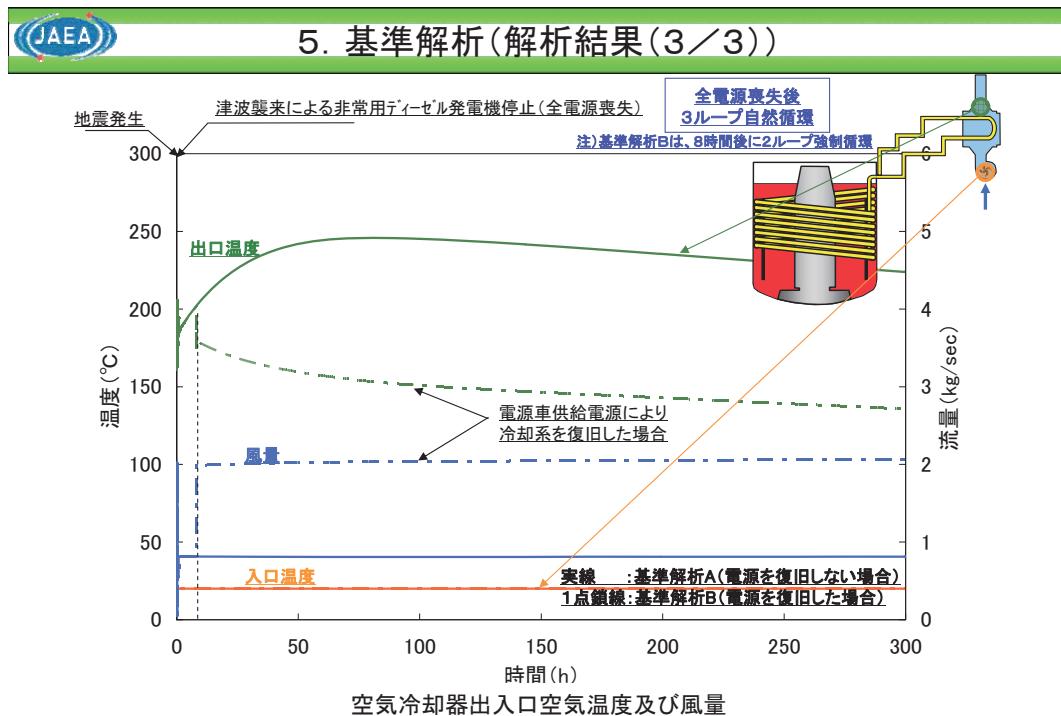


5. 基準解析(解析結果(2/3))



冷却系コールドレグ最高温度：約220°C(電源復旧無)、約230°C(電源復旧有)

15



16

5. 基準解析(まとめ)

	貯蔵槽ナトリウム 最高温度	冷却系コールドレグ 最高温度	空気冷却器出口 空気最高温度
基準解析A	約320°C	約220°C	約250°C
基準解析B	約260°C	約230°C	約200°C

- 上記最高温度で炉外燃料貯蔵槽の構造健全性の評価をそれぞれ実施した結果、健全性に影響がないことを確認している。
- 燃料被ふく管温度は、貯蔵槽ナトリウム温度に対して高々70°C程度増であり、「取扱中の燃料の温度は、通常時675°C以上に上昇することのないような設計とする」※をも下回る。

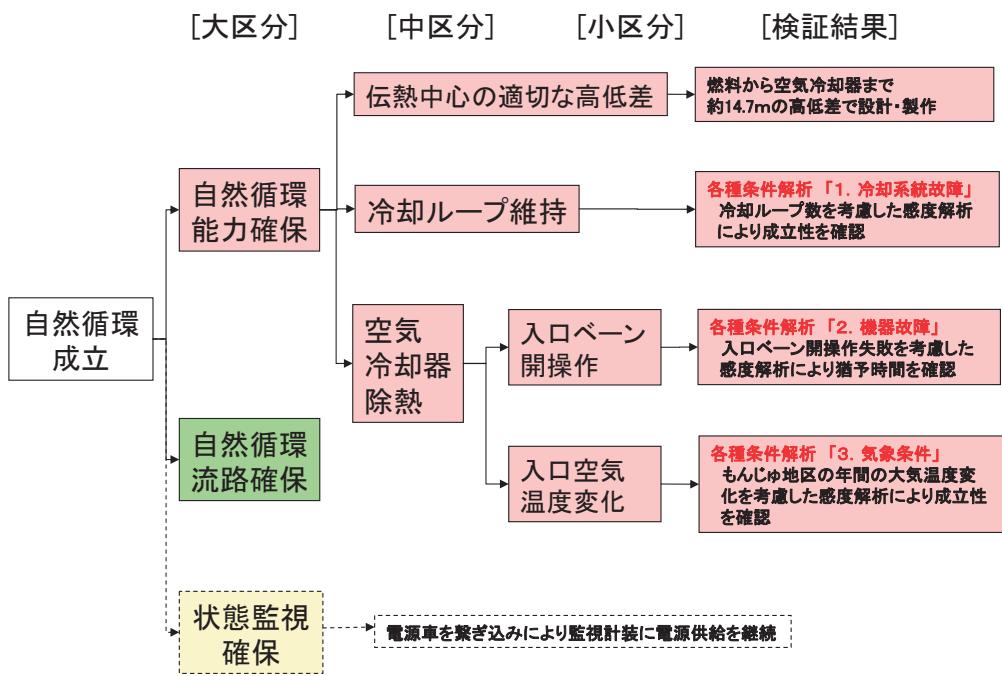
基準解析の結果、炉外燃料貯蔵設備及び使用済燃料の構造健全性に影響がないことを示した。

※:「原子炉設置許可申請書 添付書類八 1. 安全設計 方針49. 核燃料の貯蔵および取扱い」

17



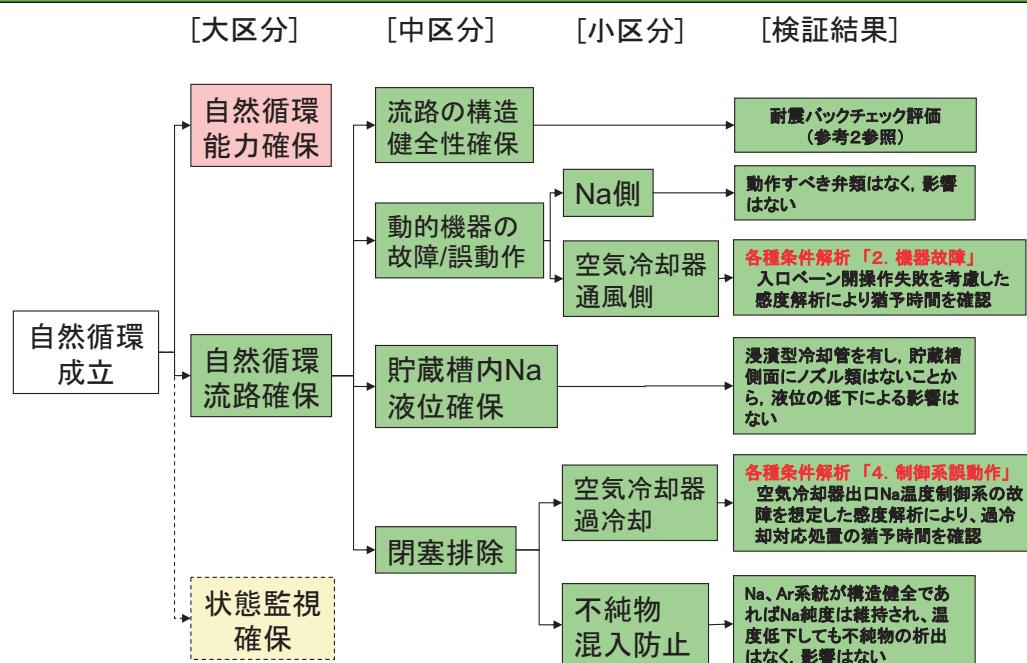
6. 炉外燃料貯蔵槽の冷却成立性の分析(1/2)



18



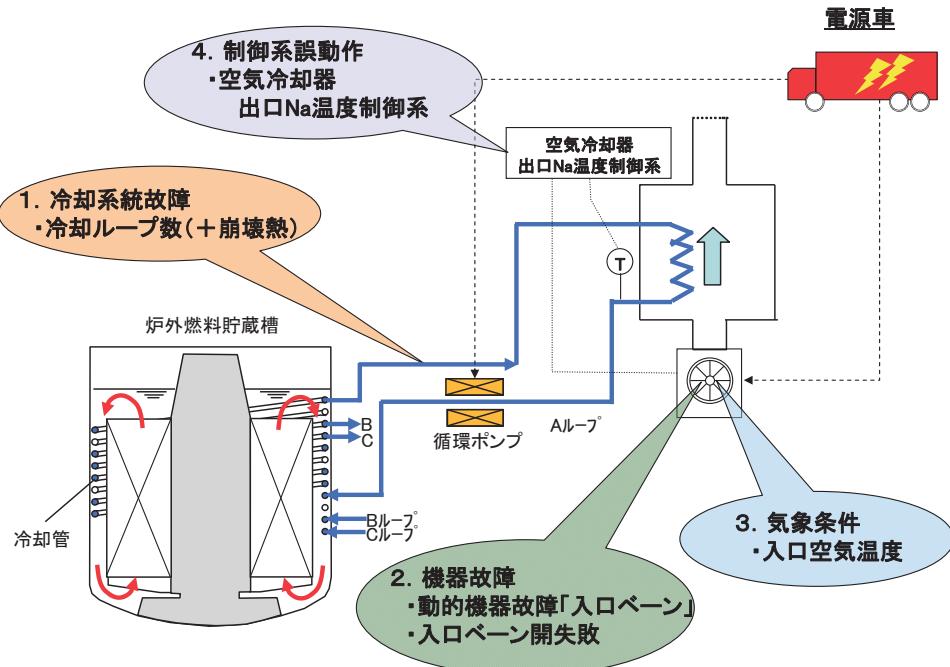
6. 炉外燃料貯蔵槽の冷却成立性の分析(2/2)



19



7. 各種条件解析



20



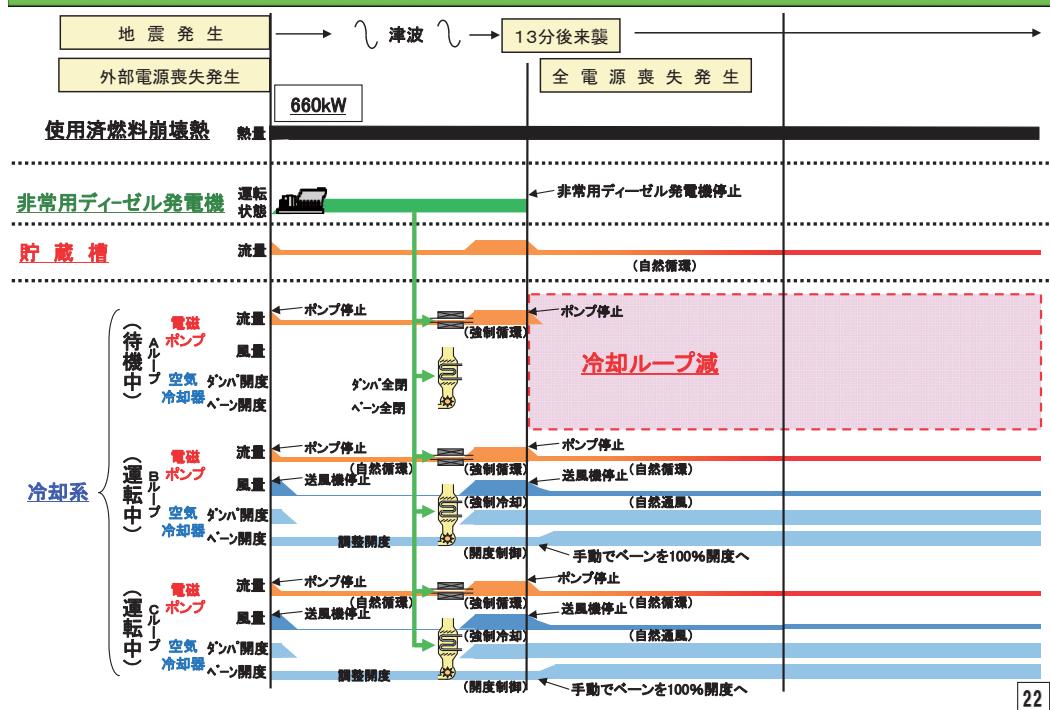
7. 各種条件解析(解析条件表)

解析条件表

項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件	電源復旧	解析ケース
1. 冷却系統故障	冷却ループ数	強制循環時 2ループ冷却 自然循環時 3ループ冷却	・設計最大崩壊熱(660kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-1
			・実運転上最大崩壊熱(580kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-2
2. 機器故障	入口ベーン操作	成功 (調整開度⇒100%開度)	1ループ失敗 (調整開度維持)	無	2
3. 気象条件	入口空気温度	20°C	-10°C	無	3-1
			40°C	無	3-2
4. 制御系誤動作	空気冷却器 出口Na温度制御系	動作	1ループ停止	有	4

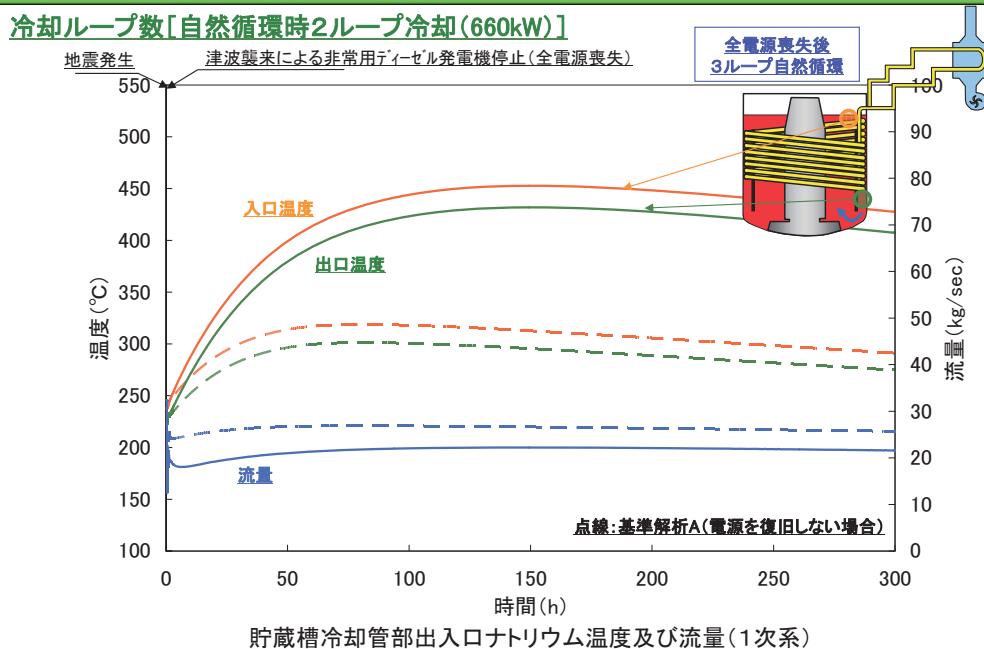
21

JAEA 7. 各種条件解析(1. 冷却系統故障ケース1-1の解析条件)



