

付録

LUHS 対策の検討のための参考情報

付録-1

【概要】米国における崩壊熱除去に係る問題解決の取り組みや Essential Service Water (必須サービス水)系に係る米国の規制情報

付録-2

【概要】今般の福島第一原子力発電所の事故関連資料を参照した、LUHS のシナリオや緊急安全対策に関する情報

付録-3

【概要】諸外国でのヒートシンクに関する情報

米国の規制情報

1. はじめに

最終ヒートシンク喪失対策の検討にあたり、参考として米国における崩壊熱除去に係る問題解決の取組みや Essential Service Water (必須サービス水)系に係る米国の規制情報を以下に記す。

2. スリーマイル島原子力発電所事故後の米国における崩壊熱除去に係る問題解決

(1) USI A-45 “Shutdown Decay Heat Removal Requirements”の導入(1981)

米国規制委員会 (Nuclear Regulatory Commission: NRC) の崩壊熱除去 (Decay Heat Removal: DHR) に関する検討は 1975 年の WASH-1400¹ に遡る。ここでは、加圧水型原子炉 (Pressurized Water Reactor: PWR) については小破断冷却材喪失事故 ((Loss Of Coolant Accident: LOCA) や外部電源喪失時の崩壊熱除去失敗が、沸騰水型原子炉 (Boiling Water Reactor: BWR) についてはスクラム失敗時の崩壊熱除去失敗が、炉心損傷頻度 (Core Damage Frequency: CDF) への重要な寄与因子であることが示された。1979 年 3 月 28 日のスリーマイル島原子力発電所 (Three Mile Island: TMI) 2 号機の事故によって、PWR においては蒸気発生器による崩壊熱除去の失敗が CDF への重要な寄与因子であることが再認識され、1980 年に策定された TMI アクション・プランでは Task II.E.3 として DHR を挙げている。これらのことから、既設の PWR 及び BWR を対象として DHR 機能の適切性を評価し、代替 DHR 手段の費用対効果分析を行うこととし、1981 年 3 月に停止時崩壊熱除去要件 (Shutdown Decay Heat Removal Requirements) を未解決安全問題 (Unresolved Safety Issue: USI) A-45 に指定した。ここでいう DHR 機能とは、「通常停止後及び異常停止 (外部電源喪失、主給水喪失、LOCA などの発生によるスクラム) 後における 1 次系・2 次系冷却材インベントリの維持及び最終ヒートシンク (Ultimate Heat Sink: UHS) への熱輸送」機能を意味している。

USI A-45 タスク・アクション・プランでは、停止時崩壊熱除去を以下の四つのフェーズに分類し、フェーズ (b)~(d) を対象としている。大中破断 LOCA のフェーズ (a) における炉心水位の維持のみに必要とされる非常用炉心冷却系 (Emergency Core Cooling System: ECCS) は対象としていない。

¹ USNRC: WASH-1400, “Reactor Safety Study- An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants” (Oct. 1975)

(a)	Reflood phase	The initial phase of a severe LOCA, when the objective is to reflood the reactor.
(b)	Shutdown decay heat removal (SDHR) phase	The transition from reactor trip to "hot shutdown," excluding the initial reflooding phase in a severe LOCA.
(c)	Residual Heat Removal (RHR) phase	The transition from "hot shutdown" to "cold shutdown" and maintaining cold shutdown conditions.
(d)	Decay Heat Removal (DHR) phase	SDHR and RHR phases combined.

対象となる機器・システムには常用及び非常用機器冷却水系、非常用所内交流電源、直流電源が含まれ、フェーズ(b)における信頼性が重視される。フェーズ(c)、(d)については、LOCA 後の長期冷却における残留熱除去(Residual Heat Removal:RHR)の環境耐性、地震、溢水、火災への RHR 耐性が重視される。これを受けて既設炉の設計評価のための検討が行われ、主要な報告書として NUREG/CR-5230²、NUREG-1289³ が刊行された。

一方、1977 年以後、PWR のミッドループ運転中における DHR 機能喪失事象が多発し、NRC は 1988 年 10 月に Generic Letter 88-17, "Loss of Decay Heat Removal - 10 CFR 50.54(f)" を発行して原子炉停止時のリスクへの注意を喚起し、具体的対応を求めた。しかし、USI A-45 は出力運転時の過渡に関するものであって、停止中の事象は直接の対象ではない。

1985 年 8 月に NRC はシビアアクシデント政策声明書⁴を公表した。ここでは、将来炉(設計認証対象)及び既設炉について、崩壊熱除去系の信頼性及び交流電源系及び直流電源系の信頼性の確保に特に重点を置きつつ、適用される USI 及び一般安全問題(Generic Safety Issues: GSI)の技術的解決を図る旨を述べている。

(2) 個別プラント評価計画、個別プラント外的事象評価計画への組み込み(1988)

1988 年 5 月、NRC スタッフは、以下の理由により USI A-45 を個別プラント評価計画(Individual Plant Examination Program: IPE 計画)の一環として解決するという方針を表明した。

- ① 一部のプラントでは DHR 機能喪失によるリスクが過大である可能性があり、
- ② DHR の脆弱性及び必要な変更内容はプラント依存性が大きく、
- ③ 本 USI の解決のためには、IPE 計画の下で実施されるプラント毎の詳細な確率論的安全評価(Probabilistic Safety Assessment: PSA)が必要であること⁵(将来実施される外的事象 PSA を含む)。

² USNRC: NUREG/CR-5230, "Shutdown Decay Heat Removal Analysis: Plant Case Studies and Special Issues" (April 1989).

