

女川原子力発電所2号炉 運転中の原子炉における 炉心損傷防止対策の有効性評価について

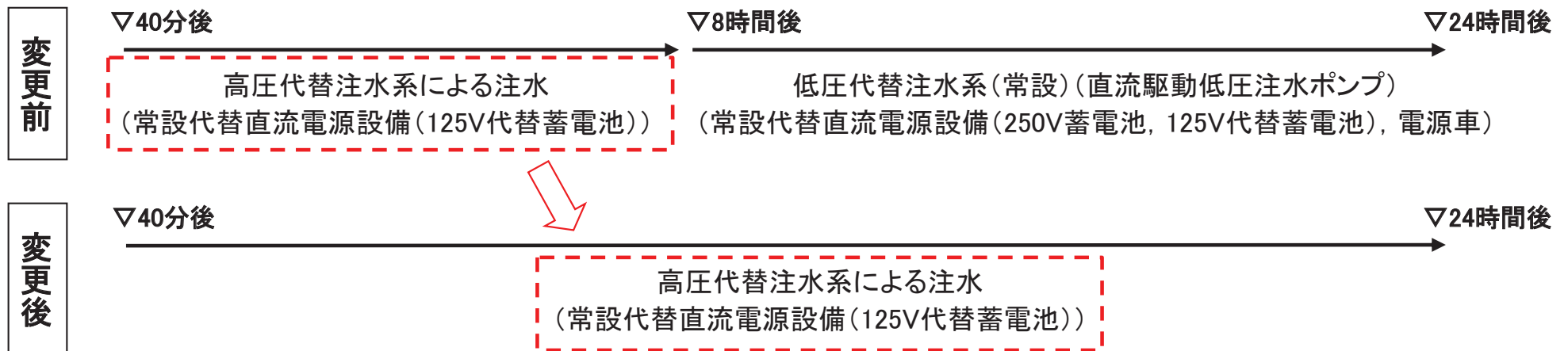
平成31年2月12日
東北電力株式会社

1. 審査会合での指摘事項を踏まえた有効性評価の変更について
2. 審査会合での指摘事項に対する回答
3. 重大事故等対策の追加について

審査会合での指摘事項に対する回答(No.1) 変更の概要

全交流動力電源喪失(TBD)

- 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失」においては、事象発生8時間後に注水設備を高圧代替注水系から低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)に、直流電源を常設代替直流電源設備(125V代替蓄電池)から電源車給電に切り替える評価としていた(第587回審査会合(平成30年6月12日))。
- 今般、本事故シーケンスグループの特徴である直流電源喪失に対する対策の有効性を確認するとともに直流電源喪失時の初期対応で受電操作を実施する常設代替直流電源設備(125V代替蓄電池)の使用量を厳しく評価する観点から、常設代替直流電源設備(125V代替蓄電池)により高圧代替注水系を事象発生24時間後まで継続運転する解析へと変更した。



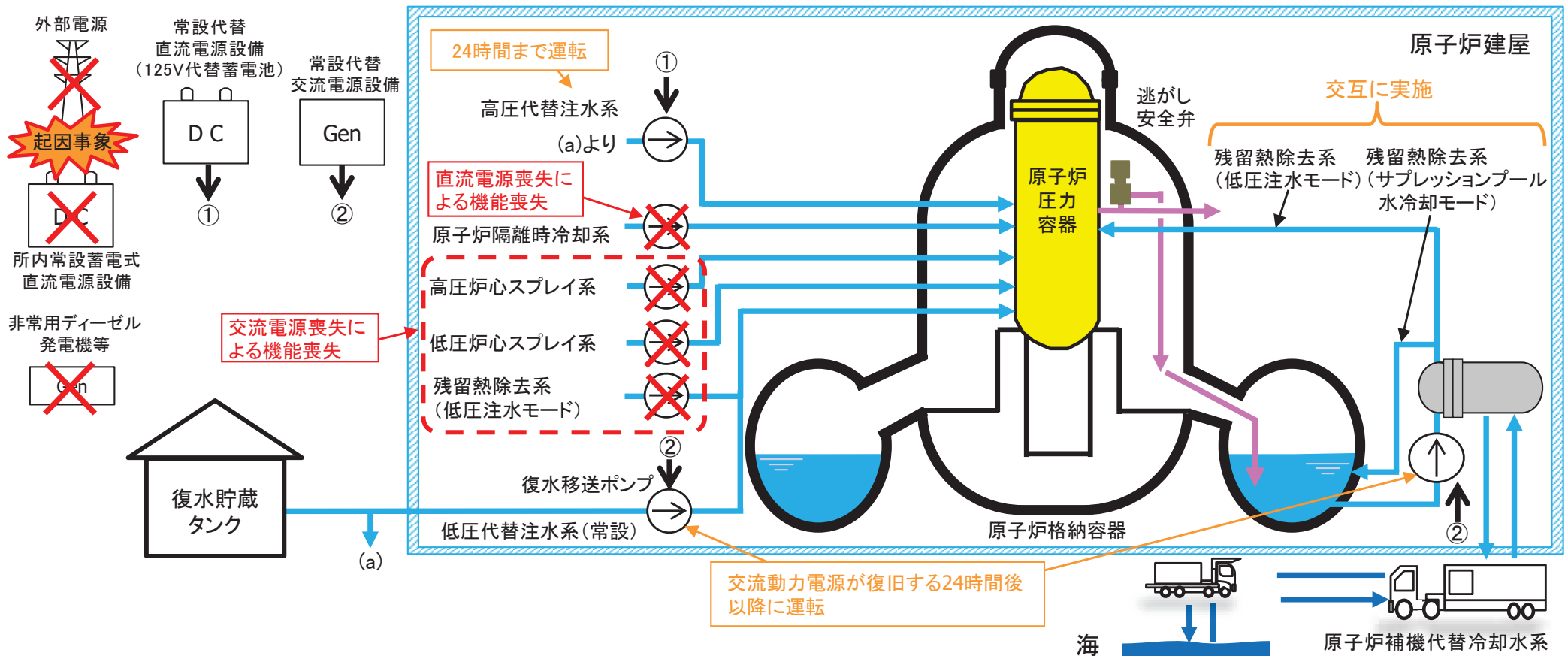
全交流動力電源喪失(TBD) 事象の概要

全交流動力電源喪失(TBD)の特徴

外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の喪失後、直流電源の喪失により原子炉隔離時冷却系が停止する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

全交流動力電源喪失(TBD)の対策概要

- ・直流電源を確保し、高圧代替注水系により炉心を冷却[0～24時間まで]
- ・交流動力電源を復旧した後、逃がし安全弁を手動開操作し、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)により炉心を冷却[24時間後]
- ・原子炉補機代替冷却水系を用いた残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水及び残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)による格納容器除熱[25時間後]