22

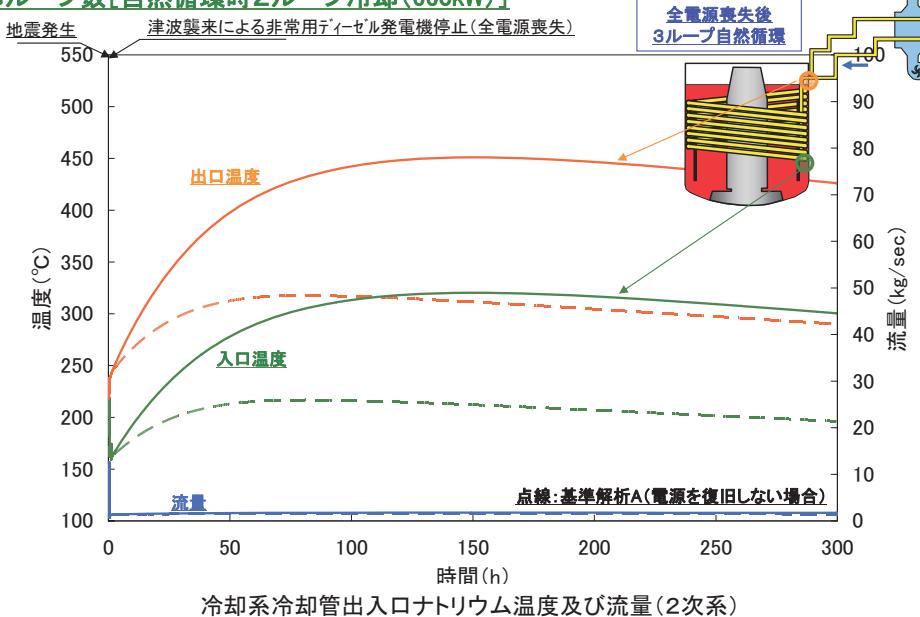
JAEA 7. 各種条件解析(1. 冷却系統故障ケース1-1の解析結果)



23

JAEA 7. 各種条件解析(1. 冷却系統故障ケース1-1の解析結果)

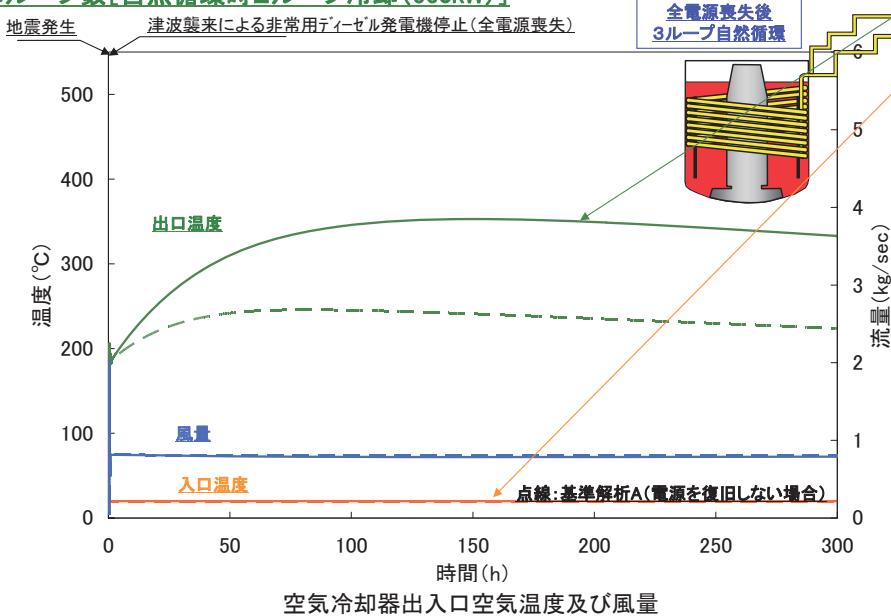
冷却ループ数[自然循環時2ループ冷却(660kW)]



24

JAEA 7. 各種条件解析(1. 冷却系統故障ケース1-1の解析結果)

冷却ループ数[自然循環時2ループ冷却(660kW)]



25



7. 各種条件解析(解析条件表)

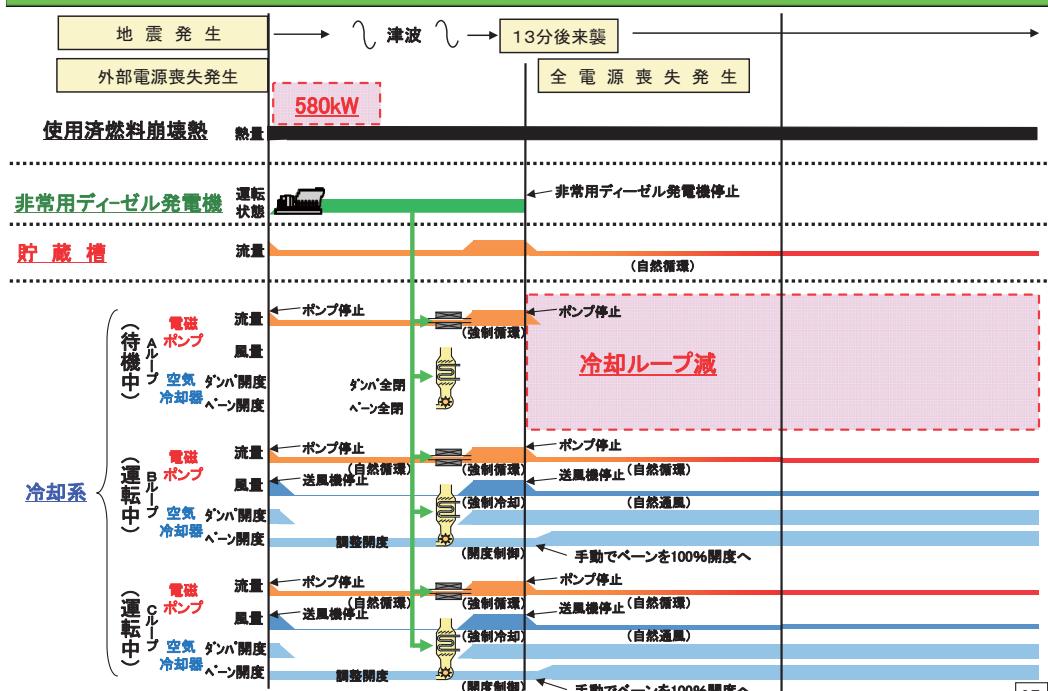
解析条件表

項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件		解析 ケース
			電源 復旧		
1. 冷却系統故障	冷却ループ数	強制循環時 2ループ冷却 自然循環時 3ループ冷却	・設計最大崩壊熱(660kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-1
			・実運転上最大崩壊熱(580kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-2
2. 機器故障	入口ベーン操作	成功 (調整開度⇒100%開度)	1ループ失敗 (調整開度維持)	無	2
			-10°C	無	3-1
3. 気象条件	入口空気温度	20°C	40°C	無	3-2
			1ループ停止	有	4

26



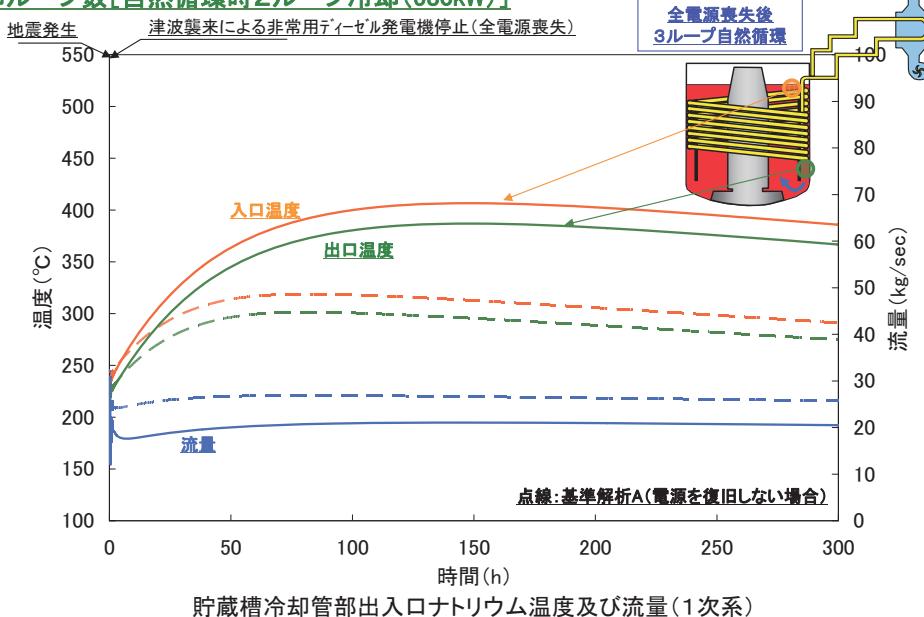
7. 各種条件解析(1. 冷却系統故障1-2の解析条件)



27

JAEA 7. 各種条件解析(1. 冷却系統故障ケース1-2の解析結果)

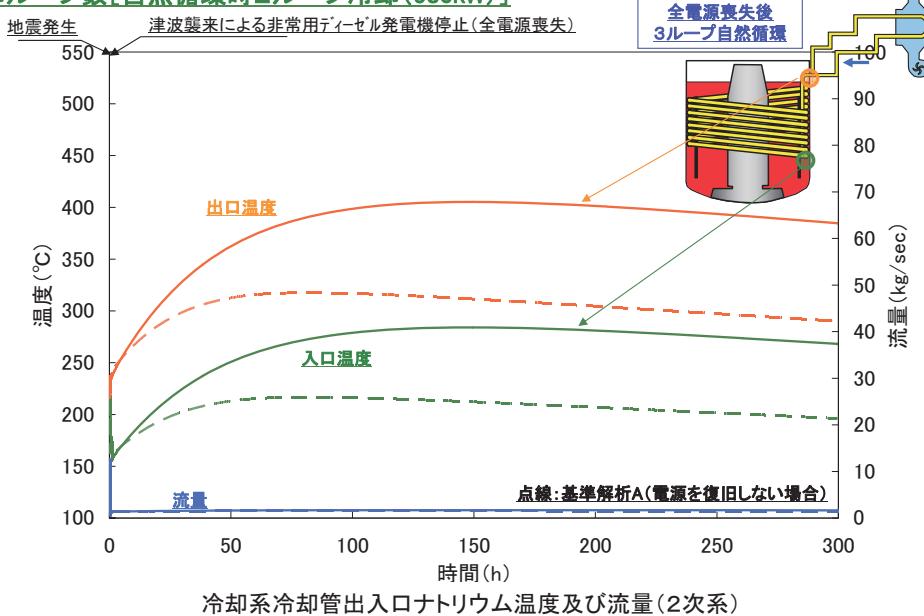
冷却ループ数[自然循環時2ループ冷却(580kW)]



28

JAEA 7. 各種条件解析(1. 冷却系統故障ケース1-2の解析結果)

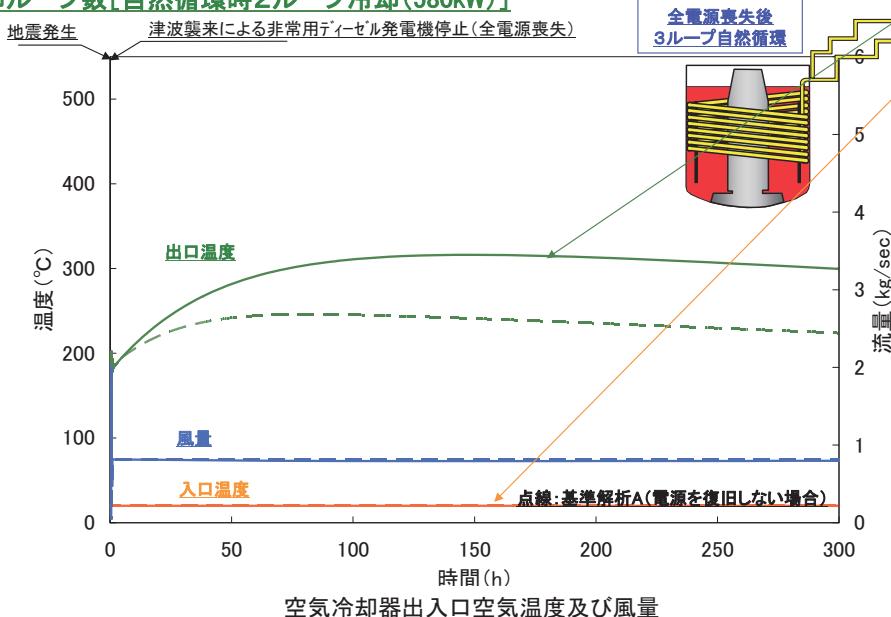
冷却ループ数[自然循環時2ループ冷却(580kW)]



29

JAEA 7. 各種条件解析(1. 冷却系統故障ケース1-2の解析結果)

冷却ループ数[自然循環時2ループ冷却(580kW)]



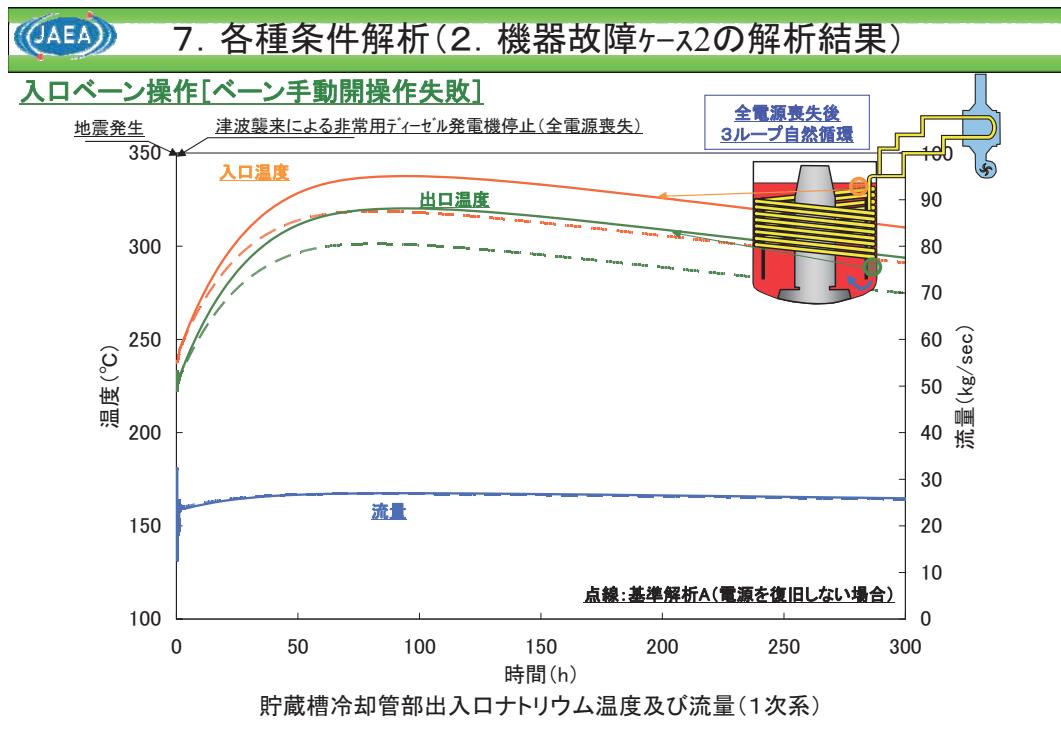
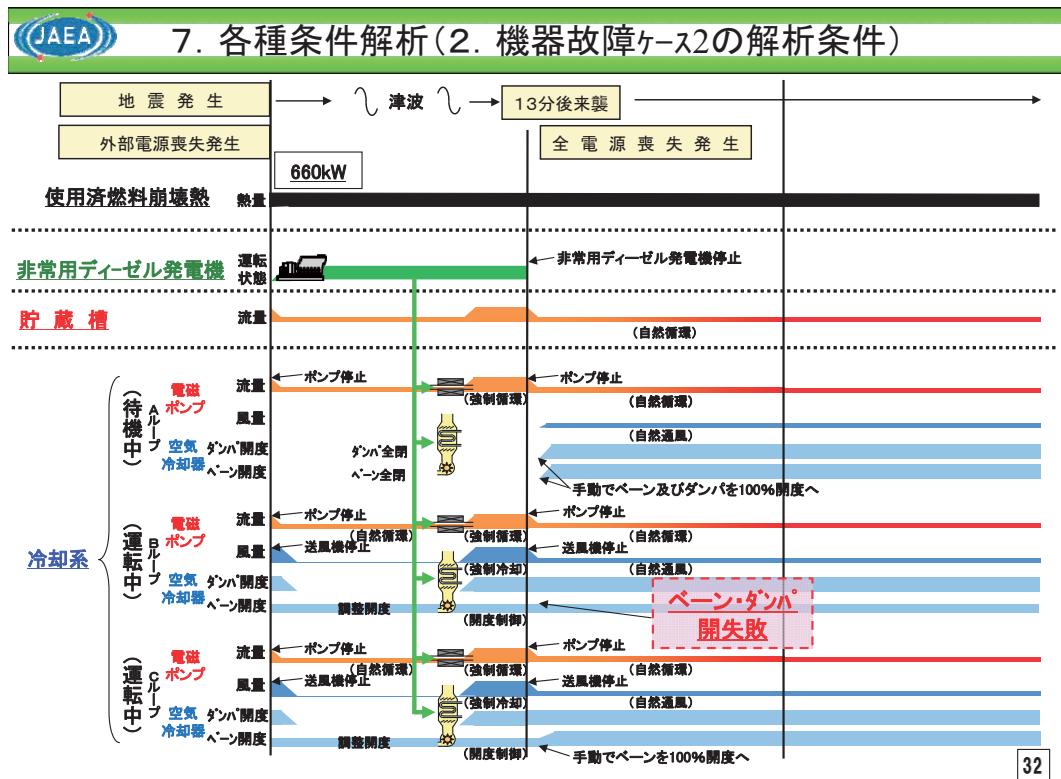
30