³ USNRC: NUREG-1289, "Regulatory and Backfit Analysis: Unresolved Safety Issue A-45, Shutdown Decay Heat Removal Requirements" (November 1988).

⁴ USNRC: "Policy Statement on Severe Accidents Regarding Future Designs and Existing Plants" (Federal Register 50FR32138, August 8, 1985)

⁵ USNRC: SECY 88-260, "Shutdown Decay Heat Removal Requirements," (September 13, 1988)

これに対して原子炉安全諮問委員会 (Advisory Committee on Reactor Safeguards: ACRS) は、新型炉設計においては DHR に関するサボタージュ対策を考慮するよう助言した。

1988 年 10 月 28 日、NRC スタッフは Generic Letter 88-20, “Individual Plant Examination for Severe Accident Vulnerabilities” を発行し、IPE 計画の一部として DHR の脆弱性を検討することを求めた。さらに、1991 年 6 月 28 日、Generic Letter 88-20, Supplement 4, “Individual Plant Examination of External Events (IPEEE: 個別プラント外的事象評価) for Severe Accident Vulnerabilities - 10 CFR 50.54(f)” を発行し、USI A-45 の解決において外的事象を考慮することを要求した。

(3) NRC によるバックフィット解析(1988)

IPE/ IPEEE 計画の実施に先だって、NRC は代表プラントについての解析結果を NUREG-1289⁶として取りまとめた。ここでは、DHR の脆弱性に係る設計上の特徴に基づいて 6 基の代表プラント(PWR として Point Beach, Turkey Point, St. Lucie, ANO-1、BWR として Quad Cities, Cooper)を選択している。

解析結果から、NRC は、個別プラントにおいて DHR 機能喪失に係る限定的 PSA を実施し、その結果が暫定的な定量的設計目標 (Quantitative Design Objectives: QDO) $CDF \leq 1 E-05/\text{炉}\cdot\text{年}$ を満足すれば DHR 設計が妥当と見なせるものとした⁷。また、代替 DHR 設備の設置を一般要件化することは費用対効果において正当化されないと結論付けた。

限定的 PSA の起因事象(DHR 機能喪失に先行する事象)としては、小破断 LOCA、外部電源喪失、電力変換系の故障による過渡、事象発生時に外部電源及び電力変換系が使用可能な過渡、交流または直流母線の電圧喪失による過渡を含むこととしている。大中破断 LOCA、圧力容器破損、余熱除去系隔離弁破断 LOCA(インターフェース LOCA)、蒸気発生器細管破断、スクラム失敗事象は含まれない。

検討の一環として行われたケーススタディは、対象外の 7 種類の緊急事態(地震、火災、内部溢水、外部溢水、強風、落雷、破壊活動)が崩壊熱除去失敗による CDF を有意に増加させる可能性を示した。

上記の代表プラント解析において、ほとんどのプラントで、サポート系の故障が CDF への重要な寄与因子であり、これらの故障は、1)冗長性の欠如、2)大幅な共用、3)系列間の離隔や独立性の欠如、4)安全性の観点からの設備配置の欠陥によって生じることが見出された。冗長化された系統間の物理的離隔の不足、防護の不足は、火災や溢水等の単一の事象によって複数系統に同時故障が生じ、DHR 機能の喪失に至るような、脆弱性の原因になり得るとしている。

⁶ USNRC: NUREG-1289, Regulatory and Backfit Analysis: Unresolved Safety Issue A-45, Shutdown Decay Heat Removal Requirements,” (November 1988).

⁷ 全 CDF を $1 E-04/\text{RY}$ 以下とするためこのように設定したとしている。

(4) DHR 機能喪失事象についての規制効果評価(2003)

2003年8月、NRCはDHRに係る一連の規制効果の評価結果をNUREG/CR-6832⁸として公表している。本報告書においてNRCスタッフは、IPE/IPEEE計画の結果に基づく設備変更に加え、USI A-44(全交流電源喪失)、USI A-46(稼働中のプラントの設備の耐震適格性)、Generic Safety Issue 124(補助給水系の信頼性)、Generic Letter 89-16(耐圧ベントの設置)等の規制施策を踏まえた設備変更の結果、DHRに係るリスクは大幅に減少したと結論している。また、IPEEE計画においてDHRの外的事象に対する脆弱性は見出されなかったとしている。しかしACRSは、2003年11月のNRCスタッフへの書簡において、IPEの結果に依存し続けることなく、最新の事業者PSA結果を参照することを推奨している。

3. その他の関連する安全上の課題

上記以外で関連があるGSIとして、GSI-153 “Loss of Essential Service Water in LWRs” (軽水炉における必須サービス水喪失)、GSI-130 “Essential Service Water Pump Failures at Multiplant Sites” (複数号機が立地する発電所における必須サービス水系ポンプ故障)、GSI-51 “Proposed Requirements for Improving the Reliability of Open Cycle Service Water System” (海水を循環させるサービス水系(わが国のプラントの原子炉補機冷却海水系に相当)の信頼性向上に係る要件案)、GSI-36 “Loss of Service Water” (サービス水喪失)、GSI-124: “Auxiliary Feedwater System Reliability” (補助給水系の信頼性)がある。これらはいずれもDHR機能を有する個別の系統・機器の信頼性に係るものであり、例えばGSI-130では、必須サービス系ポンプが号機当たり2基で隣接号機と冷却水融通のためのタイラインを有する場合を対象としている。