1. 審査会合での指摘事項を踏まえた有効性評価の変更について(3/10)
全交流動力電源喪失(TBD) 主要解析条件(1/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		原子炉側:SAFER 格納容器側:MAAP	—
事故条件	起因事象	外部電源喪失	送電系統又は所内主発電設備の故障等によって、外部電源喪失するものとして設定
	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定して設定
		直流電源喪失	本事故シーケンスにおける前提条件
		原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)喪失	原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)が機能喪失することにより、崩壊熱除去機能を喪失するものとして設定
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとして設定

1. 審査会合での指摘事項を踏まえた有効性評価の変更について(4/10)

全交流動力電源喪失(TBD) 主要解析条件(2/3)

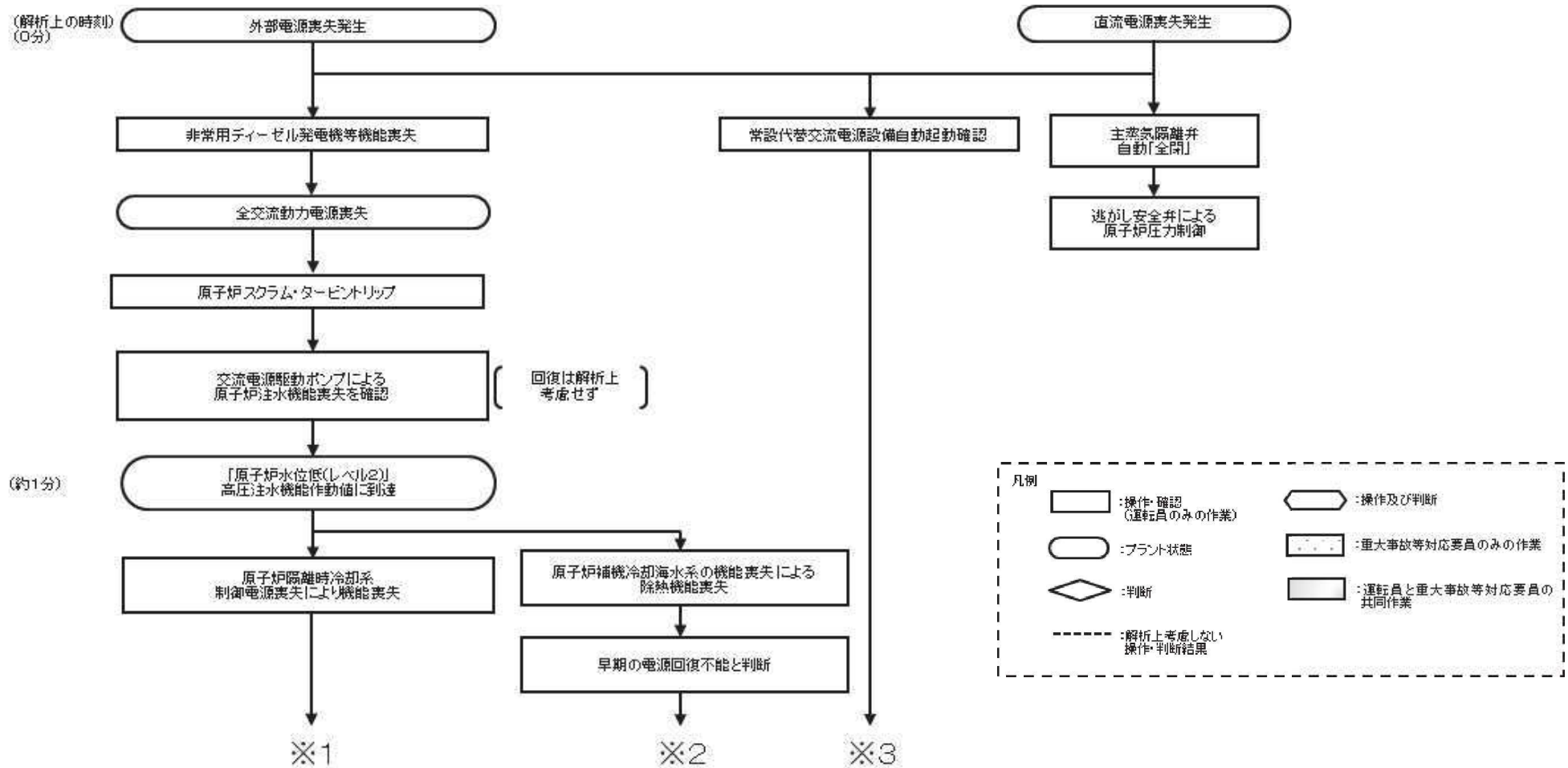
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する機器条件	原子炉スクラム信号	主蒸気止め弁閉 (遅れ時間:0.06秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
	高压代替注水系	90.8m ³ /h(7.86~1.04MPa[gage]において)	高压代替注水系の設計値として設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage] × 2個, 356t/h/個 7.44MPa[gage] × 3個, 360t/h/個 7.51MPa[gage] × 3個, 363t/h/個 7.58MPa[gage] × 3個, 367t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を開することによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
	低压代替注水系(常設) (復水移送ポンプ)	最大130m ³ /hで注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定
	残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)	熱交換器1基当たり約16.0MW(サプレッションプール水温154℃において)	原子炉補機代替冷却水系の設計値を考慮して設定
	残留熱除去系(低压注水モード)	1,136m ³ /h(0.14MPa [dif]において)にて注水	残留熱除去系(低压注水モード)の設計値として設定
原子炉補機代替冷却水系	16.0MW(サプレッションプール水温154℃, 海水温度26℃において)	原子炉補機代替冷却水系の設計値として設定	

1. 審査会合での指摘事項を踏まえた有効性評価の変更について(5/10)

全交流動力電源喪失(TBD) 主要解析条件(3/3)