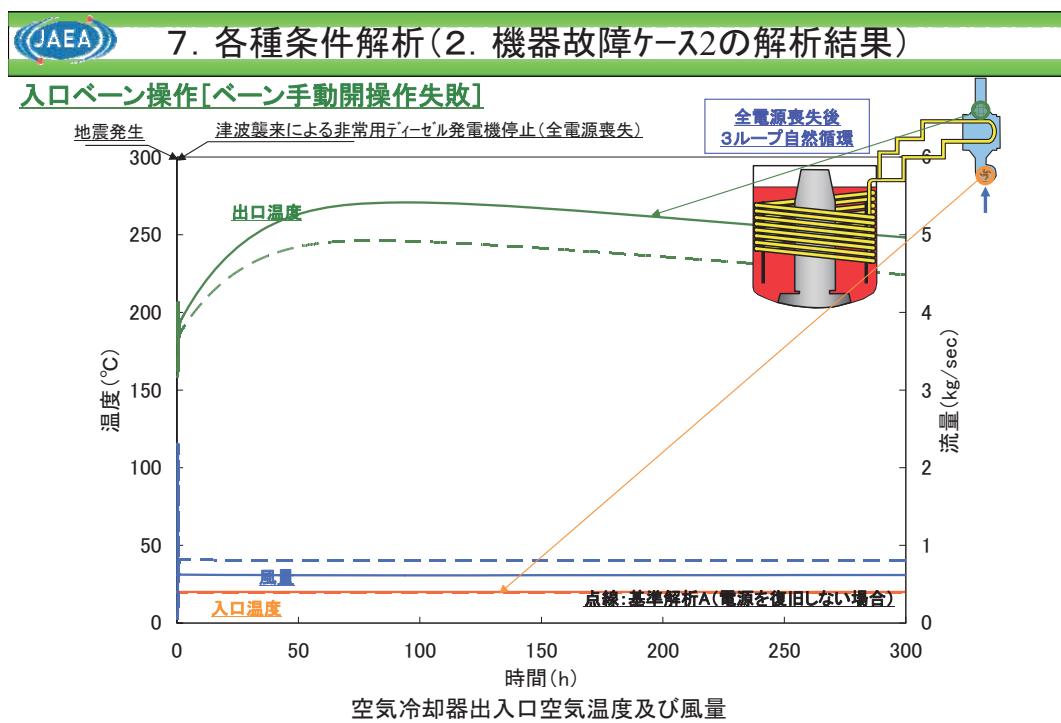
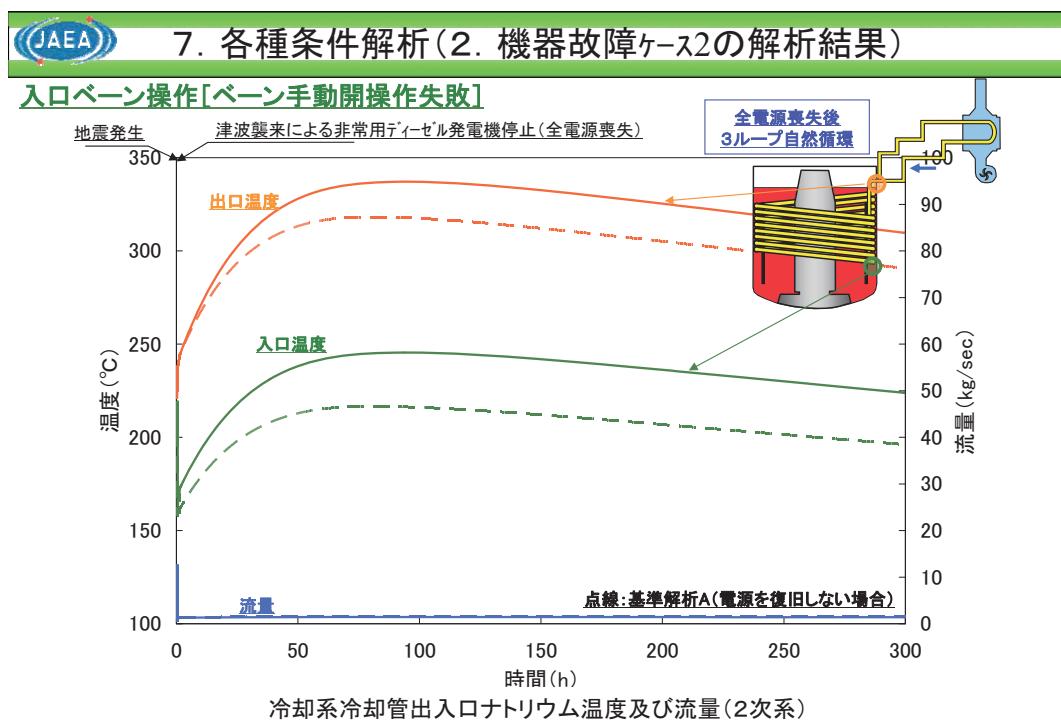
JAEA 7. 各種条件解析(解析条件表)

解析条件表

項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件	電源復旧	解析ケース
1.冷却系統故障	冷却ループ数	強制循環時 2ループ冷却 自然循環時 3ループ冷却	・設計最大崩壊熱(660kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-1
			・実運転上最大崩壊熱(580kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-2
2. 機器故障	入口ベーン操作	成功 (調整開度⇒100%開度)	1ループ失敗 (調整開度維持)	無	2
3. 気象条件	入口空気温度	20°C	-10°C	無	3-1
			40°C	無	3-2
4. 制御系誤動作	空気冷却器 出口Na温度制御系	動作	1ループ停止	有	4

31







7. 各種条件解析(解析条件表)

解析条件表

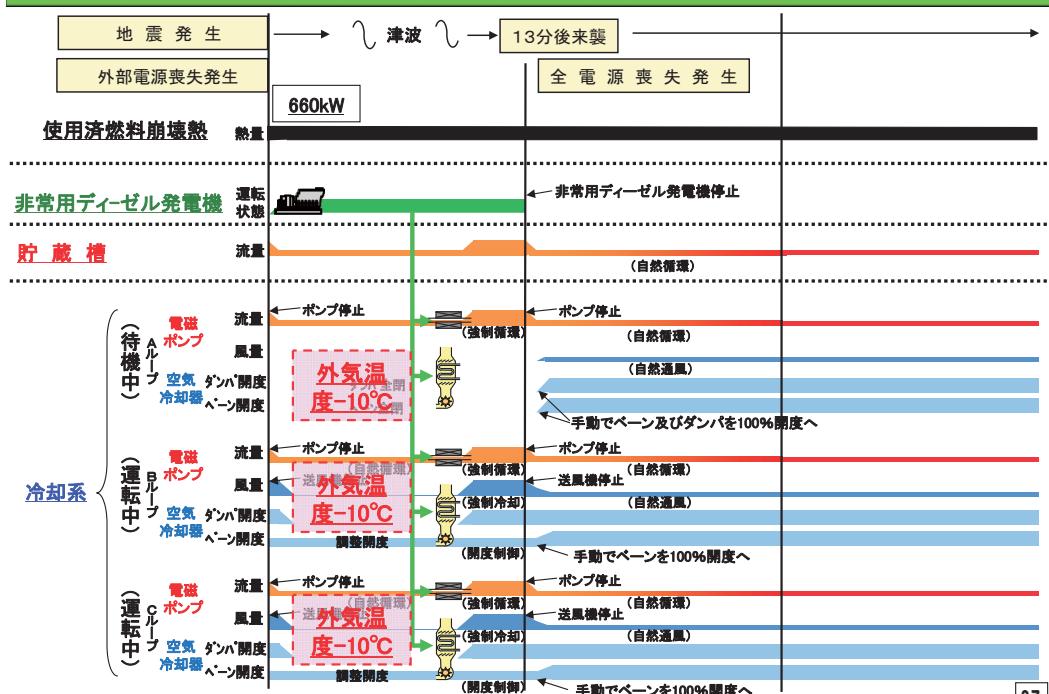
項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件		解析 ケース
			電源 復旧		
1.冷却系統故障	冷却ループ数	強制循環時 2ループ冷却 自然循環時 3ループ冷却	・設計最大崩壊熱(660kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-1
			・実運転上最大崩壊熱(580kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-2
2. 機器故障	入口ベーン操作	成功 (調整開度⇒100%開度)	1ループ失敗 (調整開度維持)	無	2
3. 気象条件	入口空気温度	20°C	-10°C	無	3-1
			40°C	無	3-2
4. 制御系誤動作	空気冷却器 出口Na温度制御系	動作	1ループ停止	有	4

36

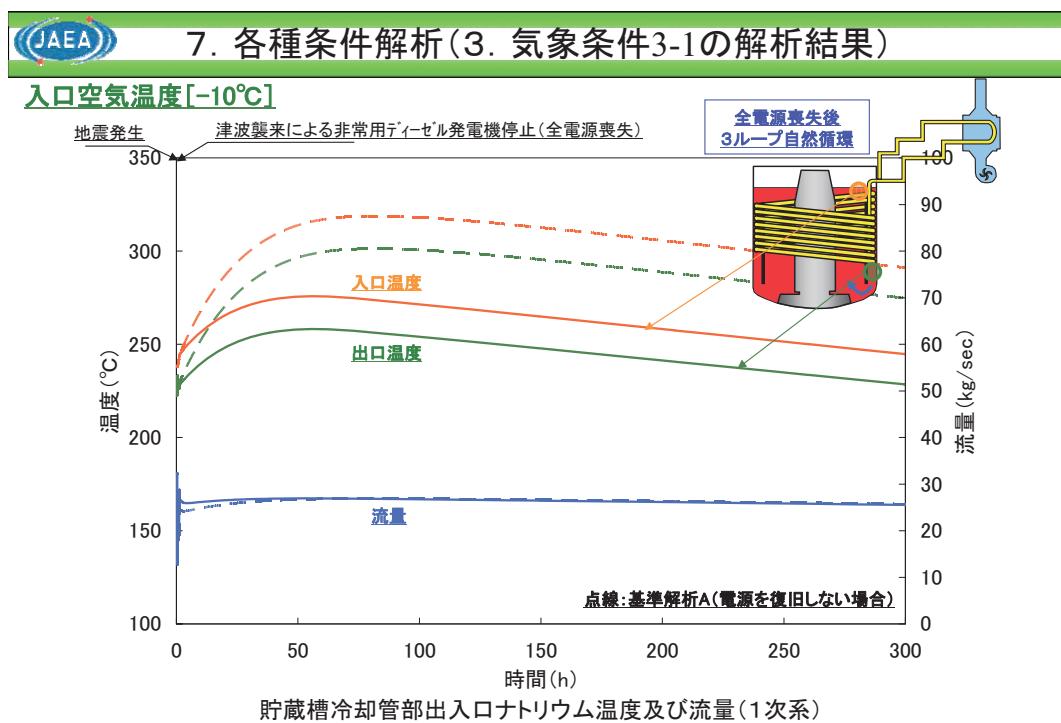
36



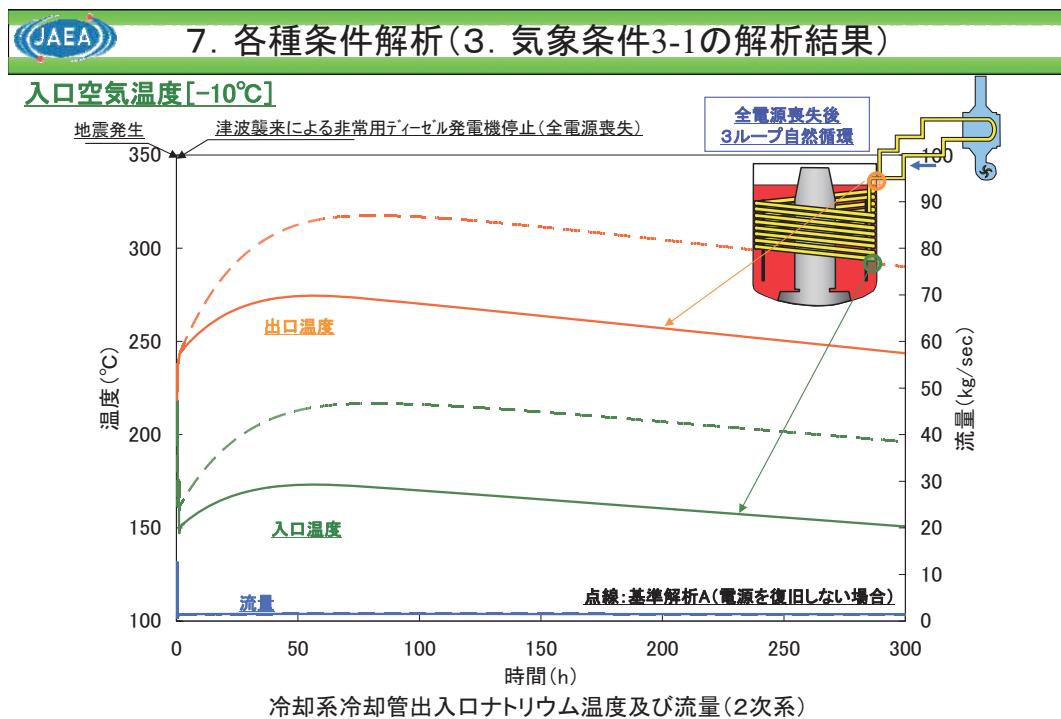
7. 各種条件解析(3. 気象条件3-1の解析条件)