⁸ USNRC: NUREG/CR-6832, “Regulatory Effectiveness of Unresolved Safety Issue (USI) A-45, “Shutdown Decay Heat Removal Requirements” (Aug. 2003)

□ Resolution of Generic Safety Issues: Issue 130

: Essential Service Water Pump Failures at Multiplant Sites (Rev. 2)

(NUREG-0933, Main Report with Supplements 1-33)

- 130(複数号機が立地する発電所の必須サービス水系)の問題は、バイロン 1 号機の炉心溶融のシーケンスの検討過程において、1プラント当たり2台のポンプで構成される必須サービス水系を、複数号機間でタイラインを使って共用する発電所において認識された。少なくとも 16 基の PWR プラントにおいて潜在的に問題を有する。
- 必須サービス水系は、フロントライン(サポート)安全系である。通常時は、非常用設備のみならず常用設備から熱を除去するために使用される。事故の場合、常用設備の熱負荷は隔離され、非常用設備(CCW 熱交換器、格納容器スプレ熱交換器、ディーゼル発電機、補助建屋換気クーラ)にだけ冷却水を供給する。複数号機間で、必須サービス水系を共用する場合、通常時は二重の弁で隔離している。
- 必須サービス水系の脆弱性は、系統構成、ポンプの台数、仕様等に依存するが、必須サービス水系が使用できない場合、公衆に重大なリスクをもたらすことがあり得る。そのリスク低減策としては、(1) 必須サービス水系のポンプの追加(第 3 のポンプ)、(2)複数号機間で共用するポンプ台数の追加、(3) 必須サービス水系のポンプの運転制限(LCO)に係る技術仕様(TS)の修正がある。
- 必須サービス水系が使用できない場合の炉心溶融頻度(対象は、1原子炉施設当たり2台のポンプで構成される必須サービス水系を有する原子炉)は、原子炉 1 基が運転中、他の 1 基が停止(燃交)中の場合には 10^{-4} /炉・年、2 基運転中の場合には約 10^{-5} /炉・年であり、隣接する原子炉施設側のポンプが使えない状態を考慮して評価している。原子炉停止中は、少なくとも 1 台の必須サービス水系のポンプを運転継続すべきである。
- 弁の配列(X 結合:たすき掛け)の改善は、炉心溶融頻度への有意な寄与は期待できない。改善策としては、(1)原子炉施設ごとに三つ目のポンプを設ける、(2)原子炉施設間で共用できるポンプを追加する、(3)TS(技術仕様)の修正があり、炉心溶融頻度は1桁下がる(ほぼ 10^{-5} /炉・年)と評価される。また、これら三つの改善策について、費用対効果としては(3)が有効であると評価された。
- 炉心溶融頻度は必須サービス水系の設計に依存し、少数の原子炉施設を対象とした包括的な炉心溶融頻度の評価結果には大きな不確かさがある。また、単基の原子炉施設の発電所についても、必須サービス水系の脆弱性を評価する必要がある。
- NRCは、必須サービス水系の脆弱性は、優先順位の高い問題として位置付けて、TSと緊急時手順の改善で解決されると結論付け(Generic Letter. 91-13)、130の問題を解決し、技術的知見等、解析結果を NUREG/CR-5526、NUREG-1421 にまとめた。なお、運転免許の更新期間(20 年)も検討したが、解決策を変えるものではないとした。

□ Resolution of Generic Safety Issues: Issue 153

: Loss of Essential Service Water in LWRs (Rev. 2)

(NUREG-0933, Main Report with Supplements 1-33)