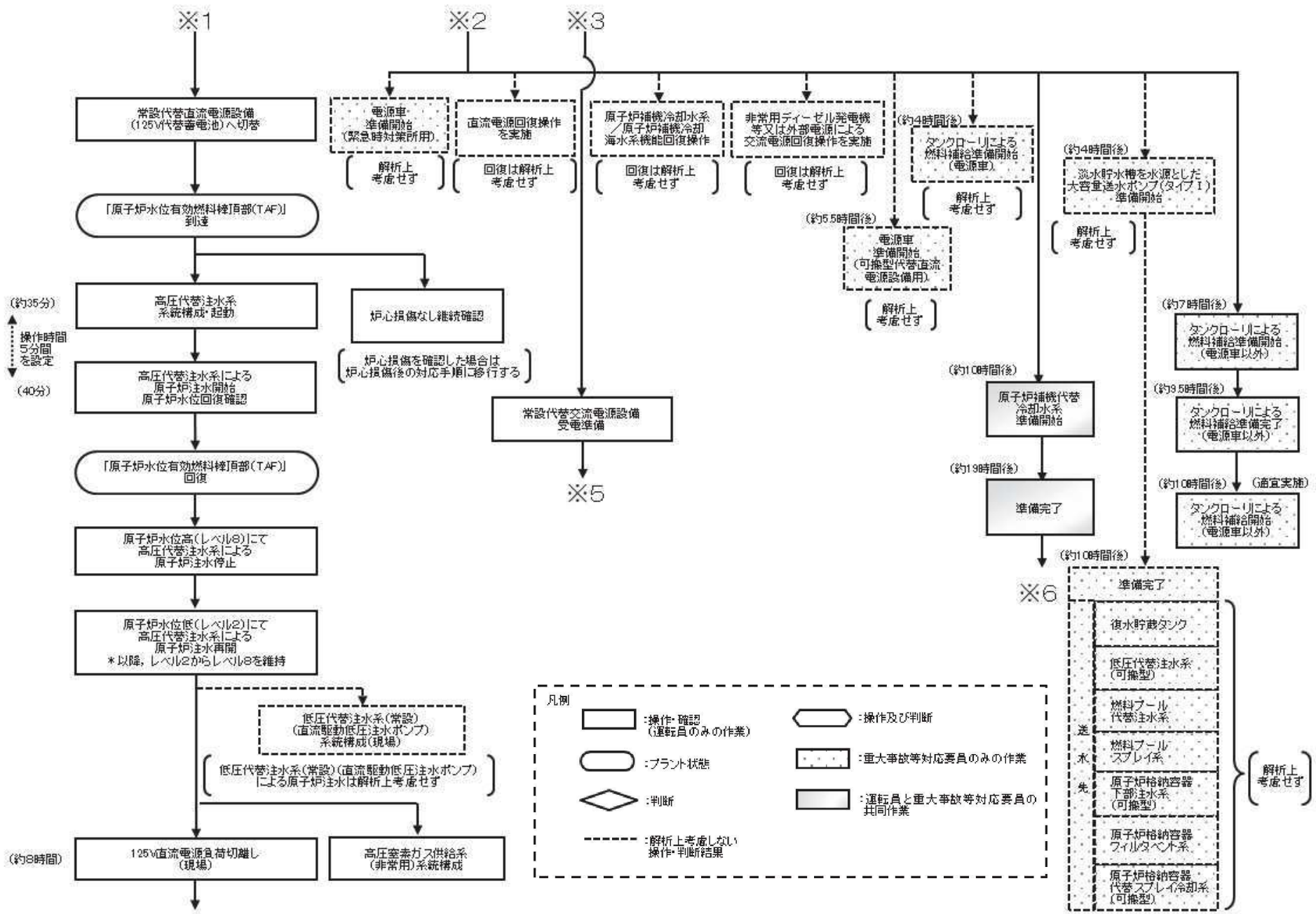
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事 故等 操作 条件 に 関 連 す る	常設代替直流電源設備 (125V代替蓄電池)からの 受電操作	事象発生10分後	事象判断の時間を考慮し設定
	高圧代替注水系による原 子炉注水操作	事象発生40分後	常設代替直流電源設備(125V代替蓄 電池)からの受電操作を考慮し設定
	常設代替交流電源設備か らの受電操作	事象発生24時間後	本事故シーケンスの前提条件として設 定
	逃がし安全弁による原子 炉手動減圧及び低圧代替 注水系(常設)(復水移送 ポンプ)による原子炉注水 操作	事象発生24時間後	常設代替交流電源設備からの受電後 として設定
	原子炉補機代替冷却水系 を用いた残留熱除去系(サ プレッションプール水冷却 モード)運転操作	事象発生25時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備時間 及び常設代替交流電源設備からの受 電を考慮し設定
	原子炉補機代替冷却水系 を用いた残留熱除去系(低 圧注水モード)運転操作	残留熱除去系(サプレッションプール水冷却モード)による格 納容器除熱開始後に、原子炉水位が原子炉水位低(レベル 3)に到達	格納容器除熱及び原子炉水位制御 (レベル3~レベル8)が継続的に可能 な条件として設定

1. 審査会合での指摘事項を踏まえた有効性評価の変更について(6/10) 全交流動力電源喪失(TBD) 対応手順の概要(1/3)



1. 審査会合での指摘事項を踏まえた有効性評価の変更について(7/10)

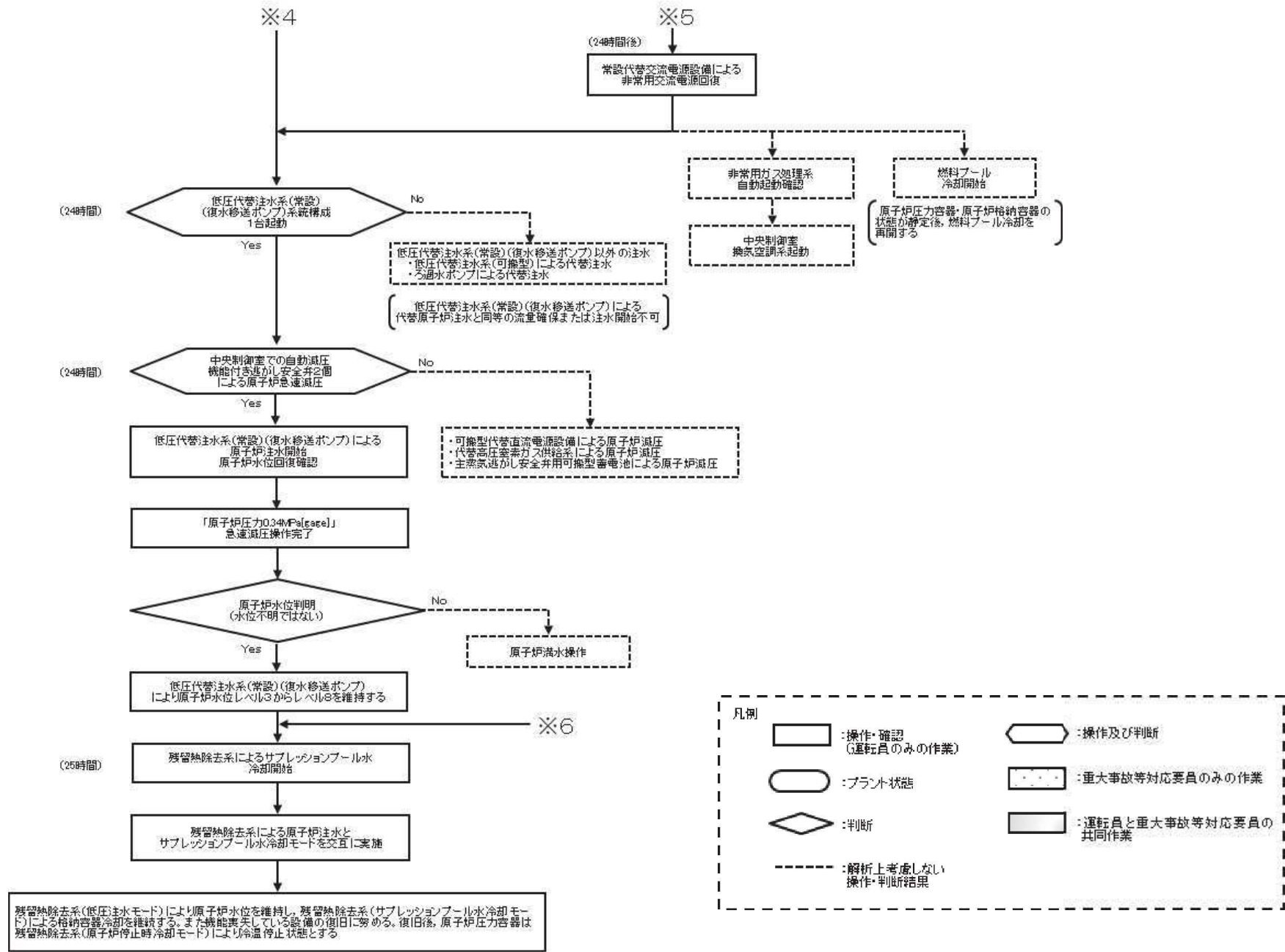
全交流動力電源喪失(TBD) 対応手順の概要(2/3)