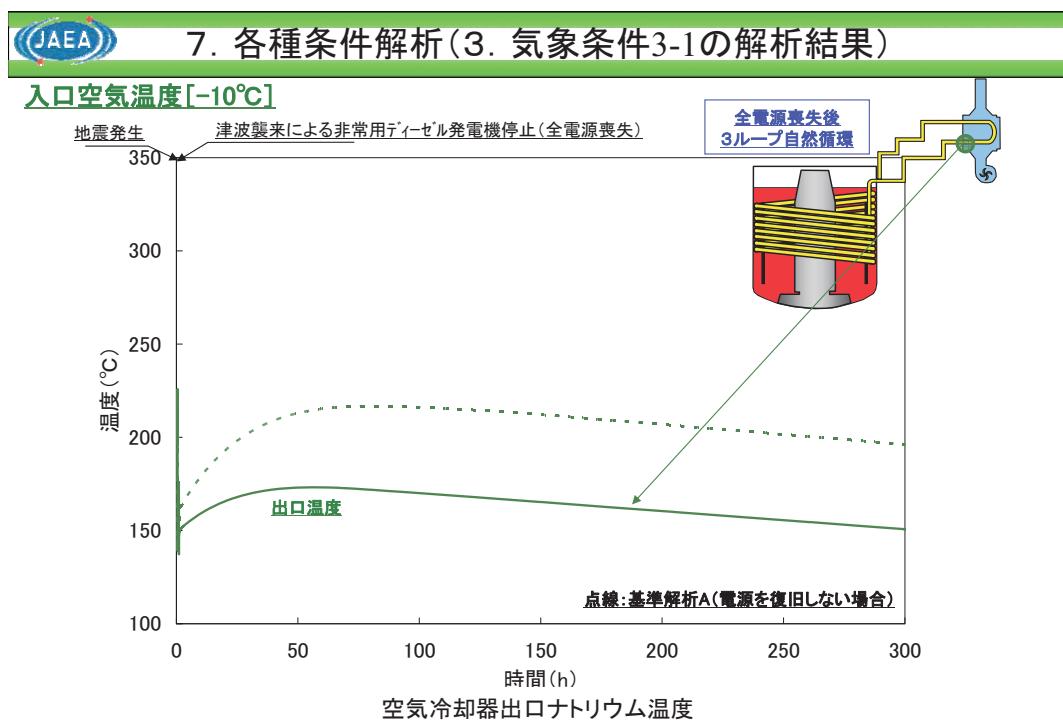
37



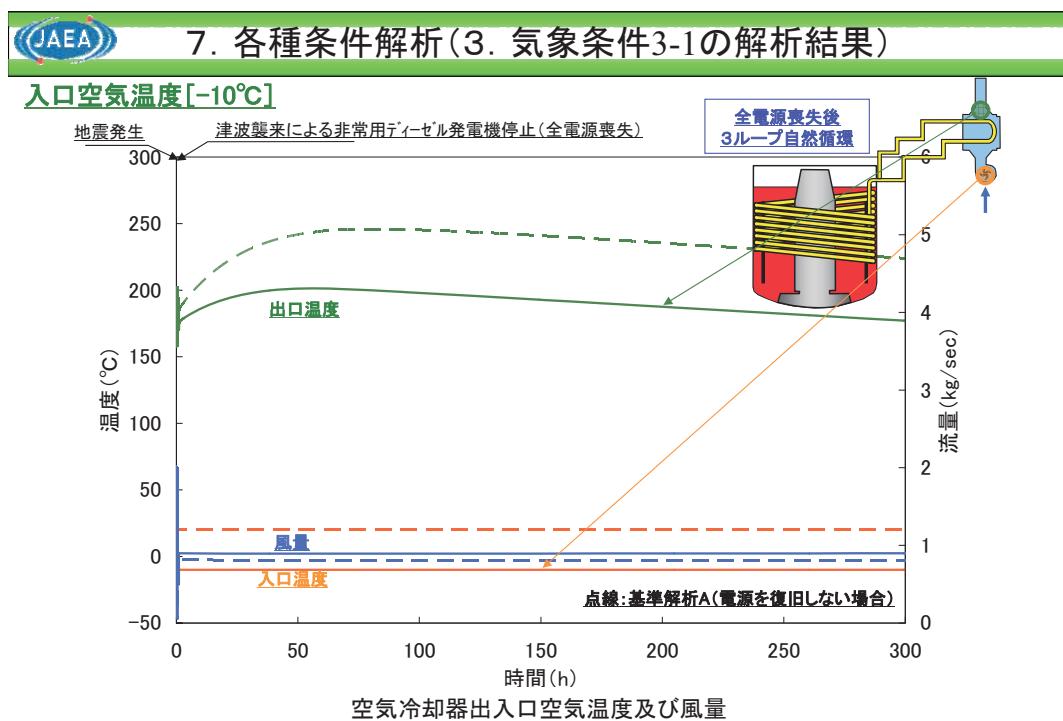
38



39



40



41



7. 各種条件解析(解析条件表)

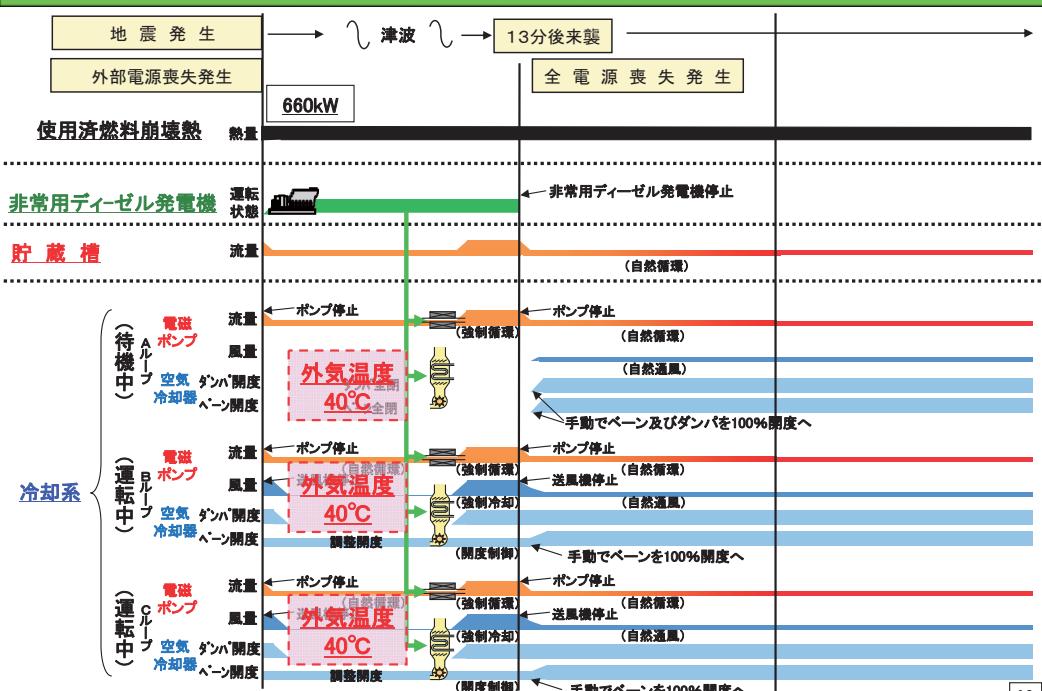
解析条件表

項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件		解析 ケース
			電源 復旧		
1.冷却系統故障	冷却ループ数	強制循環時 2ループ冷却 自然循環時 3ループ冷却	・設計最大崩壊熱(660kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-1
			・実運転上最大崩壊熱(580kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-2
2. 機器故障	入口ベーン操作	成功 (調整開度⇒100%開度)	1ループ失敗 (調整開度維持)	無	2
			-10°C	無	3-1
3. 気象条件	入口空気温度	20°C	40°C	無	3-2
			1ループ停止	有	4

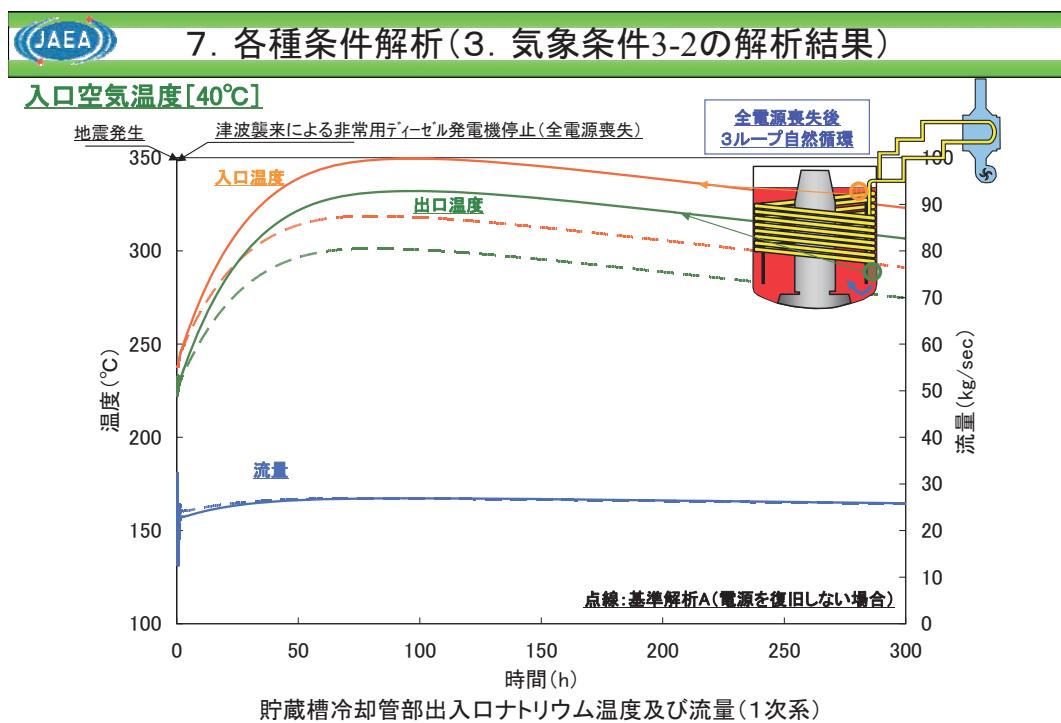
42



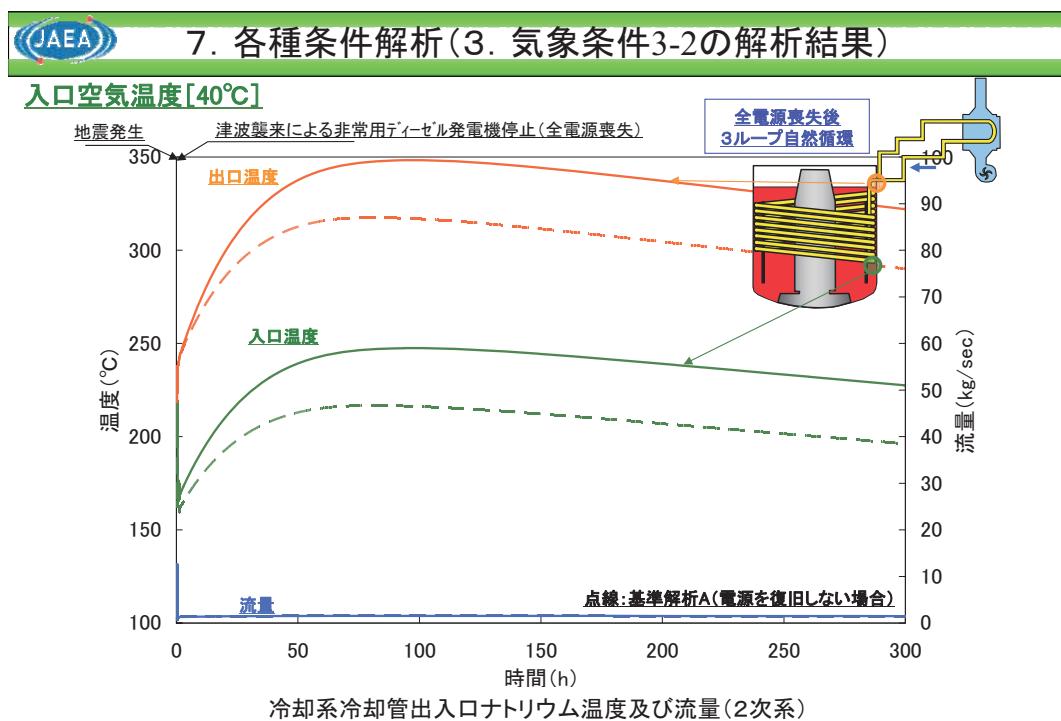
7. 各種条件解析(3. 気象条件3-2の解析条件)