- 必須サービス水系 (ESW) の信頼性と関連する課題は、NRC の関心事であり、NUREG/CR-2797IE、80-24、81-03、Generic Letter.89-13、報告書 51、65、130 にまとめられている。必須サービス水系 (NUREG-1275、3 巻) に係る 980 件の運転経験の中には、12 件の喪失がある。報告書 130 の中で、原子力発電所 7 基の調査結果から、必須サービス水系の喪失は炉心損傷事故に非常に関わりを持つことが確認された。故障、性能低下の原因としては、(1)種々の汚れの付着メカニズム (沈殿堆積物、海生成物、腐食、浸食、周辺からの材料・破片の侵入)、(2)凍結の影響、(3)単一故障や他の要因に対する設計上の考慮の欠落、(4)洪水、(5)多重故障、(6)人的操作ミスを含んでいる。
- 必須サービス水系は非常用設備、常用設備に冷却水を供給し、その熱を最終ヒートシンクに輸送する。通常運転時は、必須サービス水系は、(主に補機冷却系を介して) 機器、雰囲気温度の冷却に使用される。原子炉停止中は、炉心の残留熱を除去する。また防火設備、冷却塔、水処理施設に水を供給する。必須サービス水系の設計、運転上の特徴は、PWR と BWR とでは違い、プラントごとに違う。
- 必須サービス水系の潜在的な脆弱性の改善策は、(1)必須サービス水系のポンプを含めた取水設備の多重化、(2)必須サービス水系の設備変更、(3)RCP のシール水の供給設備の設置、(4)TS (技術仕様) または運転手順の変更である。
- 必須サービス水系の喪失に伴う炉心損傷頻度は、20 基の原子力発電所 (そのうちいくつかは複数号機が立地) の検討結果に基づくが、個々の原子炉施設の設計に強く依存し、可能な TS (技術仕様) の修正は、PWR のみに適用すべきである。BWR は低温停止、もしくは再装荷モードであることが要求されており、必須サービス水系の全喪失対策に係る運転手順の変更が対策として適用されている。
- 必須サービス水系の喪失は RCP のシール水の喪失をもたらし、報告書.23 の中で、解決策として、代替交流電源の設置、必須サービス水系以外の既設所内水系からの冷却水のバックアップによるシール水の供給が推奨されている。この解決策により、炉心損傷頻度は 10^{-5} 相当に、50%低減される。報告書.51 の中で、必須サービス水系における付着/閉塞について言及しており、基本的な付着/閉塞対策 (Generic Letter.89-13) によって、炉心損傷頻度は約 2.6×10^{-6} に低減される。
- NRC は原子炉施設ごとに、必須サービス水系の信頼性の向上を含めて必須サービス水系に係る運転性能検査計画 (包括文書 89-13 参照)、IPE 計画、EPRI (電力研究所) 研究計画等、種々に取組まれていることを確認している。また、必須サービス水系の信頼性に係る問題は、公衆のリスク低減の観点から優先順位の高い問題として位置付けて、報告書.23 の解決策と保守規則によって取り組まれている。NRC の技術的知見は、NUREG/CR-5910、SEASF-LR-92-022 改訂1に、解析は NUREG-1461 にそれぞれまとめている。問題解決の検討において、運転更新期間 (20 年間) も考慮されたが、新たな要求はない。

最終ヒートシンク喪失 (LUHS) 対策のシナリオ整理

1. はじめに

本資料は、福島第一原子力発電所の事故関係報告や緊急安全対策の実施状況報告等として原子力安全・保安院および電力事業者から報告（公開）されている資料を参照しつつ、LUHS対策に係わる前回会合までの議論を踏まえて、シナリオや論点を整理したものである。

福島第一原子力発電所の事故においては、津波襲来によってLUHSと全交流動力電源喪失（SBO）がほぼ同時に発生したと推定されるが、SBO対策が実施されることにより、短時間のSBO後には代替電源を接続・起動して給電されることを前提として、想定を超える津波の襲来によってLUHSが発生した場合についてその対策（第4層の防護策）のシナリオを、BWR、PWRごとに整理した。尚、LUHSへの対策については現状の設備や緊急安全対策で採られた方策の範囲で例示したものである。

2. LUHS発生後のUHS復旧過程における除熱方策

LUHS発生後のUHS復旧過程における原子炉及び原子炉格納容器の除熱方策（代替注水、代替UHS機器の活用）を表—1に示す。また、LUHS発生後の復旧過程の概要図として、図—1にBWRの例を、図—2にPWRの例を示す。

復旧過程のフェーズを、経過時間、復旧状態に沿って、次のように区分した。

フェーズ—1：(津波襲来直後) LUHS+短時間SBO のフェーズ

フェーズ—2：(代替電源が使用可能となる短時間経過後) LUHS+代替電源有 のフェーズ

フェーズ—3：(代替UHSが使用可能となる一定時間経過後) 代替UHS有+代替電源有 のフェーズ

フェーズ—4：(非常用電源の復旧後) UHS復旧+電源復旧 のフェーズ

フェーズ毎の除熱方策としては、

フェーズ—1：UHSも電源も機能しないため、これらを必要としない系統（BWR：IC、RCIC等、PWR：TDAFWS+主蒸気逃がし弁等）で対応する。

フェーズ—2：代替電源が使用できるため、その電源容量の範囲で使用可能な系統（例：BWR：SRVで原子炉減圧+MUWC、FP等、

PWR：MDAFW（+代替水源）+主蒸気逃がし弁等）で対応する。

フェーズ—3：代替電源を使用して代替UHS（例：BWR/PWR：海水ポンプ、代替熱交換器等）で対応する。

フェーズ—4：代替UHSの活用と並行して、予備モータ、予備機等に取り替えを行うなどして復旧時間の短縮を考慮しつつ、本設UHSを復旧し、使用する。

が考えられる。

また、上記のUHS復旧過程において、代替電源のほか、圧縮空気源、淡水補給源、DG燃料、ガソリン燃料等必要なサポート系の補給源を確保することが求められる。

3. UHS復旧過程フェーズ2の除熱方策

LUHS期間中、代替UHSが使用可能となるまで(フェーズ2)の除熱方策として、BWRでは原子炉への代替・注水冷却、PWRではSG2次側冷却とその留意点について、以下に例示する。留意点には2.の文末で述べた、必要なサポート系の補給源の確保についても明示する。