有効性評価2.3.3 全交流動力電源喪失(TBD) 第2.3.3.4図



1. 審査会合での指摘事項を踏まえた有効性評価の変更について(8/10) 全交流動力電源喪失(TBD) 対応手順の概要(3/3)



全交流動力電源喪失(TBD) 有効性評価の結果

全交流動力電源喪失(TBD)における有効性評価の結果

- ・表1に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した。
- ・原子炉水位(シュラウド内外水位)及び格納容器圧力の推移を図1及び図2に示す。

表1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
燃料被覆管の最高温度	約309°C※	1200°C以下
燃料被覆管の酸化量	1%以下	15%以下
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値	約7.77MPa[gage]	10.34MPa[gage](最高使用圧力の1.2倍)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.375MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約155°C	200°C(格納容器限界温度)未満

※ 平均出力燃料集合体において発生

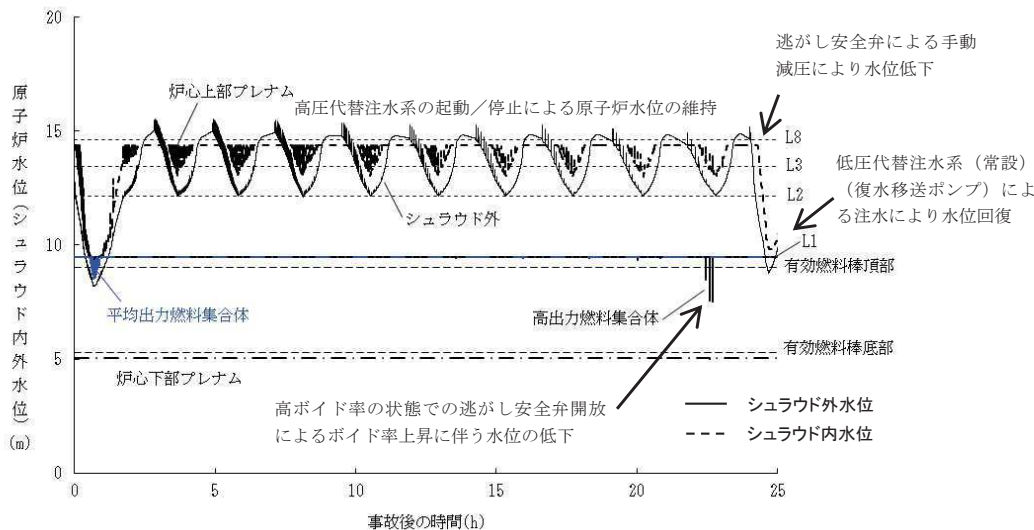


図1 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

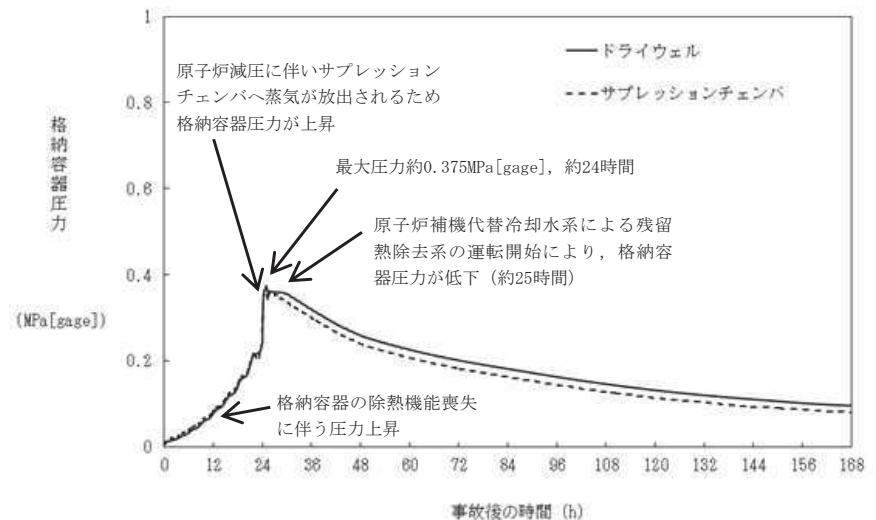


図2 格納容器圧力の推移

全交流動力電源喪失(TBD) 必要な要員及び資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失(TBD)」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果を表2に示す。

表2 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名	30名 運転員:7名 発電所対策本部要員:6名 重大事故等対応要員:17名
水源	約730m ³	復水貯蔵タンク:約1,192m ³
燃料	約375kL※	約900kL
電源	約4,402kW	約6,000kW(常用連続運用仕様)

※ 電源設備の燃料評価条件(負荷容量)について、重要事故シーケンスで想定される負荷から定格負荷に見直し予定

以上のとおり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(No.2)(1/2)

(1) 指摘事項

・有効性評価の条件における外部電源の有無について、有効性評価全般を対象に考え方を整理して提示すること。

(2) 回答(1/2)

・外部電源については、「事象進展」、「運転員等操作時間」、「資源評価」の観点を考慮し、設定している。詳細を以下に示す。

(炉心損傷防止対策)(表1参照)

事象進展への影響を考慮し、起因事象に応じて外部電源の有無を設定した。

a. 起因事象が過渡事象の場合

起因事象発生後、外部電源なしを想定すると、原子炉スクラム及び再循環ポンプトリップは事象発生と同時に発生し、外部電源ありの場合と比較し事象が緩和されることとなる。

そのため、起因事象が過渡事象の場合は、外部電源ありを想定する。

b. 起因事象がLOCA事象(ISLOCA含む)の場合

起因事象発生後、外部電源ありを想定すると、給復水系による給水が継続することとなり、外部電源がなく、給復水系による給水がなくなる場合と比較し、原子炉水位の低下が緩和されることとなる。

そのため、起因事象がLOCA事象の場合は、外部電源なしを想定する。

(格納容器破損防止対策)

運転員等操作時間及び資源評価の観点で厳しい設定となることから、外部電源なしを想定する。なお、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」においては、評価事故シーケンスの選定において、全交流動力電源喪失を重畳しており、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価することとする。