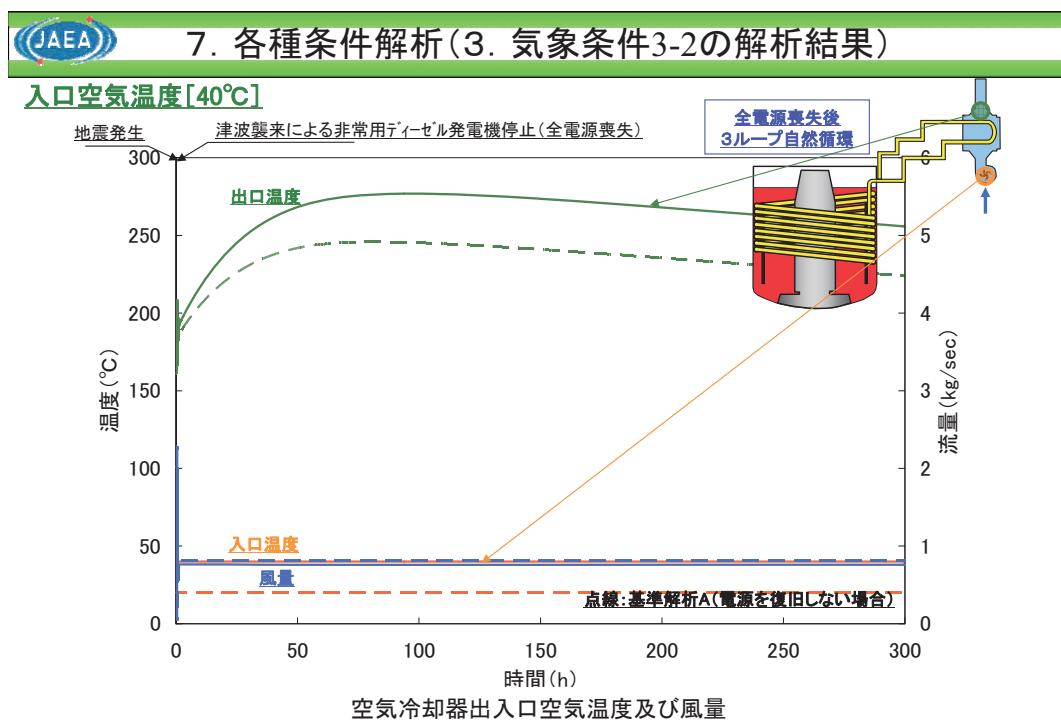
43



44



45



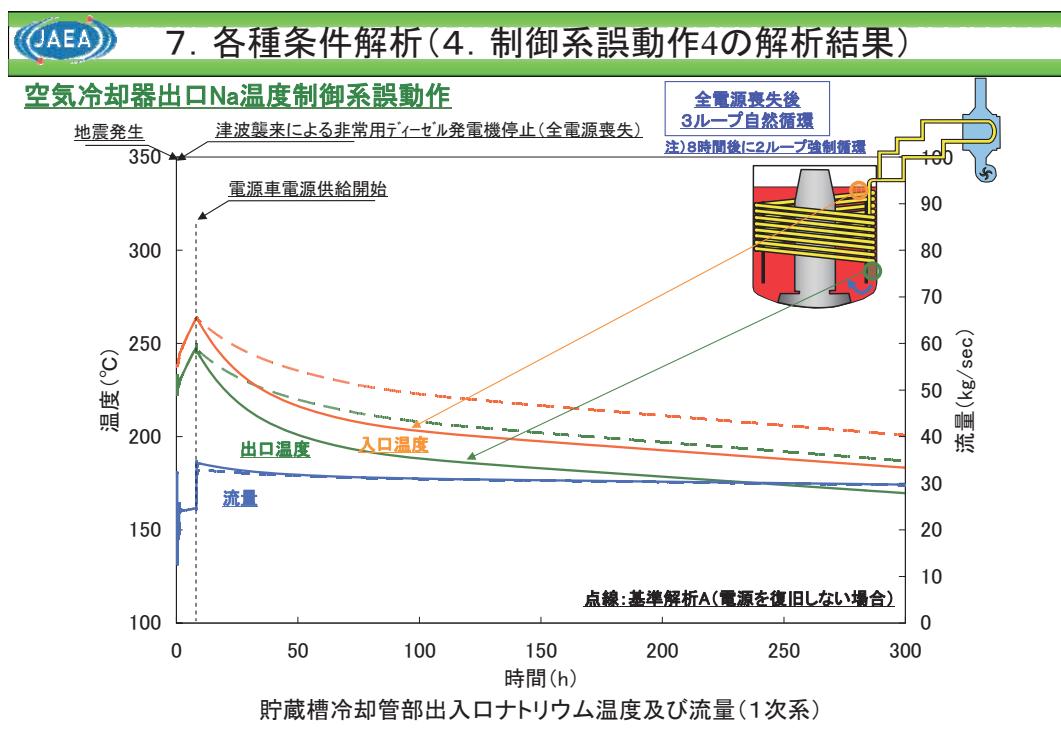
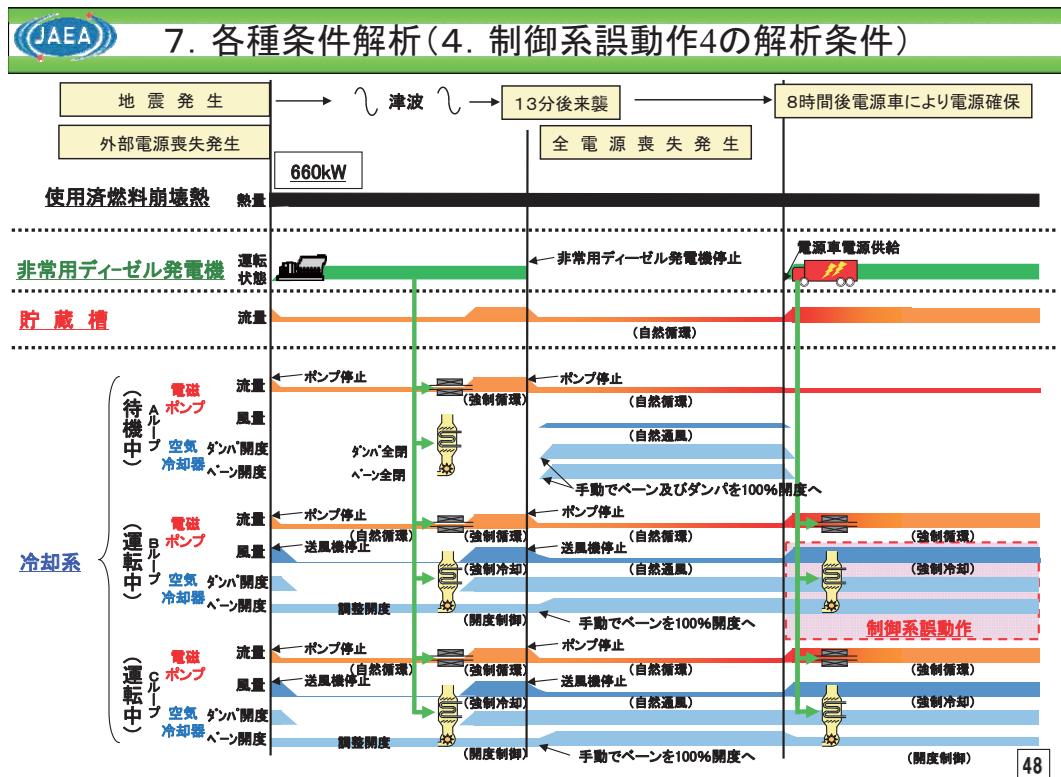
46

7. 各種条件解析(解析条件表)

解析条件表

項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件	電源復旧	解析ケース
1. 冷却系統故障	冷却ループ数	強制循環時 2ループ冷却 自然循環時 3ループ冷却	・設計最大崩壊熱(660kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-1
			・実運転上最大崩壊熱(580kW) ・自然循環時 2ループ冷却	無	1-2
2. 機器故障	入口ベーン操作	成功 (調整開度⇒100%開度)	1ループ失敗 (調整開度維持)	無	2
3. 気象条件	入口空気温度	20°C	-10°C	無	3-1
			40°C	無	3-2
4. 制御系誤動作	空気冷却器 出口Na温度制御系	動作	1ループ停止	有	4

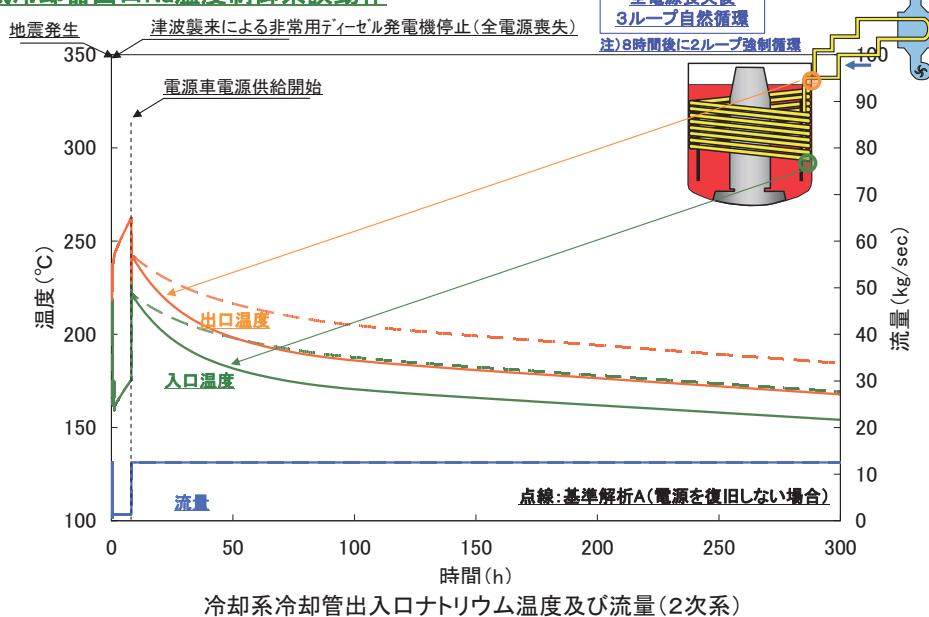
47





7. 各種条件解析(4. 制御系誤動作4の解析結果)

空気冷却器出口Na温度制御系誤動作

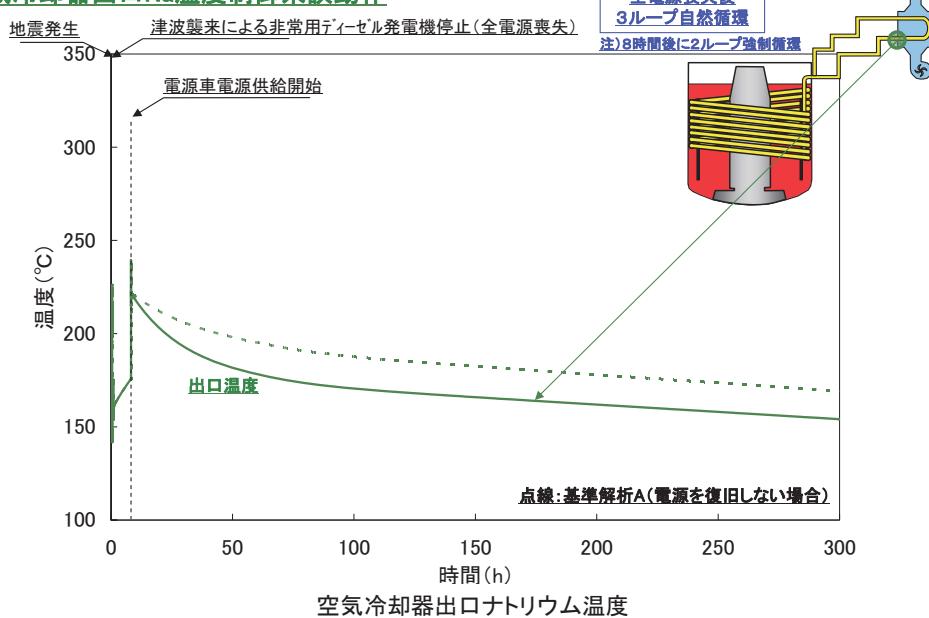


50

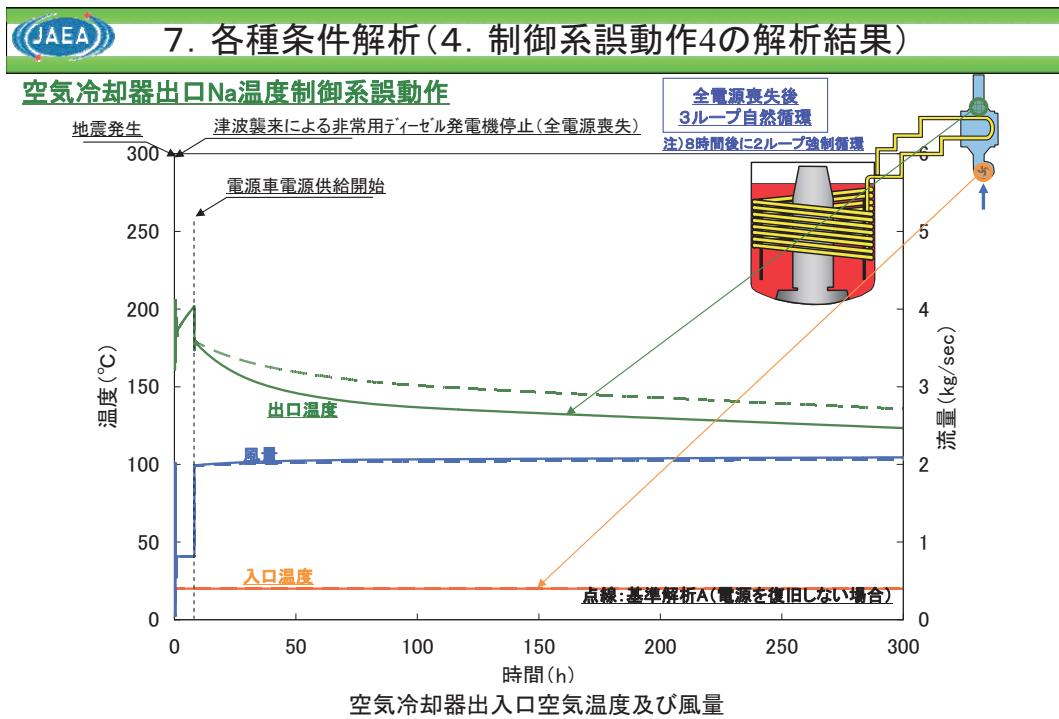


7. 各種条件解析(4. 制御系誤動作4の解析結果)

空気冷却器出口Na温度制御系誤動作



51



8. まとめ

	解析条件	貯蔵槽ナトリウム 最高温度	冷却系コールドレグ 最高温度	空気冷却器出口 空気最高温度
基準解析A	自然循環冷却継続	約320°C	約220°C	約250°C
基準解析B	電源車電源供給による電源復旧	約260°C	約230°C	約200°C
ケース1-1	1. 冷却系統故障 2ループ自然循環冷却[660kW]	約450°C	約320°C	約350°C
ケース1-2	1. 冷却系統故障 2ループ自然循環冷却[580kW]	約410°C	約280°C	約316°C
ケース2	2. 機器故障 1ループ手動開操作失敗	約340°C	約250°C	約270°C
ケース3-1	3. 気象条件 外気温度-10°C	約280°C	約200°C (初期温度より上昇しない)	約200°C
ケース3-2	3. 気象条件 外気温度40°C	約350°C	約250°C	約280°C
ケース4	4. 制御系誤動作 1ループ制御系停止	約260°C	約230°C	約200°C

○上記最高温度で炉外燃料貯蔵槽の構造健全性の評価をそれぞれ実施した結果、健全性に影響がないことを確認している。

○燃料被ふく管温度は、貯蔵槽ナトリウム温度に対して高々70°C程度増であり、「取扱中の燃料の温度は、通常時675°C以上に上昇することのないような設計とする」※をも下回る。

※:「原子炉設置許可申請書 添付書類八 1. 安全設計 方針49. 核燃料の貯蔵および取扱い」



8. まとめ

福島第1原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時の炉外燃料貯蔵設備の冷却について、ナトリウム自然循環成立の要因を分析し、以下の点を示した。

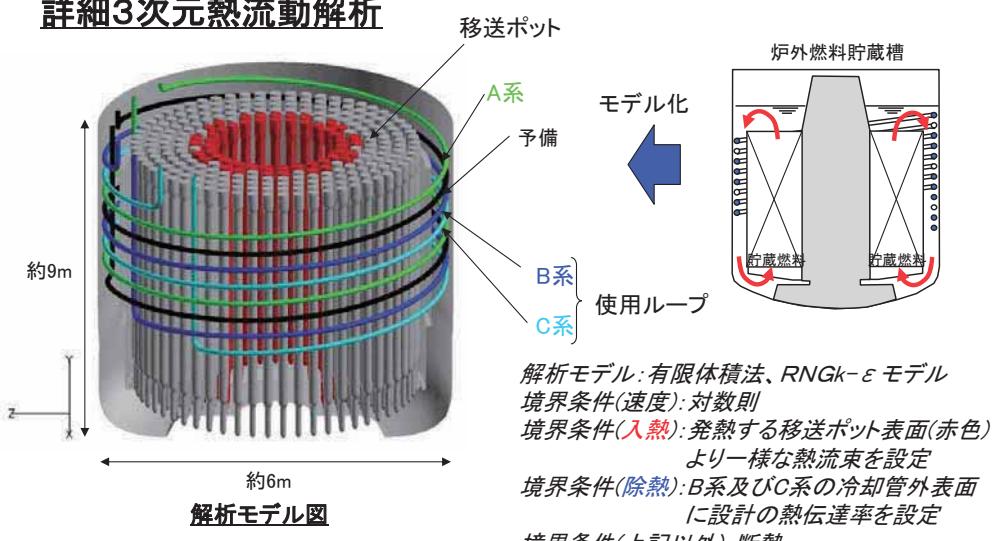
- ①津波来襲時の事象推移に沿った解析の結果、ナトリウムの自然循環によって使用済燃料の崩壊熱が除去され、炉外燃料貯蔵設備の健全性も確保されることを示した。
- ②冷却能力及び流路確保に影響する各種条件解析においても、ナトリウムの自然循環により、使用済燃料の冷却性及び炉外燃料貯蔵設備の健全性が確保されることを示した。

54



[参考1] 多次元解析でのモデルの検証(1/3)

詳細3次元熱流動解析



冷却コイルの非対称性の影響評価及びSuper-COPDによる解析結果の妥当性を確認
(汎用非構造格子流体解析コードFrontFlow/Red*)