1) BWRの代替注水の例：図-3参照。

- 本設の設備としては、復水貯蔵タンク(CST)を水源とし復水補給水(MUWC)ポンプから、
- AM設備としては、ろ過水タンクを水源としタービン駆動(TD)消火ポンプから、それぞれ原子炉へ注水する。
- 他の代替方策としては、代替水源から取水し消防ポンプにより注水する方法がある。
- これらの、代替注水が機能するためには、以下の点について留意する必要がある。
 - ・ろ過水タンク、TD消火ポンプ：地震、津波に対する頑健性の保持
 - ・消防ポンプ：消防ポンプの装備、ガソリン燃料の確保、地震・津波からの防護
 - ・CST：津波からの防護(屋外設置の場合)、水源の補給確保
 - ・MUWCポンプ：津波浸水防護、地震に対する頑健性保持
- 等
- また、上記の代替注水は低圧系のため、図-4に示す主蒸気逃がし安全弁を用いた原子炉圧力容器の減圧が必須である。
- 主蒸気逃がし安全弁が機能するためには、以下について留意する必要がある。
 - ・逃がし安全弁駆動用に直流電源確保、圧縮空気源確保
 - ・逃がし安全弁作動に伴いサブプレッションプールに原子炉蒸気が流入するため、サブプレッションプールの水温上昇、蒸気凝縮機能の低下、原子炉格納容器の圧力上昇への対応(サブプレッションプールへの注水・冷却、原子炉格納容器ベント)

2) PWRの代替注水の例：図-5参照。

- 本設の設備としては、復水ピットを水源としTD補助給水ポンプでSG2次側に注水すると同時に、主蒸気逃がし弁を開放して蒸気を大気放出する。
- 代替電源の電源容量が大きい場合には、TDAFWに替えて、電動駆動(MD)AFWポンプが使用できる。
- 代替水源として、復水タンクの水量が不足した場合には、AFWの水源を2次系純水タンクに切替える。
- 更に、水源が不足した場合には、代替方策として、消防ポンプを起動して海水を復水タンクに補給することとしている。
- これらの、代替注水が機能するためには、以下の点について留意する必要がある。
 - ・2次純水タンク：地震、津波に対する頑健性の保持
 - ・消防ポンプ：消防ポンプの装備、ガソリン燃料の確保、地震・津波からの防護
 - ・復水ピット：津波からの防護(屋外設置の場合)、水源の補給確保
 - ・補助給水ポンプ：津波浸水防護

等

○また、上記のSG 2次注水には、図-6に示す主蒸気逃がし弁を用いたSGからの蒸気の 대기放出が必須である。

○主蒸気逃がし弁が機能するためには、以下の点について留意する必要がある。

- ・主蒸気逃がし弁の自動作動/遠隔手動用のための直流電源確保、計装電源、圧縮空気源確保
- ・主蒸気逃がし弁の運転のためプラント状態監視とその交流電源の確保

3) BWRの原子炉格納容器ベント：図-7参照。

BWRにおいて、フェーズ-2の期間に原子炉圧力容器への注水・冷却と主蒸気逃がし安全弁の作動による原子炉圧力容器の減圧が行われる。この際に、サプレッションプールへの原子炉蒸気の流入によってサプレッションプール水温が上昇するとともに原子炉格納容器圧力が上昇する。原子炉格納容器の健全性維持のため必要に応じて原子炉格納容器ベントが行われる。

図-7に格納容器ベントの系統概要を示す。

原子炉格納容器ベントラインは、格納容器調気(AC)系の排気ラインのドライウエル隔離弁(大口徑、小口径のAO弁2個)及びサプレッション隔離弁(大口徑、小口径のAO弁2個)下流排気配管の合流部に分岐して、元弁(MO弁1個)とラプチャーディスクを設置し、非常用ガス処理系(SGTS)の排気ラインに接続して、主排気筒へ導き、放出する構成としている。

原子炉格納容器ベントは、これら5個の弁を適切に開操作して行う。

原子炉格納容器ベントが機能(ベント弁を開操作)するためには、以下の点について留意する必要がある、

- ・原子炉格納容器ベント弁操作のための電源(直流、交流)確保、圧縮空気源(N₂ボンベ、空気圧縮機等)確保
- ・原子炉格納容器ベント排気ラインの適正化、ベントラインをSGTSに接続する場合や排気ラインを他号機と共用する場合には、ベント時のSGTSへの逆流防止、他号機への影響防止、SGTSを経由した原子炉建屋(R/B)への排気ガスの流入防止
- ・ベント排気(SGTS排気ライン)の2プラント共用によるSGTSを経由した他号機への影響の例を図-8に示す
- ・原子炉格納容器ベント(S/Pベント)操作に際してはS/Pの水位がベントノズル高さ以下に制御される必要がある。S/Pの排水に用いるS/P水位調整系統の例(運転時の留意事項も併せて記載)を図-9に示す。

4. 代替UHSの装備

フェーズ-3の期間における代替UHS機器の適用及びフェーズ-4におけるUHSの復旧を迅速にするため、UHS機器の予備品、予備機の交換が必要となる。

国内原子力発電所においては(PWRにおけるSG 2次側注水冷却を除き)ヒートシンクとしては、海水を基本的に使用していることから、

- ・代替UHS機器：代替海水ポンプ、代替海水熱交換器
- ・予備品、予備機：ポンプモータ予備品、海水ポンプ予備機

が、主要な代替UHS機器又は復旧用UHS機器として用いられる。

図-10 に緊急安全対策等で装備されている国内原子力発電所の代替UHS機器と復旧用UHS機器の一覧を示す。

表中、海水ポンプは、代替UHS機器及び復旧用UHS機器として併用されている。

本設の海水ポンプが機能喪失している場合に、代替海水ポンプ(水中ポンプ)を設置し起動して、原子炉建屋内に設置されている原子炉補機冷却水クーラに海水を供給するBWRの例を、図-11 に示す。