(燃料プールにおける燃料損傷防止対策及び停止中原子炉における燃料損傷防止対策)

資源評価の観点から厳しい設定となることから、外部電源なしを想定する。

ただし、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」については、制御棒の引き抜き操作に外部電源が必要となることから、外部電源ありを想定する。

なお、外部電源ありを想定する事故シーケンスグループ等においても、評価を厳しくする観点から、資源評価は外部電源なしを前提に実施している。

(2)回 答(2/2)

表1 炉心損傷防止対策における外部電源の想定

事故シーケンスグループ	起回事象	外部電源
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 [給水流量の全喪失]	あり
高圧注水・減圧機能喪失		あり
全交流動力電源喪失(長期TB)	過渡事象 [外部電源喪失]	なし (起回事象で想定)
全交流動力電源喪失(TBU)		
全交流動力電源喪失(TBD)		
全交流動力電源喪失(TBP)		
崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	過渡事象 [給水流量の全喪失]	なし※1
崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)		あり
原子炉停止機能喪失	過渡事象 [主蒸気隔離弁の誤閉止]	あり※2
LOCA時注水機能喪失	LOCA	なし
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	ISLOCA	なし

※1 事象発生直後から原子炉隔離時冷却系により炉心は冠水維持され、外部電源有無による事象進展への影響は小さいこと、及び、取水機能喪失を仮定しており外部電源なしを仮定することで常設代替交流電源設備等の更なる重大事故等対策が必要となるため

※2 外部電源がある場合、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、原子炉出力が高く維持される

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(No.3)(1/2)

(1) 指摘事項

- ・復水貯蔵タンクの初期保有水量について、降下火砕物への対応など、非常時における設備運用のことを考慮しても問題ないことを整理して提示すること。

(2) 回答

- ・復水貯蔵タンク(CST)の初期保有水量は約1,600m³(使用可能な量として約1,192m³)確保することとしており、有効性評価を行っている各事故シーケンスグループ等への対応は7日間継続可能。
- ・有効性評価以外の事象に対するCSTの保有水量について、火山影響等発生時に全交流動力電源喪失が発生した場合及び設計基準として考慮すべき想定事象(外部事象及び内部事象並びに運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故)が発生した場合においても必要な水量を確保していることを以下のとおり確認した。

➤ 外部事象及び内部事象への対応

- ・外部事象のうち、火山影響等発生時に全交流動力電源喪失事象が発生した場合の対応については、同様の事象進展となる有効性評価における長期の全交流動力電源喪失時に必要なCSTの水量※が800m³未満であることを踏まえ、淡水貯水槽からCSTへの補給を実施できない場合を想定しても、現状のCST保有水量約1,192m³で事象発生から24時間にわたり対応可能である。

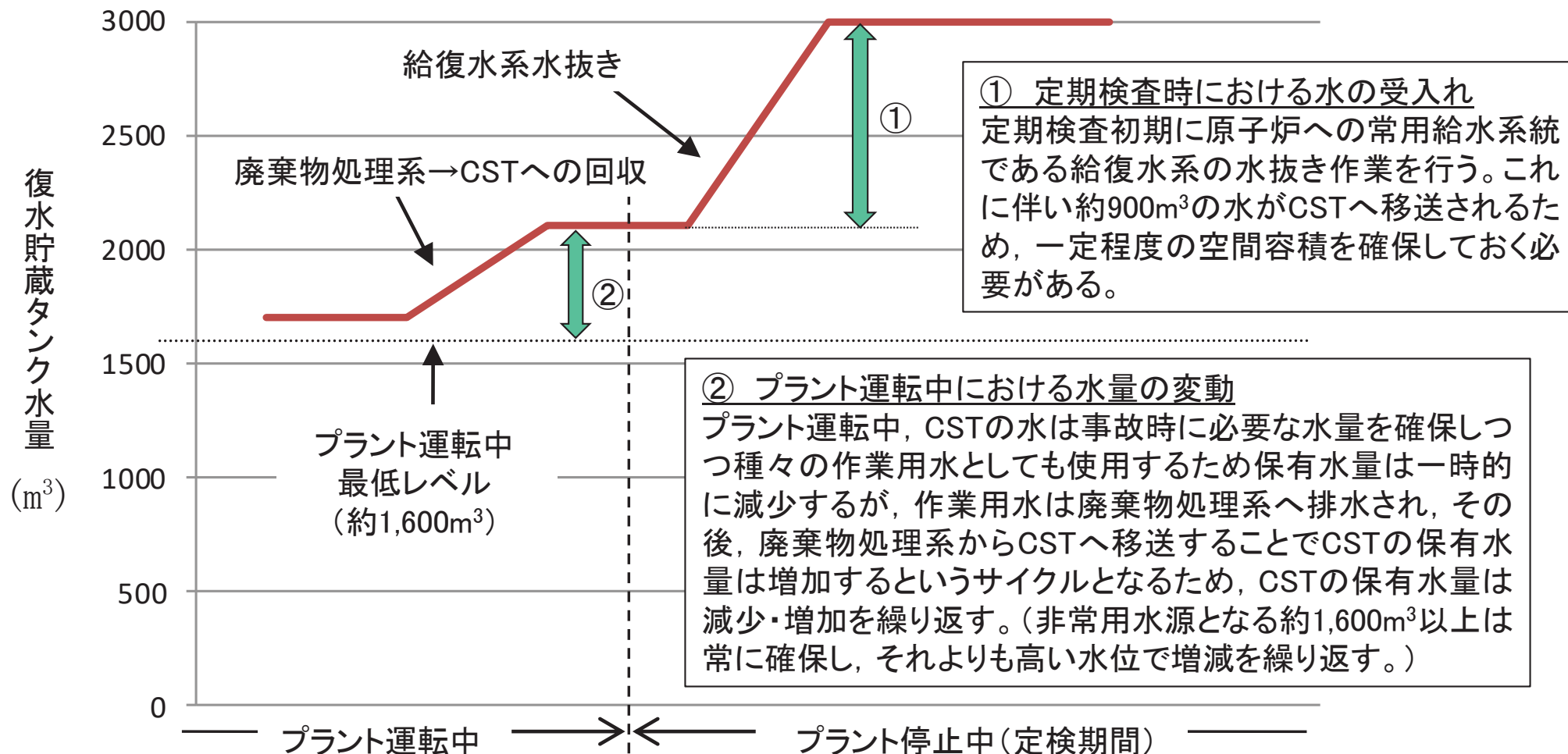
※ サプレッションプールを水源とした残留熱除去系による原子炉注水及び格納容器除熱を開始する事象発生約25時間後までに必要な水量

- ・その他、考慮すべき外部事象(自然現象及び人為事象)及び内部事象(内部火災及び内部溢水)が発生した場合において、原子炉の低温停止を達成し維持するために必要な安全施設が安全機能を損なわない設計としており、少なくとも1系統の残留熱除去系が使用可能でありサプレッションプールを水源とした原子炉注水並びに原子炉及び格納容器の除熱が継続的に実施可能であることから、CST保有水を継続的に使用することはない。