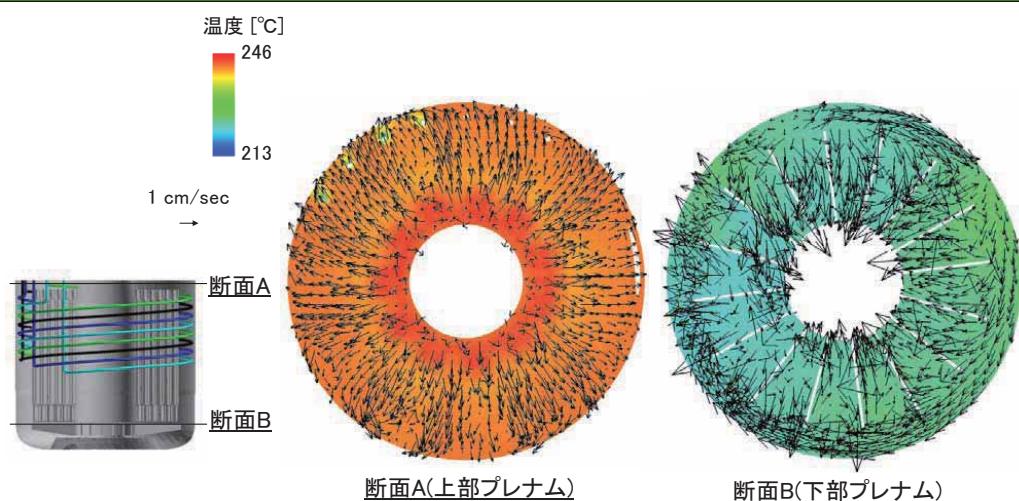
*文献1: V. Dostal and M. Takahashi, "Modeling and optimization of steam dryer for removal of lead-bismuth droplets," Progress in Nuclear Energy, 50, 2-6, pp631-637 (2006)

文献2: K. Honda, H. Ohira, M. Sotsu and S. Yoshikawa, "Thermal-hydraulic analysis of MONJU upper plenum under 40% rated power operational condition," Proc. of the 8th Int'l topical meeting on nuclear thermal-hydraulics, operation and safety, October (2010)

55



[参考1] 多次元解析によるモデルの確認(2/3)

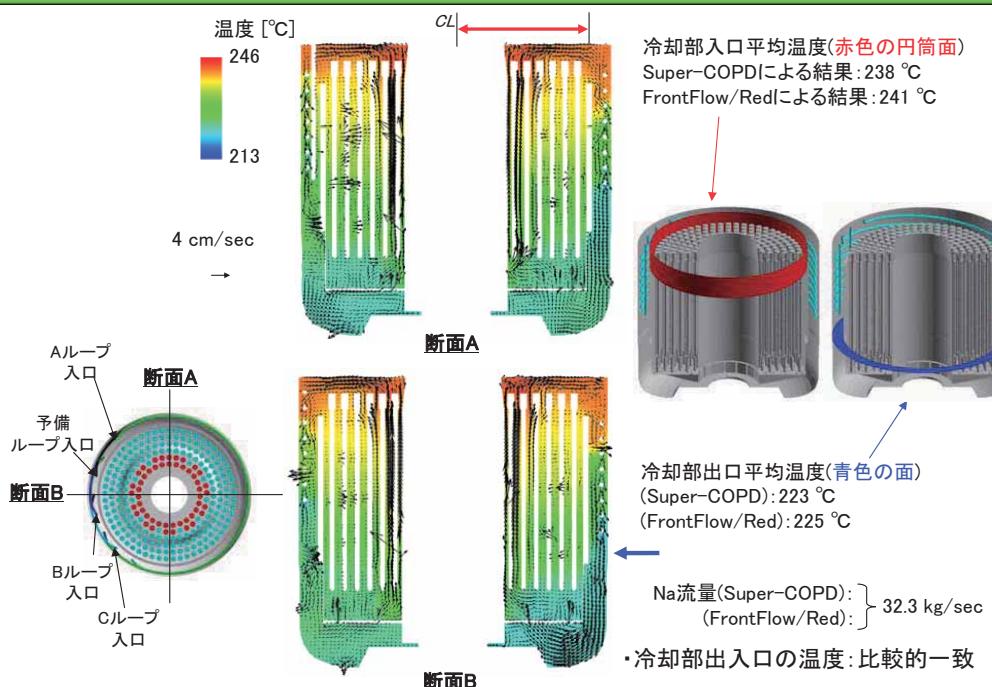


- ・周方向の温度差は小さい
- ・断面A: 冷却管近傍を除いて $\Delta T \sim 4^{\circ}\text{C}$
- ・断面B: $\Delta T \sim 4^{\circ}\text{C}$

56



[参考1] 多次元解析によるモデルの確認(3/3)

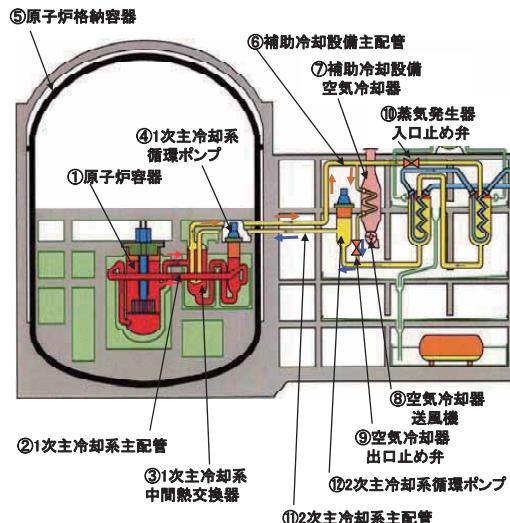


57



[参考2] 構造健全性(耐震バックチェック)

「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)



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
	②1次主冷却系主配管(S)	114MPa
	③1次主冷却系中間熱交換器(S)	126MPa
	④1次主冷却系循環ポンプ(S)	173MPa
	⑤原子炉格納容器(S)	288MPa
	⑥助助冷却設備主配管(S)	214MPa
	⑦助助冷却設備空気冷却器(S)	5.25×10^5 kN·mm
	⑧空気冷却器送風機(S)	1.32G
	⑨空気冷却器出口止め弁(S)	4.88G
	⑩蒸気発生器入口止め弁(S)	4.85G
	⑪2次主冷却系主配管(S)	213MPa
	⑫2次主冷却系循環ポンプ(S)	260MPa
炉外燃料貯蔵設備	炉外燃料貯蔵槽(S)	139MPa
	炉外燃料貯蔵槽冷却系配管(S)	256MPa
	空気冷却器(S)	98MPa
	空気冷却器用送風機(S)	17MPa
	循環ポンプ(S)	21MPa
燃料池	燃料池(S)	25MPa
	貯蔵ラック(S)	127MPa
燃料移送機(B)	燃料移送機(B)	154MPa
	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

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 資料1-3 より

58

第3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

資料3-4

福島第一原子力発電所事故を踏まえた 津波来襲時の燃料池冷却検討結果について

平成23年9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



目 次

1. 燃料池の概要
2. 燃料池の冷却検討
3. 計算方法
4. 全電源喪失時の事象推移
5. 基準解析
6. 冷却機能維持の分析
7. 各種条件解析
8. 参考解析
9. まとめ

参考

- ・3次元熱流動解析結果との比較
- ・スロッシング評価
- ・耐震バックチェック評価

1

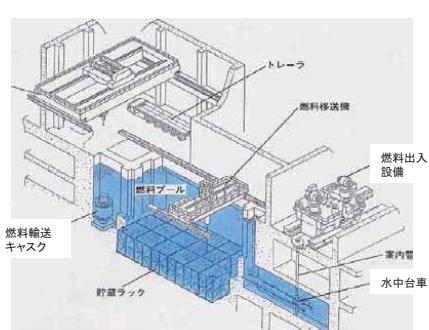


1. 燃料池の概要

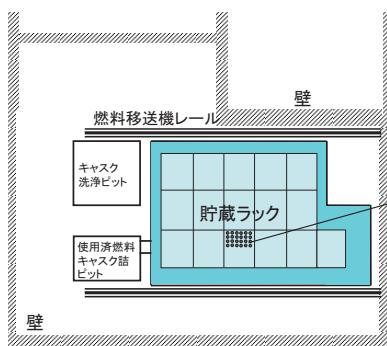
「もんじゅ」での使用済燃料の取扱い

⇒ 原子炉から取り出された使用済燃料は、炉外燃料貯蔵槽(EVST)にて崩壊熱が小さくなるまで貯蔵

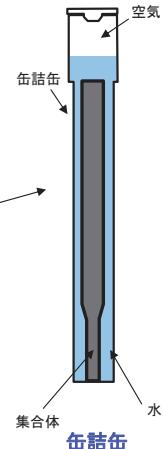
⇒ 缶詰缶に詰められ燃料池に移され、水中にて貯蔵・冷却



燃料池鳥瞰図



燃料池寸法図



缶詰缶

- ・貯蔵ラックは、使用済燃料を合計で約1400体を収容できる
- ・貯蔵ラックに収容した場合の缶詰缶頂部は、通常水位から約7m下となる。

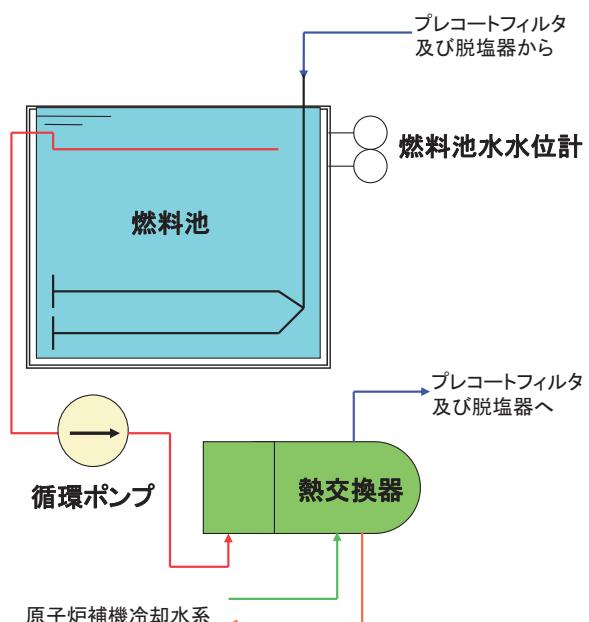
2



1. 燃料池の概要

燃料池水冷却浄化装置

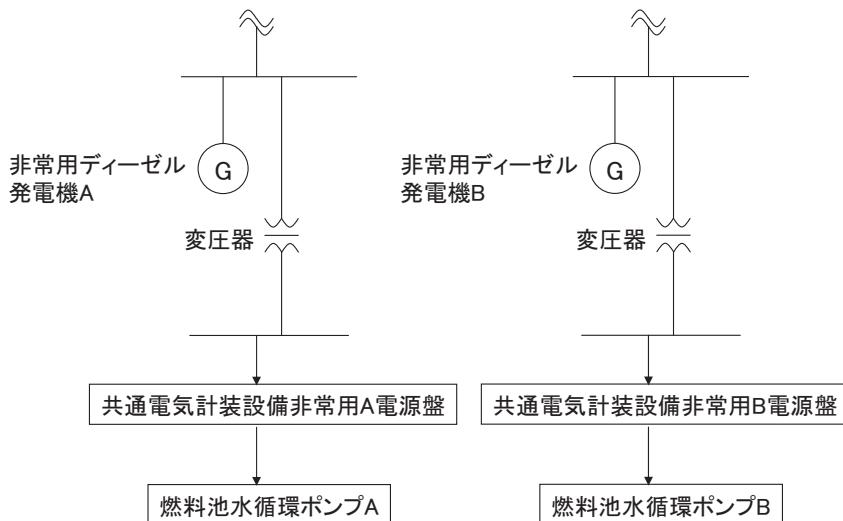
- ・燃料池内貯蔵ラックに一時貯蔵された使用済燃料の崩壊熱を除去
- ・燃料池の水温を所定の温度(52[°C])以下に保つ
- ・循環ポンプ及び熱交換器がそれぞれ2基設置
- ・除熱には、補機冷却水を用いており、熱交換容量は最大で550[kW]



3



1. 燃料池の概要



燃料池の冷却設備に係る非常用電源供給の概要

ディーゼル発電機に繋がってる設備は、外部電源喪失時にも電源供給を受けることができる。⇒冷却浄化系は運転継続可能

4



2. 燃料池の冷却検討

●確認内容

地震発生、津波来襲により外部電源及び非常用ディーゼル発電機が利用不可となった場合にも、「もんじゅ」燃料池が使用済燃料の崩壊熱を除去できる設計となっていることを示す。

●評価対象

使用済燃料の冷却には、水量確保及び水温維持が必要。

水量確保…使用済燃料が露出すると、除熱が困難となり、缶詰缶、ラップ管及び被覆管が破損する可能性が高くなる。

水温維持…沸騰が起こると、水が急激に失われ、水量確保が困難となる。

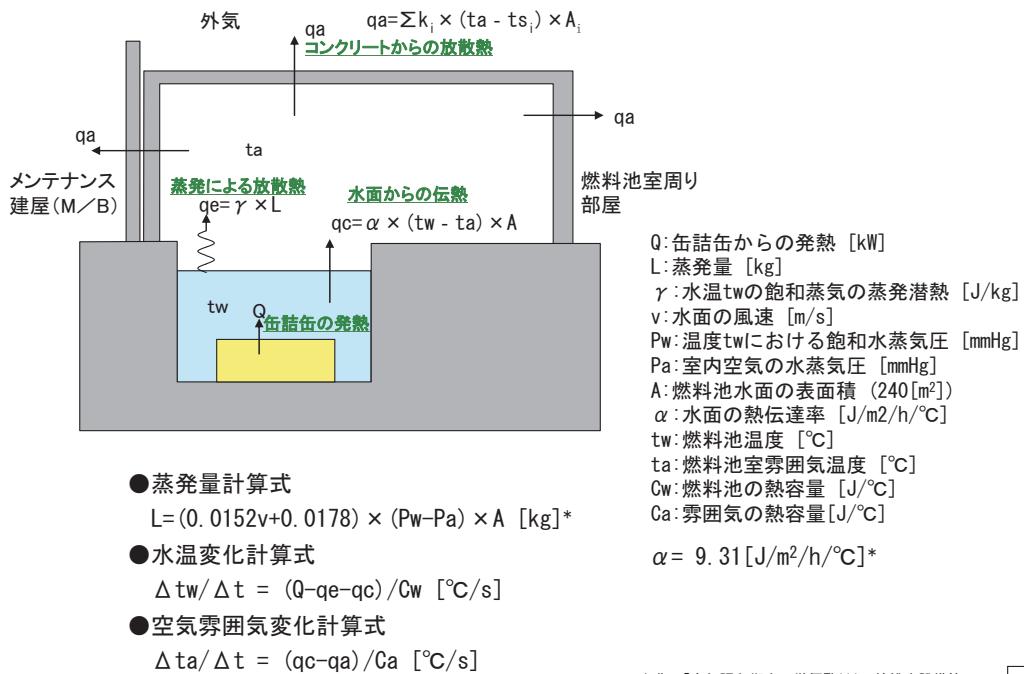


- ・使用済燃料が装荷されている缶詰缶の頂部が露出するまでの時間
- ・燃料池の沸騰の有無の確認(もし沸騰する場合は、沸騰するまでの時間)

5



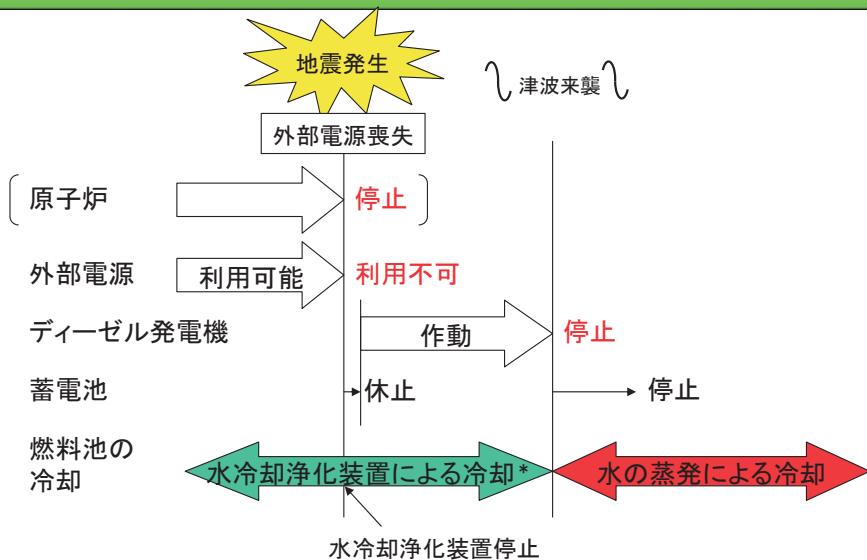
3. 計算方法(モデル)