本設の海水ポンプが機能しない場合に、仮設大容量ポンプを設置し起動して、原子炉補機冷却水クーラに海水を供給する例を図-12 に示す。

本設の海水ポンプ、原子炉補機冷却設備(冷却水ポンプ、熱交換器)が機能喪失している場合に、海水ポンプ、熱交換器、冷却水ポンプを備えた代替海水熱交換器を装備して、原子炉建屋内の残留熱除去系(RHR)熱交換器へ冷却水を供給するBWRの例を図-13 に示す。

本設の海水ポンプが機能しない場合に、取水口上に防水構造建屋に収納した緊急時海水取水設備(代替海水ポンプ等)を設けて原子炉建屋内の原子炉機器冷却水熱交換器へ海水を供給するBWRの例を図-14 に示す。

5. 代替UHS機器としての空冷式熱交換器の適用について

代替UHS機器として空冷式熱交換器を適用する場合の検討概要を図-15 に示す。

海外軽水炉では立地(条件(冷却水・取水条件、外気温度・湿度条件)により河川水を水源とした冷却塔(ヒートシンクは大気)を採用しているプラントが多数みられる。

河川水を水源としている冷却塔(空冷式)は

- ・海水取水が不向きな地点に立地する場合
- ・低湿度の地域に立地される場合
- ・河川水への温排水放出が環境から許容されない場合

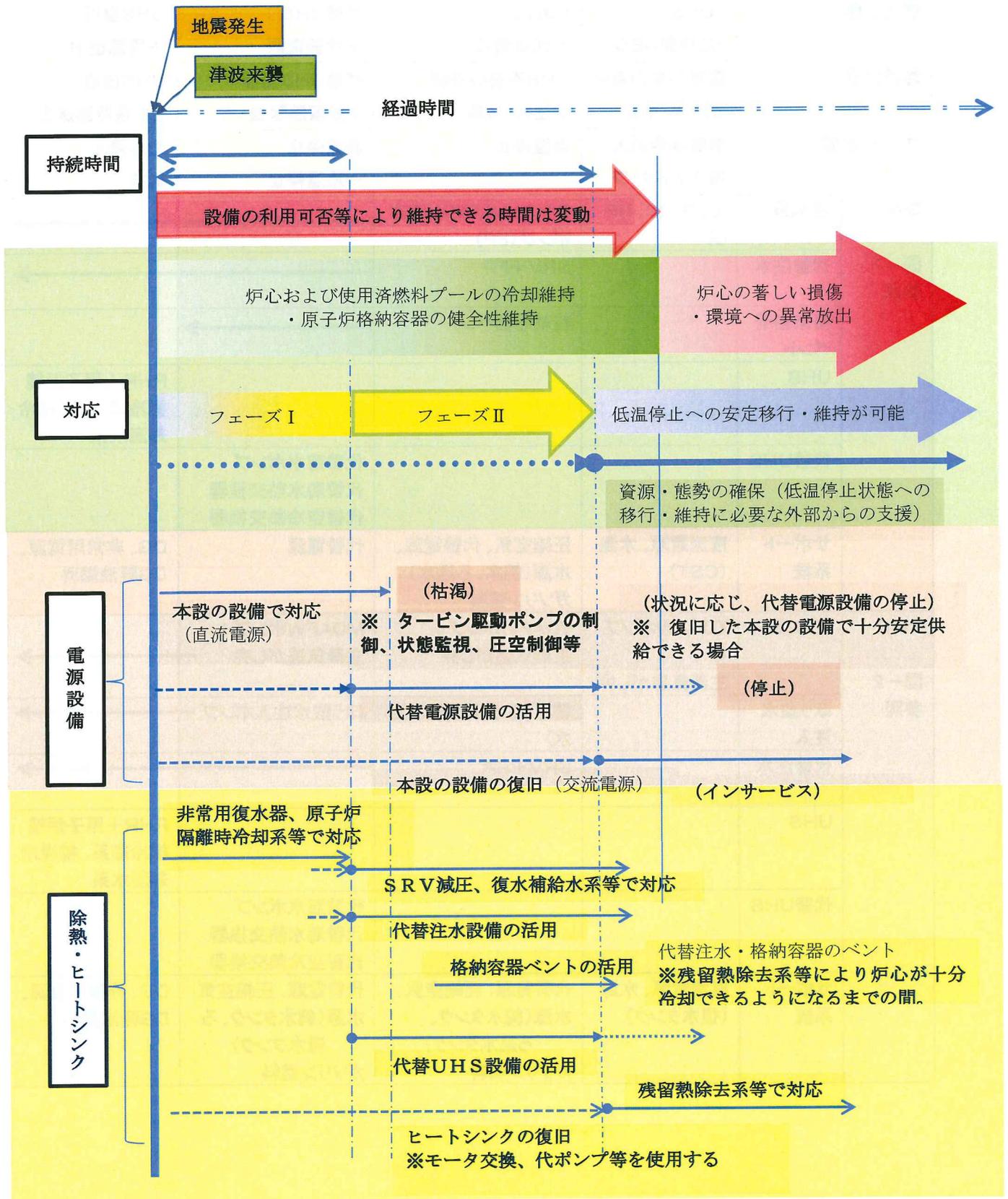
等の条件が該当する発電所において適用されている。

我が国の様に、海水取水が容易で、高湿度の地域には大容量の冷却塔(空冷式)の適用はなされていない。従って、国内の原子力プラントにおいては、比較的小容量の系統機器(例：DG冷却、使用済燃料プール代替、HPCS冷却)に対する代替UHS機器として必要に応じて採用されている。