➤ 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故への対応

- 「外部電源喪失」のように事象発生初期に原子炉隔離時冷却系によるCSTを水源とした原子炉注水が想定される事象があるが、いずれの事象においても残留熱除去系が使用可能であることから、CST保有水を継続的に使用することはない。

(参考) 女川2号炉におけるCSTに係る水運用について



CSTの公称容量3,000m³に対して重大事故等時に必要な水量を確保しつつ、定期検査時の給復水系の水抜き作業に伴う受入れ水量(約900m³)及びプラント運転中における水量の変動幅を考慮し、プラント運転時に最低限確保すべきCST水量を1,600m³以上としている。

(1) 指摘事項

- ・燃料被覆管の破裂に関する評価について、FFRD現象等の最新の技術的知見に対する考察を含めて整理すること。

(2) 回答(1/2)

【FFRD (Fuel Fragmentation Relocation and Dispersal)現象の概要】

➤ FFRD現象はLOCA時の燃料挙動を調査する目的で実施されている国際プロジェクトで、近年確認された現象であり(図1)、以下の事象が進展することで発生する。

- ・ 燃焼度上昇に伴いペレットが破砕するが、一定の燃焼度を超えると微細な燃料片の割合が増加(Fragmentation)。
- ・ LOCA時の昇温により被覆管膨れ部が発生すると、微細な燃料片が被覆管膨れ部に移動し集積することにより被覆管温度が局所的に上昇し、酸化・脆化が進行(Relocation)。
- ・ クエンチ時に発生する引張応力により燃料被覆管が分断し、破裂部よりペレット片が放出(Dispersal)。
- ・ 放出されたペレット片が冷却材流路を閉塞し炉心の冷却可能形状に影響。



図1 ハルデン炉試験で確認されたペレットの破砕と被覆管破裂開口部への集積^[1]

【有効性評価への影響】

➤ Fragmentationによる微細な燃料片の発生可能性

- ・ NUREG-2121よりピーク燃焼度約70GWd/tで発生する可能性があると報告^[2]。
- ・ 女川2号炉の至近2サイクルにおける燃焼度末期の燃料のピーク燃焼度は最大約67GWd/t。

⇒ 9×9型燃料の燃焼度範囲を踏まえると、Fragmentationによる微細な燃料片の発生はほとんどないと考えられるが、仮に微細な燃料片が発生したときの影響について検討する。

引用文献[1] : Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-coolant Accident (LOCA) Conditions—State of the art Report,” OECD Report NEA/CSNI/R(2009)15.

引用文献[2] : Patrick A.C. Raynaud, “Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal during the Loss-of-Coolant Accident”, NUREG-2121, March 2012

2. 審査会合での指摘事項に対する回答(No.4)(2/2)

(2)回答(2/2)

➤ 仮に、微細な燃料片が発生した場合の影響確認

燃料温度上昇に起因し、被覆管の膨れが発生すると、微細な燃料片が被覆管膨れ部に集積することで局所的に出力が増加して被覆管温度が上昇し、酸化・脆化が進行する可能性がある。

- 燃焼度末期の燃料は反応度が低下しており、設計用出力-燃焼度履歴から、線出力は燃焼度初期～中期の半分程度
- 微細な燃料片が被覆管の膨れ部に集積した場合の影響については、ハルデン炉試験を参考とした予備的解析結果より、一例ではあるが、被覆管温度は約100℃上昇すると報告^[3]。
- TQUVシーケンスにおいて、燃焼度末期を模擬した燃料棒の評価結果より、被覆管温度が100℃上昇した場合でも、円周方向応力が破裂判定曲線を超えることはないことを確認(図2)。

⇒燃焼度末期の燃料において微細な燃料片が発生し、それらが被覆管の膨れ部に集積しても、被覆管に破裂が発生するような温度に到達する可能性は低い。仮に、破裂判定曲線を超える場合でも、被覆管の破裂が一部の燃料集合体に留まるのであれば、敷地境界での実効線量の基準上問題にならないと考えられる。

以上のことから、有効性評価におけるFFRD現象の影響について、評価項目の適合性という観点で問題にならないことを確認した。

引用文献^[3]：中江延男，山内紹裕，小澤正明，Kevin Govers，Marc Verwerft，「事故時燃料冷却性評価研究(その1)燃料バルーニング，リロケーションの被覆管温度への影響評価」日本原子力学会「2014 年秋の大会」2014年9月8-10日

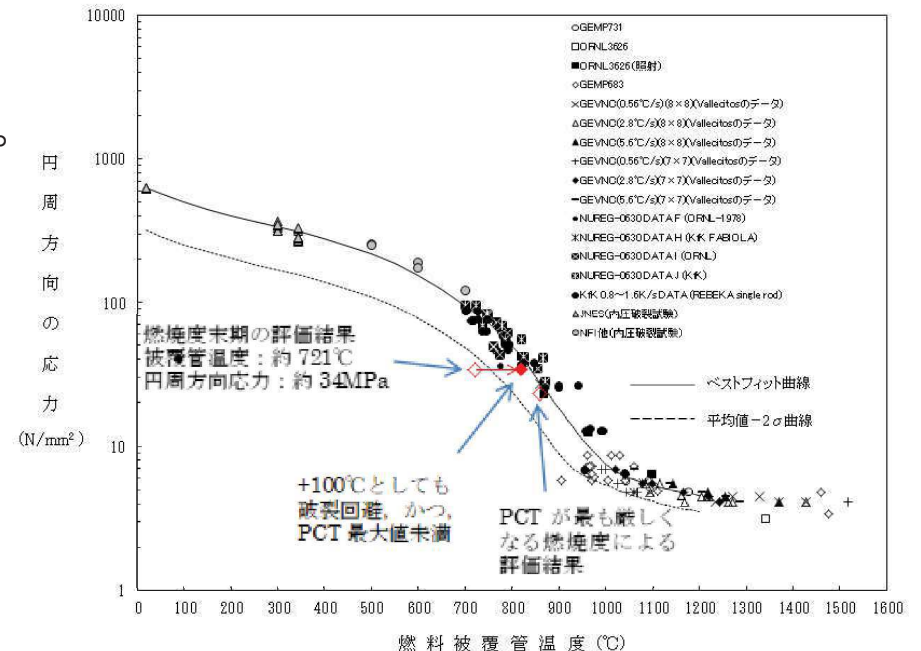


図2 TQUVシーケンスにおける最大被覆管温度と円周方向応力の破裂判定曲線との比較
(燃焼度末期，燃焼度末期(PCT +100℃)，PCT最大)

(1) 指摘事項

・TBDシーケンスに関して、高圧代替注水系による原子炉注水開始が遅れる場合、1回目のサーマルスパイク時の燃料被覆管の周方向応力と2回目のサーマルスパイク時の水素化物再配向への影響について整理すること。