6



4. 全電源喪失時の事象推移



(注) 燃料池の温度、水位等は無停電電源に接続(蓄電池駆動)しているため継続監視できる。

(*) 外部電源喪失後は、ディーゼル発電機による給電により手動で起動することができる。

7



5. 基準解析(事象推移)

➤ 地震発生前

- ・燃料池に崩壊熱484[kW]の使用済燃料が収納されている状態を想定
(換気空調系、冷却系運転)

➤ 地震発生直後(0分)

- ・地震と同時に外部電源喪失(非常用ディーゼル発電機起動⇒交流電源供給)
 - ⇒換気空調系、冷却系停止*
 - ⇒水温上昇、水位低下

➤ 津波来襲後(13分後)

- ・非常用ディーゼル発電機停止(全交流電源喪失)
 - ⇒水温上昇、水位低下継続

(*)ディーゼル発電機からの給電は考慮せず、外部電源喪失と同時に除熱機能が喪失することとした。

8



5. 基準解析(解析条件)

基準解析の解析条件

	基準解析条件
燃料池室初期室温	40 [°C]
缶詰缶の発熱量	484 [kW] (30年間の想定で最大となる発熱量)
相対湿度	70% (2010年平均)※
外気温度	20 [°C]
隣接する部屋の温度	40 [°C] (空調制御範囲最大値)
水面の風速	0 [m/s] (換気空調系停止)

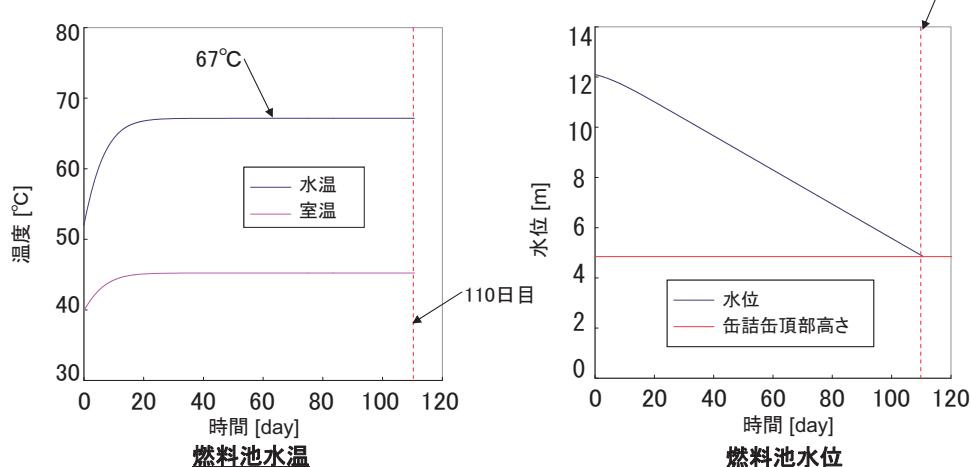
※気象庁HP 敦賀市気象情報

9



5. 基準解析(解析結果)

基準解析の解析結果



水温: 67°Cまで上昇し、安定となる。

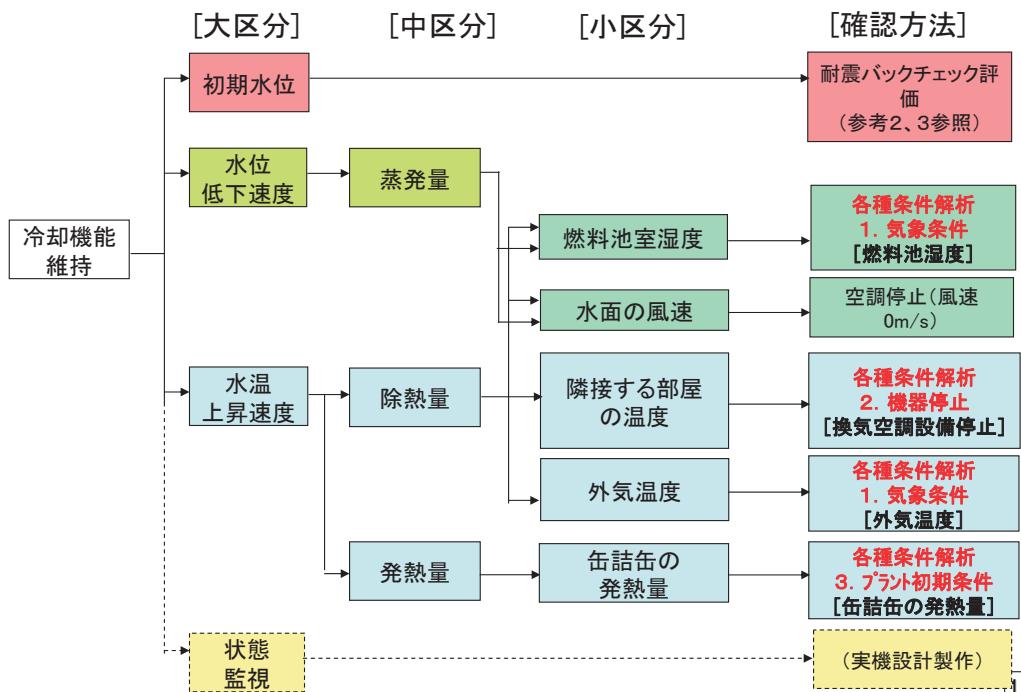
水位: 1ヵ月後の水位低下は約1.8[m]であり、缶詰缶頂部露出まで、約110日となる。

→対策をとるための猶予は十分にある。

10



6. 冷却機能維持の分析

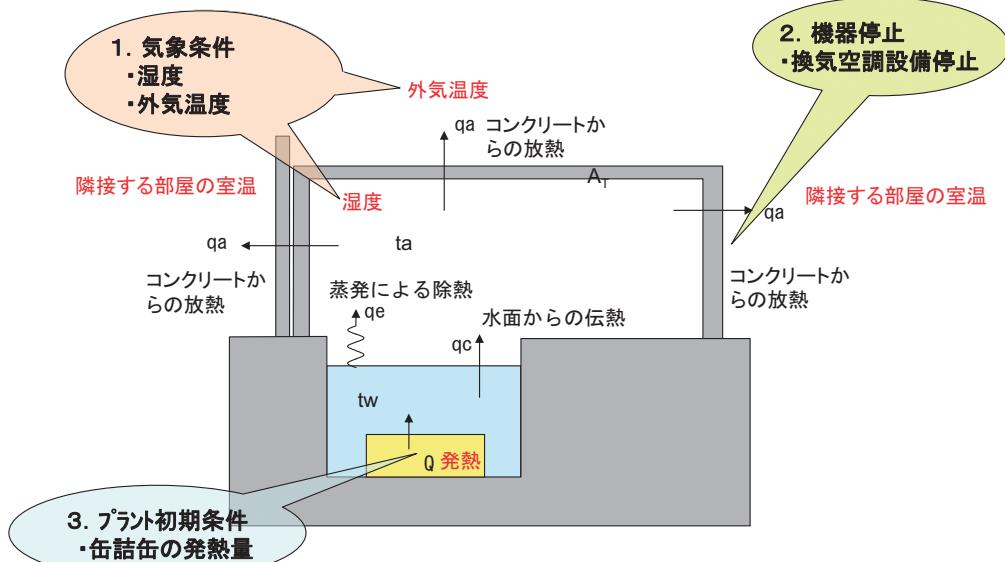


11



6. 冷却機能維持の分析

冷却機能維持に影響を及ぼす条件



12



7. 各種条件解析(解析条件)

解析条件表

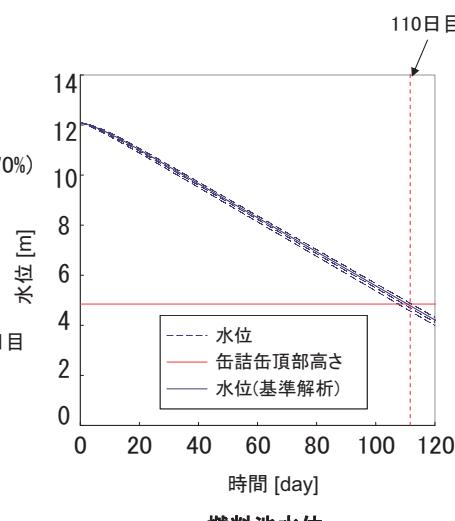
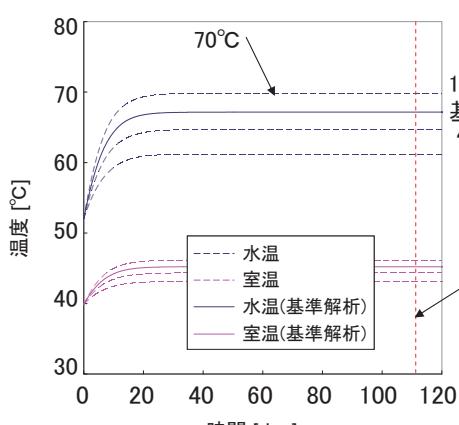
項目	解析ケース名	基準解析条件	各種条件
1. 気象条件	1. 燃料池室 湿度	70%	0%、40%、100%
	2. 外気温度	20 [°C]	-10 [°C]、40 [°C]
2. 機器停止	換気空調設備 停止	隣接する部屋の 温度:40 [°C]	隣接する部屋との壁を 断熱
3. プラント初期 条件	缶詰缶の 発熱量	484 [kW]	550 [kW]

13



7. 各種条件解析(解析結果1)

1-1. 燃料池室湿度



水温: 水温は、相対湿度100%で最大となり、70°Cまで上昇する。

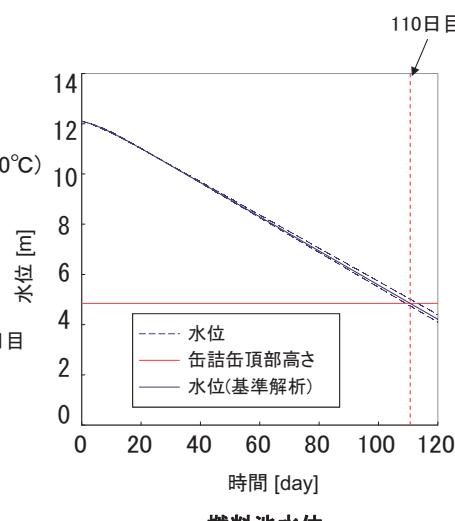
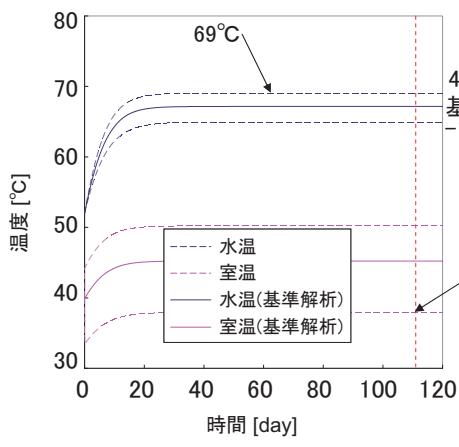
水位: 基本解析とほぼ同等(約110日)

14



7. 各種条件解析(解析結果2)

1-2. 外気温度(外気への伝熱量)



水温: 外気温が40°Cで最大となり、69°Cまで上昇する。

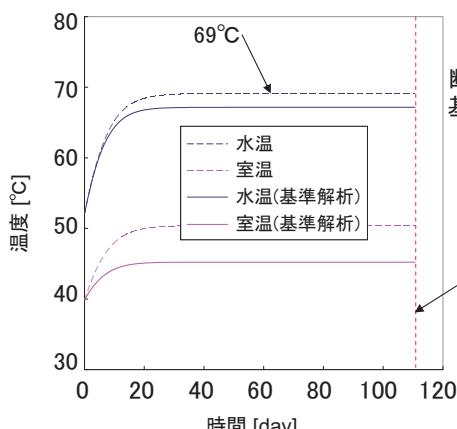
水位: 基本解析とほぼ同等(約110日)

15

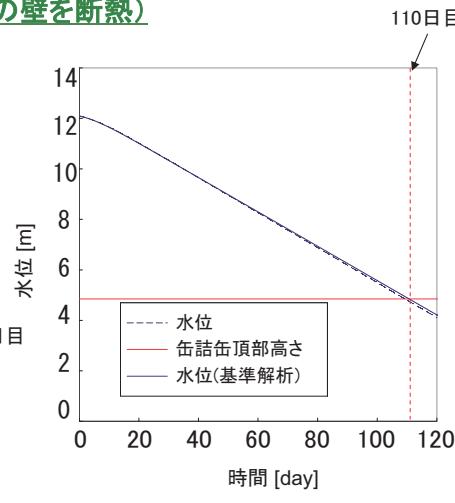


7. 各種条件解析(解析結果3)

2. 換気空調設備停止(隣接する部屋との壁を断熱)



燃料池水温



燃料池水位

水温: 69°Cまで上昇する。

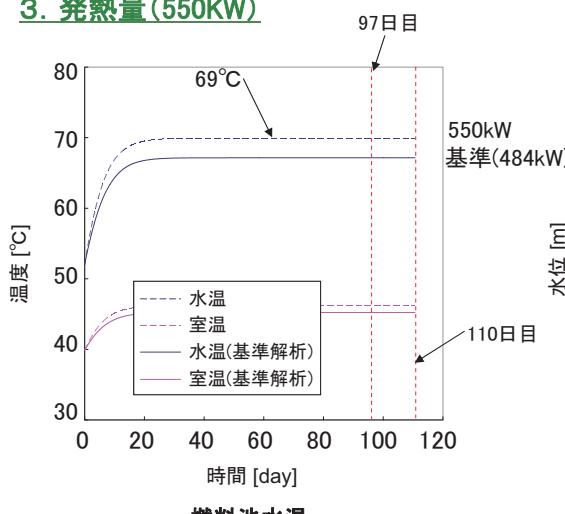
水位: 基本解析とほぼ同等(約110日)

16

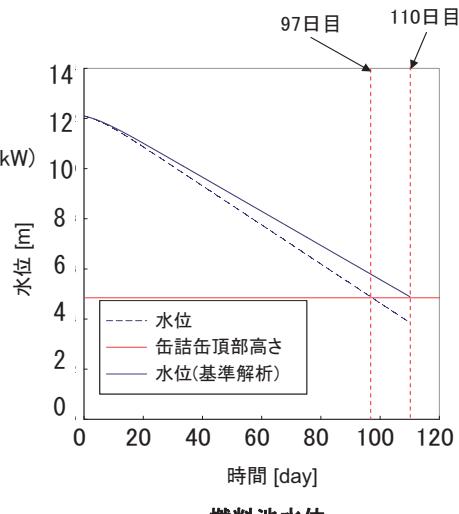


7. 各種条件解析(解析結果4)

3. 発熱量(550KW)



燃料池水温



燃料池水位

水温: 69°Cまで上昇する。

水位: 約97日で缶詰缶頂部が露出する。(基本解析: 約110日)

17



8. 参考解析(解析条件)