表—1 LUHS発生後のUHS復旧過程における除熱方策イメージ

経過時間		—————→			
LUHSフェーズ		フェーズ-1	フェーズ-2	フェーズ-3	フェーズ-4
復旧状態		LUHS +短時間SBO	LUHS +代替電源	代替UHS +代替電源	UHS復旧 +電源復旧
除熱方策		電源不要の系統 で注水・冷却	UHS不要の系統 で注水・冷却	代替UHS機器 で残留熱除去	UHS復旧 して残留熱除去
プラント状態		制御棒全挿入 原子炉トリップ	高温停止	高温停止 →冷温停止	冷温停止 維持
BWR 図—1 参照	注水系	IC、RCIC、HP CI	SRV+MUWC、消防 ポンプ(FP)	—————→	—————→
	代替注水		SRV+FP	—————→	—————→
	格納容器 ベント		格納容器ベント	—————→	
	UHS				RHR+原子炉補 機冷却系、補機冷 却海水系
	代替UHS			代替海水ポンプ 代替海水熱交換器 代替空冷熱交換器	
	サポート 系統	直流電源、水源 (CST)	圧縮空気、代替電源、 水源(純水、ろ過水) ガソリン燃料	代替電源	DG、非常用電源、 DG軽油燃料
PWR 図—2 参照	注水系	TDAFWポンプ + 主蒸気逃がし弁	TDAFWポンプ+ 主蒸気逃がし弁	MDAFWポンプ+ 主蒸気逃がし弁	—————→
	ほう酸水 注入		蓄圧タンク(ほう酸水注 水)	ほう酸水注入ポンプ	—————→
	代替注水		SRV+FP	—————→	—————→
	UHS				RHR+原子炉補 機冷却系、補機冷 却海水系
	代替UHS			代替海水ポンプ 代替海水熱交換器 代替空冷熱交換器	
	サポート 系統	直流電源、水源 (復水タンク)	代替電源、圧縮空気、 水源(純水タンク、 ろ過水タンク) ガソリン燃料	代替電源、圧縮空気 水源(純水タンク、ろ 過水タンク) ガソリン燃料	DG、非常用電源、 DG軽油燃料