(2) 回答(1/2)

【2回のサーマルスパイクが発生する例】(第587回審査会合(H30.6.12)でのご指摘箇所)

従前のTBDシーケンスにおいて、以下の①及び②の事象が重畳した場合を想定すると、燃料被覆管が露出することで温度上昇(サーマルスパイク)が2回発生することになるため、影響についてご指摘を受けたもの。

- ① TBU及びTBDシーケンスにおいては、全交流動力電源喪失に加えて原子炉隔離時冷却系の機能が喪失することから、高圧代替注水系による注水を実施している。その際、注水が遅れて事象発生50分後に開始した場合サーマルスパイクが発生する(図1)。
- ② 以前のTBDシーケンスにおいては、事象発生から8時間経過した時点で、原子炉の減圧及び低圧代替注水系(常設)(直流駆動低圧注水ポンプ)(最大80m³/h)による原子炉注水を開始することとしており、その際にサーマルスパイクが発生していた※(図2)。

※ 現状の評価においては減圧の際、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)(最大130m³/h)による原子炉注水を実施するため、サーマルスパイクが発生することはない。

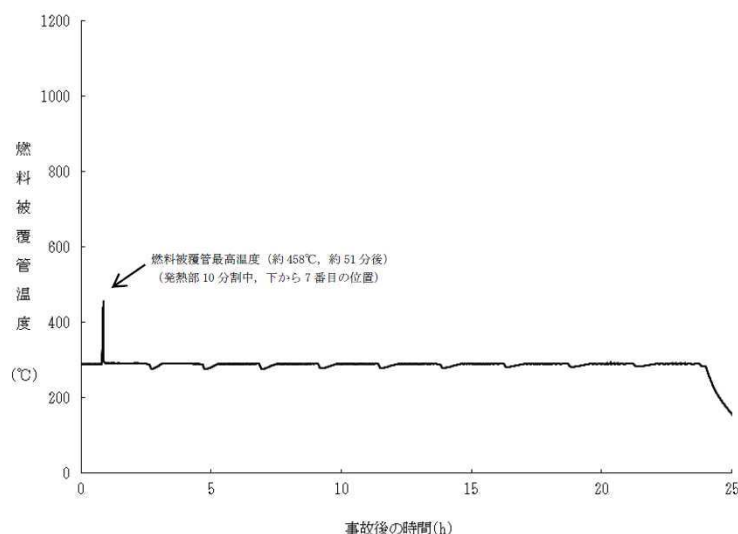


図1 ①における燃料被覆管温度の推移

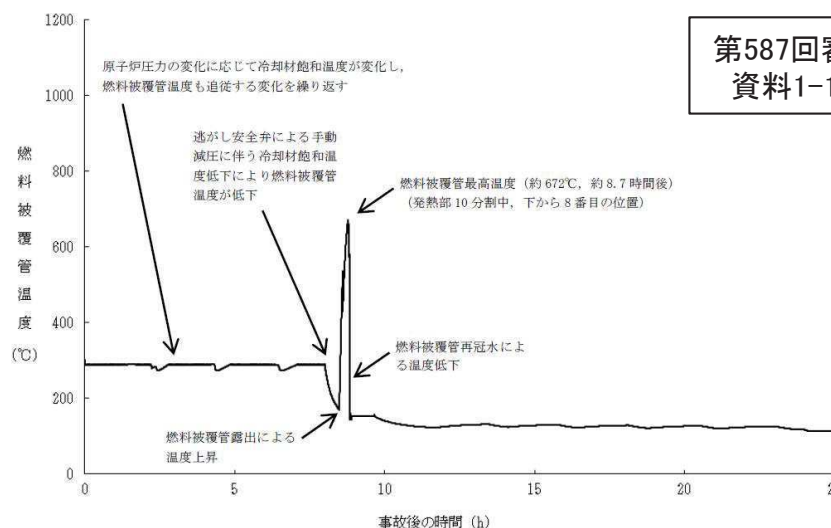


図2 ②における燃料被覆管温度の推移

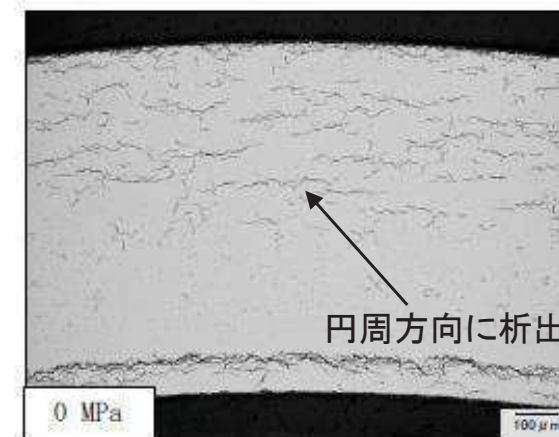
(2) 回答(2/2)

【水素化物再配向現象の概要】

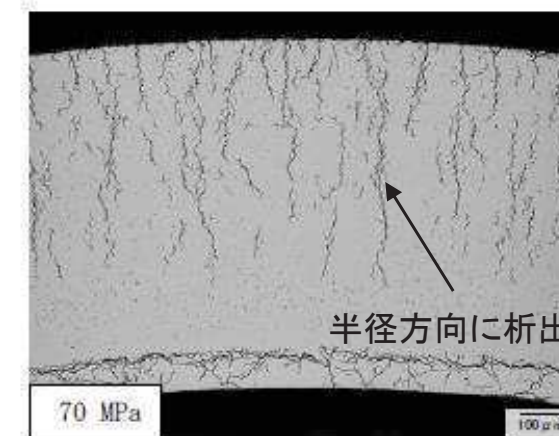
- ・燃料被覆管に吸収された水素のうち、被覆管温度に応じた水素固溶限を超えた水素は水素化物として析出するが、円周方向に析出するように製造されている。
- ・固溶した水素化物が被覆管温度低下に伴い再析出する際
 - 円周方向に圧縮応力が作用⇒円周方向に析出
 - 円周方向に引張応力が作用⇒半径方向に析出
- ・水素化物が半径方向に析出した場合、燃料被覆管の機械的特性が低下する(水素化物再配向)。

【有効性評価への影響】

- ・炉心露出により燃料被覆管温度が上昇する際に、炉内が低圧状態の場合は、引張応力が作用し、一方、炉内が高圧状態である場合は、圧縮応力が作用する。
- ・TBDシーケンスに関して、高圧代替注水系による原子炉注水開始が遅れる場合、1回目のサーマルスパイクが発生するが、この時炉圧は約7.5MPaで高圧状態を維持しており、圧縮応力約24MPaが作用している。
⇒水素化物は円周方向に析出するため、水素化物再配向は生じず、2回目のサーマルスパイク時の燃料被覆管の機械的特性への影響はない。



(a) 0 MPa (KY69)



(b) 70 MPa (KYB8)

図3 燃料被覆管の水素化物^[1]
(70MPaは引張応力の値を表す)