結果が厳しくなるよう相対湿度を蒸発量計算内で使い分け

参考解析の解析条件表

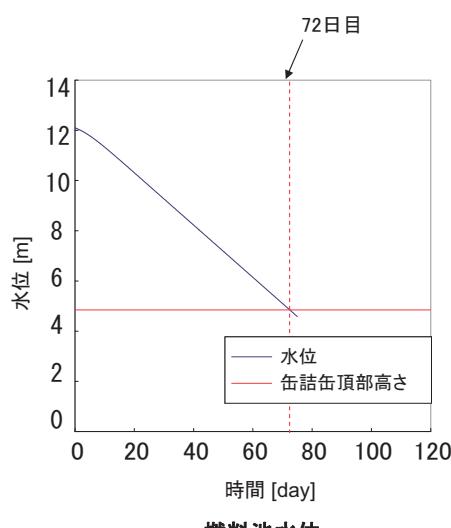
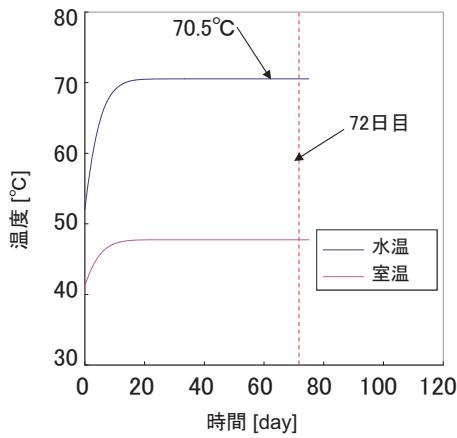
	基準解析	参考解析1	参考解析2
外気温度	20 [°C]	26.2 [°C]	26.2 [°C]
缶からの 発熱量	484 [kW]	484 [kW]	550 [kW]
蒸発潜熱に 用いる相対湿度	70%	100%	100%
蒸発速度に 用いる相対湿度	70%	0%	0%

18



8. 参考解析(解析結果1)

参考解析1の結果



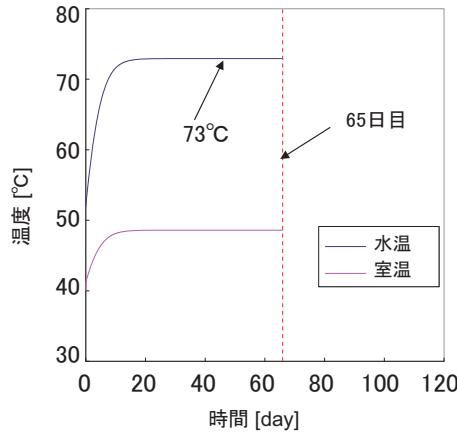
水温: 70.5°Cまで上昇する。
水位: 約72日で缶詰缶頂部が露出する。

19

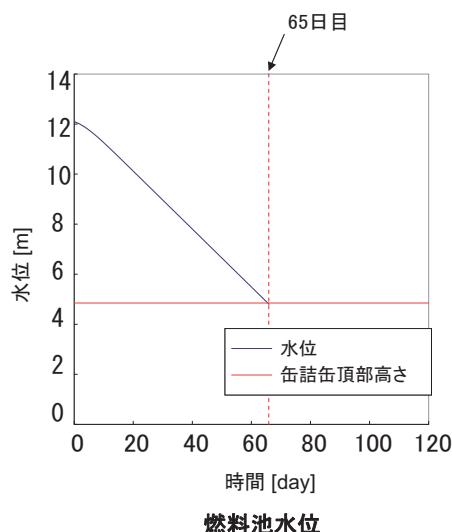


8. 参考解析(解析結果2)

参考解析2の結果



燃料池水温



燃料池水位

水温: 73°Cまで上昇する。

水位: 約65日で缶詰缶頂部が露出する。

20



9. まとめ

- 使用済燃料池は、水位低下や水温上昇に影響する各種条件解析を行い、全交流電源が喪失した場合、そのままの状態でも、缶詰缶の頂部が露出するまでに2ヶ月以上の猶予があり、この間の水温は約70°C程度までしか上昇しない。

- したがって、福島第1原子力発電所事故を踏まえた津波来襲時にも燃料池は使用済燃料の崩壊熱を除去できる設備となっている。

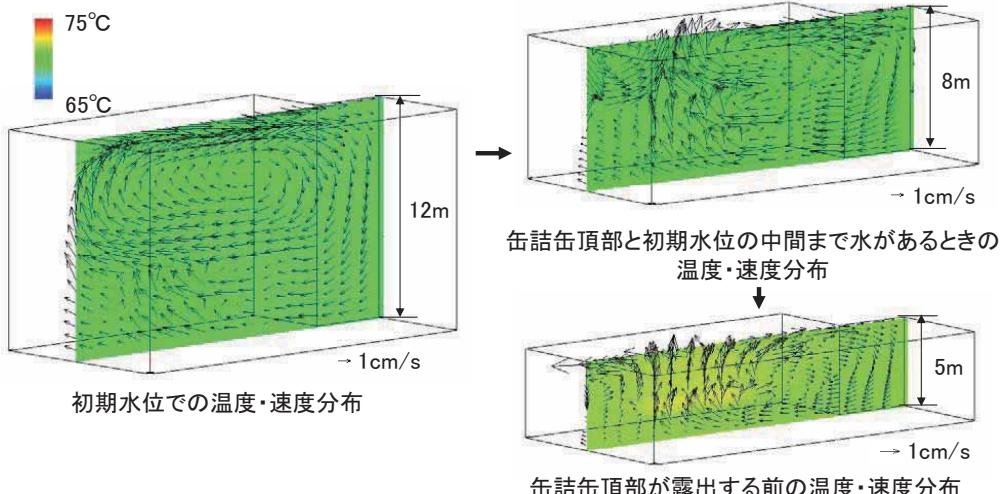
21



[参考1] 3次元熱流動解析結果との比較

基準解析条件を用いた代表的な水位における3次元定常流動解析結果

解析コード: 単相多次元熱流動解析コードAQUA



- ・温度分布: 水位にかかわらず高温領域と低温領域の温度差は1.3°C以下
 - ・速度分布: いずれの水位においても自然循環が発生
- これより、水温を一点近似とするモデルは妥当であると考えられる。

22



[参考2] スロッシング評価

粒子法による溢水量解析結果

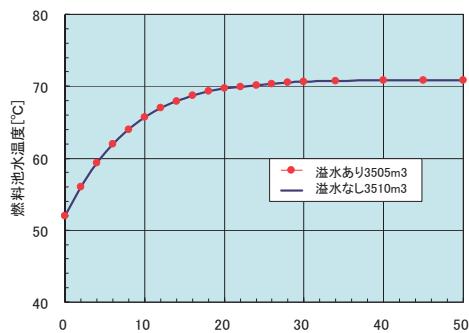
検討地震動	溢水量解析結果
応答スペクトル波	1.6 m ³
断層モデル波	溢水無し
活断層の念のための同時活動に関する検討	0.14 m ³

解析結果に余裕を見込み、溢水量約5m³と設定し評価

燃料池の水温上昇

溢水により約5m³の水量低下(全水量
約3510m³⇒ 約3505m³)

使用済燃料の崩壊熱は炉外燃料貯蔵槽(Na中)にて減衰され、燃料池の熱負荷は小さい。燃料池の冷却源がないと想定しても、水温上昇は70°C程度に留まる。溢水後の水温上昇の過程に変化はない



- ・最大熱負荷484kW時
- ・初期温度(水:52°C、雰囲気:40°C)

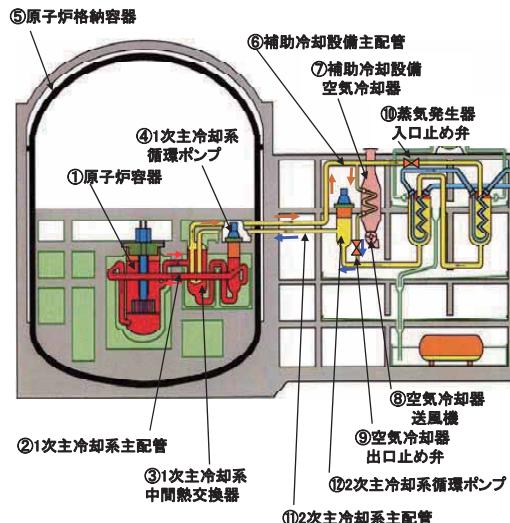
高速増殖原型炉もんじゅ新耐震指針に照らした耐震安全性評価に関する説明資料－コメント回答資料－ 構造B18-2-3 より

23



[参考3] 耐震バックチェック評価

「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)



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
	②1次主冷却系主配管(S)	114MPa
	③1次主冷却系中間熱交換器(S)	126MPa
	④1次主冷却系循環ポンプ(S)	173MPa
	⑤原子炉格納容器(S)	288MPa
	⑥助助冷却設備主配管(S)	214MPa
	⑦助助冷却設備空気冷卻器(S)	5.25×10^5 kN·mm
	⑧空気冷卻器送風機(S)	1.32G
	⑨空気冷卻器出口止め弁(S)	4.88G
	⑩蒸気発生器入口止め弁(S)	4.85G
	⑪2次主冷却系主配管(S)	213MPa
	⑫2次主冷却系循環ポンプ(S)	260MPa
炉外燃料貯蔵設備	炉外燃料貯蔵槽(S)	139MPa
	炉外燃料貯蔵槽冷却系配管(S)	256MPa
	空気冷卻器(S)	98MPa
	空気冷卻器用送風機(S)	17MPa
	循環ポンプ(S)	21MPa
燃料池	燃料池(S)	25MPa
	貯蔵ラック(S)	127MPa
燃料移送機(B)	燃料移送機(B)	154MPa
	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

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 資料1-3 より

24

国際単位系 (SI)

表1. SI基本単位		
基本量	SI基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例		
組立量	SI基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m^2
体積	立方メートル	m^3
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s^2
波数	毎メートル	m^{-1}
密度	質量密度	kg/m^3
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m^2
比體積	立方メートル毎キログラム	m^3/kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m^2
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a)	モル毎立方メートル	mol/m^3
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m^3
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m^2
屈折率 ^(b)	(数字の) 1	1
比透磁率 ^(b)	(数字の) 1	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration)ともよばれる。

(b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位		
組立量	SI組立単位	
	名称	記号
平面角	ラジアン ^(b)	rad
立体角	ステラジアン ^(b)	$sr^{(c)}$
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz
力	ニュートン	N
圧力、応力	パスカル	Pa
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J
仕事率、工率、放射束	ワット	W
電荷、電気量	クーロン	C
電位差(電圧)、起電力	ボルト	V
静電容量	ファラード	F
電気抵抗	オーム	Ω
コンダクタンス	ジーメンス	S
磁束密度	ウェーベ	Wb
磁束	テスラ	T
イントダクタンス	ヘンリー	H
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C
光束度	ルーメン	lm
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq
吸収線量、比エネルギー分率	グレイ	Gy
線量当量、周辺線量当量、方向性線量当量	シーベルト ^(g)	Sv
酸素活性	カタール	kat
	の表し方	

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコピーレントではない。

(b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。

(c) 調光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中、そのまま維持している。

(d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。

(e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表示する数値はどちらの単位で表しても同じである。

(f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で“radioactivity”と記される。

(g) 単位シーベルト (PV,2002,70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10^{24}	ヨタ	Y	10^3	デシ	d
10^{21}	ゼタ	Z	10^2	センチ	c
10^{18}	エクサ	E	10^3	ミリ	m
10^{15}	ペタ	P	10^6	マイクロ	μ
10^{12}	テラ	T	10^9	ナノ	n
10^9	ギガ	G	10^{12}	ピコ	p
10^6	メガ	M	10^{15}	フェムト	f
10^3	キロ	k	10^{18}	アト	a
10^2	ヘクト	h	10^{21}	ゼット	z
10^1	デカ	da	10^{24}	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	$1^\circ=(\pi/180) \text{ rad}$
分	'	$1'=(1/60)^\circ=(\pi/10800) \text{ rad}$
秒	"	$1''=(1/60)'=(\pi/648000) \text{ rad}$
ヘクタール	ha	$1ha=1hm^2=10^4 \text{ m}^2$
リットル	L	$1L=1dm^3=10^3 \text{ cm}^3=10^{-3} \text{ m}^3$
トン	t	$1t=10^3 \text{ kg}$

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI単位で表される数値
電子ボルト	eV	$1eV=1.602 176 53(14) \times 10^{-19} \text{ J}$
ダルトン	Da	$1Da=1.660 538 86(28) \times 10^{-27} \text{ kg}$
統一原子質量単位	u	$1u=1 \text{ Da}$
天文単位	ua	$1ua=1.495 978 706 91(6) \times 10^{11} \text{ m}$

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI単位で表される数値
バール	bar	$1 \text{ bar}=0.1 \text{ MPa}=100 \text{ kPa}=10^5 \text{ Pa}$
水銀柱ミリメートル	mmHg	$1 \text{ mmHg}=133.322 \text{ Pa}$
オングストローム	Å	$1 \text{ Å}=0.1 \text{ nm}=100 \text{ pm}=10^{-10} \text{ m}$
海里	M	$1 \text{ M}=1852 \text{ m}$
バン	b	$1 \text{ b}=100 \text{ fm}^2=(10^{-12} \text{ cm})^2=10^{-28} \text{ m}^2$
ノット	kn	$1 \text{ kn}=(1852/3600) \text{ m/s}$
ネバ	Np	SI単位との数値的な関係は、対数量の定義に依存。
ベル	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI単位で表される数値
エルグ	erg	$1 \text{ erg}=10^{-7} \text{ J}$
ダイナ	dyn	$1 \text{ dyn}=10^{-5} \text{ N}$
ボアズ	P	$1 \text{ P}=1 \text{ dyn s cm}^2=0.1 \text{ Pa s}$
ストークス	St	$1 \text{ St}=1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{-1}=10^4 \text{ m}^2 \text{ s}^{-1}$
スチルブ	sb	$1 \text{ sb}=1 \text{ cd sr cm}^2=10^4 \text{ cd m}^2$
フォト	ph	$1 \text{ ph}=1 \text{ cd sr cm}^2 \text{ s}^{-1}$
ガル	Gal	$1 \text{ Gal}=1 \text{ cm s}^{-2}=10^2 \text{ ms}^{-2}$
マックスウェル	Mx	$1 \text{ Mx}=1 \text{ G cm}^2=10^8 \text{ Wb}$
ガウス	G	$1 \text{ G}=1 \text{ Mx cm}^{-2}=10^4 \text{ T}$
エルステッド ^(c)	Oe	$1 \text{ Oe}=\Delta(10^3/4\pi) \text{ A m}^{-1}$

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI単位で表される数値
キュリ	Ci	$1 \text{ Ci}=3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$
レントゲン	R	$1 \text{ R}=2.58 \times 10^4 \text{ C/kg}$
ラド	rad	$1 \text{ rad}=1 \text{ cGy}=10^{-2} \text{ Gy}$
レム	rem	$1 \text{ rem}=1 \text{ Sv}=10^{-2} \text{ Sv}$
ガンマ	γ	$1 \gamma=1 \text{ nT}=10^{-9} \text{ T}$
フェルミ	f	$1 \text{ フェルミ}=1 \text{ fm}=10^{-15} \text{ m}$
メートル系カラット		$1 \text{ メートル系カラット}=200 \text{ mg}=2 \times 10^{-4} \text{ kg}$
トル	Torr	$1 \text{ Torr}=(101 325/760) \text{ Pa}$
標準大気圧	atm	$1 \text{ atm}=101 325 \text{ Pa}$
カロリ	cal	$1 \text{ cal}=4.1858 \text{ J}((15^\circ \text{C}) \text{ カロリー}), 4.1868 \text{ J}((IT) \text{ カロリー})$
ミクロ	μ	$1 \mu=1 \mu\text{m}=10^{-6} \text{ m}$

この印刷物は再生紙を使用しています