引用文献[1]:「平成17年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料長期健全性等確認試験に関する試験成果報告書)」「(独)原子力安全基盤機構, 平成18年3月)

3. 重大事故等対策の追加について 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動(1/2)

(1) 概要

原子炉圧力バウンダリ高圧時の注水手段について、原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。)の現場手動起動を追加整備した。

(2) 追加の理由

全交流動力電源喪失及び常設直流電源系統喪失時の注水手段として、高圧代替注水系(以下「HPAC」という。)の現場手動起動を整備していたが、本手段を追加することにより注水手段の多様化を図った。(図1)

・RCICの現場手動起動による注水は約23時間運転可能^{※1}であり、その間に原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策(可搬型代替直流電源設備による主蒸気逃がし安全弁開放で約100分)及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策(低圧代替注水系(可搬型)による注水で約10時間^{※2})の準備が整うことにより、低圧注水系による原子炉注水へ移行できる。

※1 潤滑油冷却器の冷却水を確保するための操作によりサンプに排水が滞留することになるが、この排水を処理しなかった場合においても約23時間運転可能である。

なお、運転時間を延長するため自主対策設備として排水設備を配備する。

※2 アクセスルート復旧を見込んだ時間

(3) 現場手動起動によるRCICとHPACの優先順位

RCICは運転に際して潤滑油冷却器の冷却水を確保する必要があるが、HPACは補機類が不要な設計であるため現場手動操作の優先順位はHPACを優先する。(図2)

3. 重大事故等対策の追加について 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動(2/2)

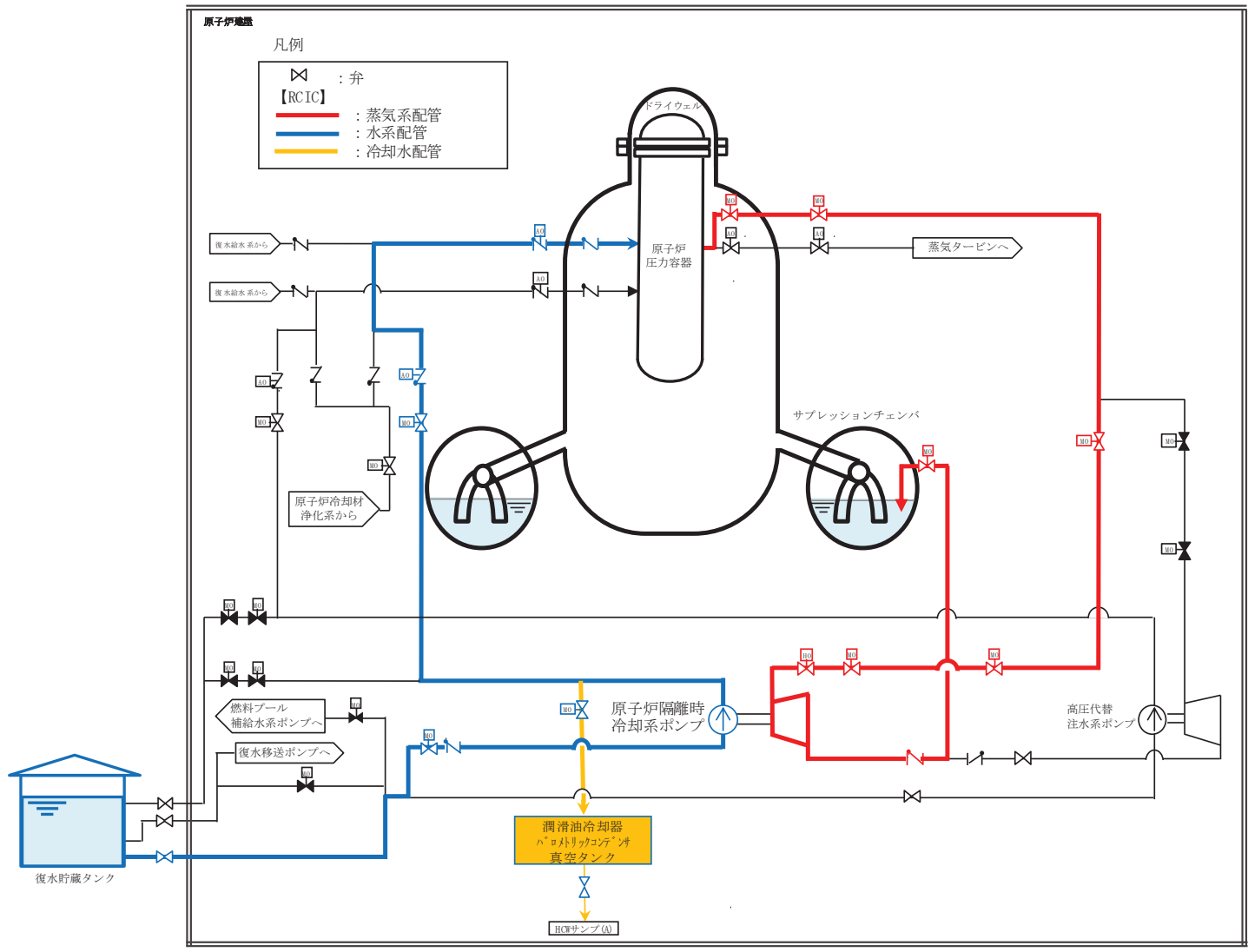


図1 現場手動操作による原子炉隔離時冷却系起動 概要図

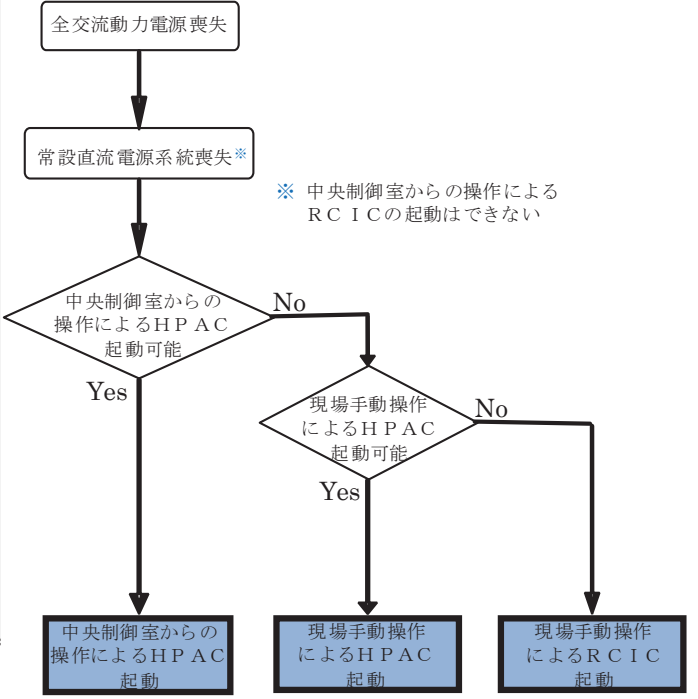


図2 対応手段選択フローチャート

1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等