図一1 LUHS発生時における復旧過程の概要（BWRの例）イメージ図



図一2 LUHS 発生時における復旧過程の概要 (PWRの例) イメージ図

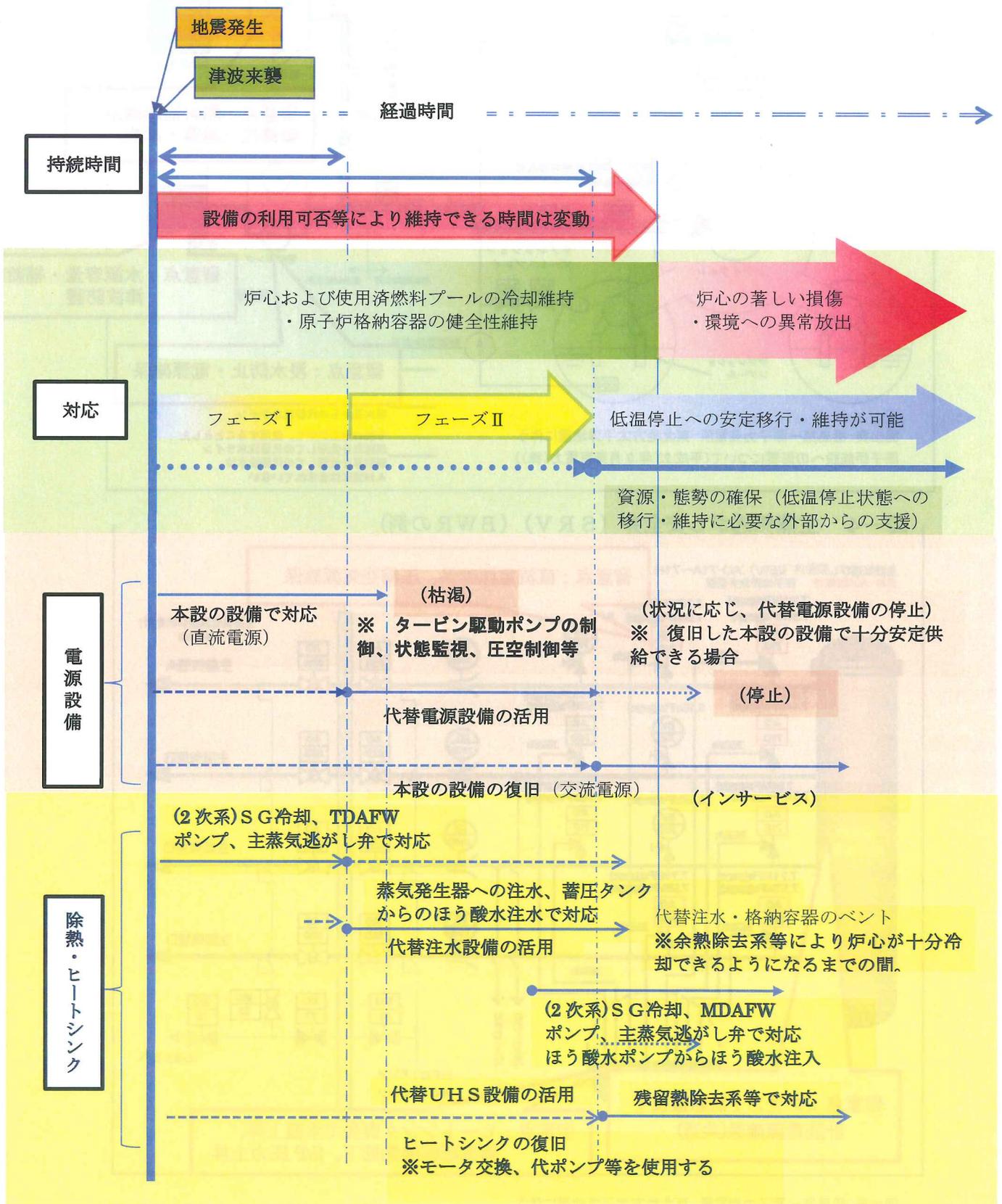


図-3 代替注水系 (福島第一・BWRの例)

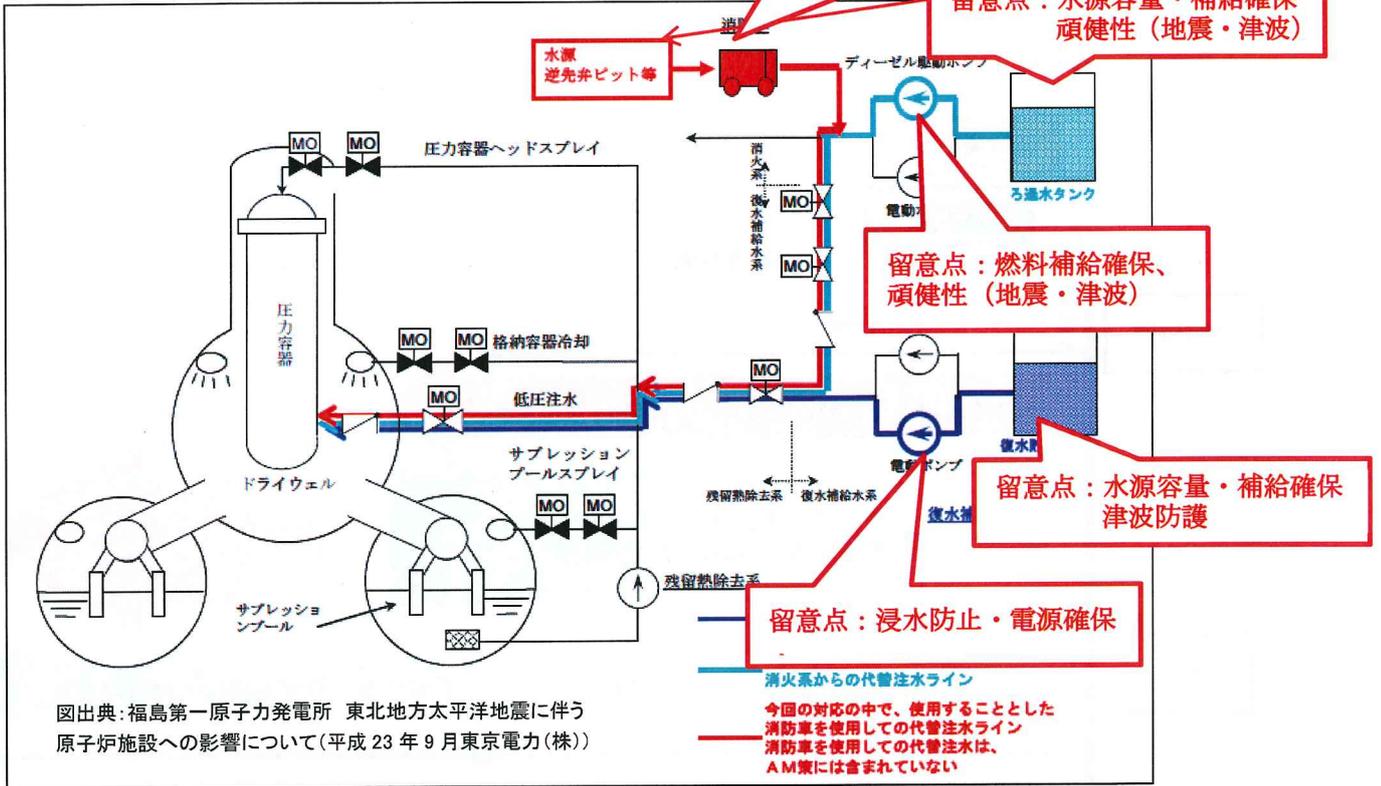
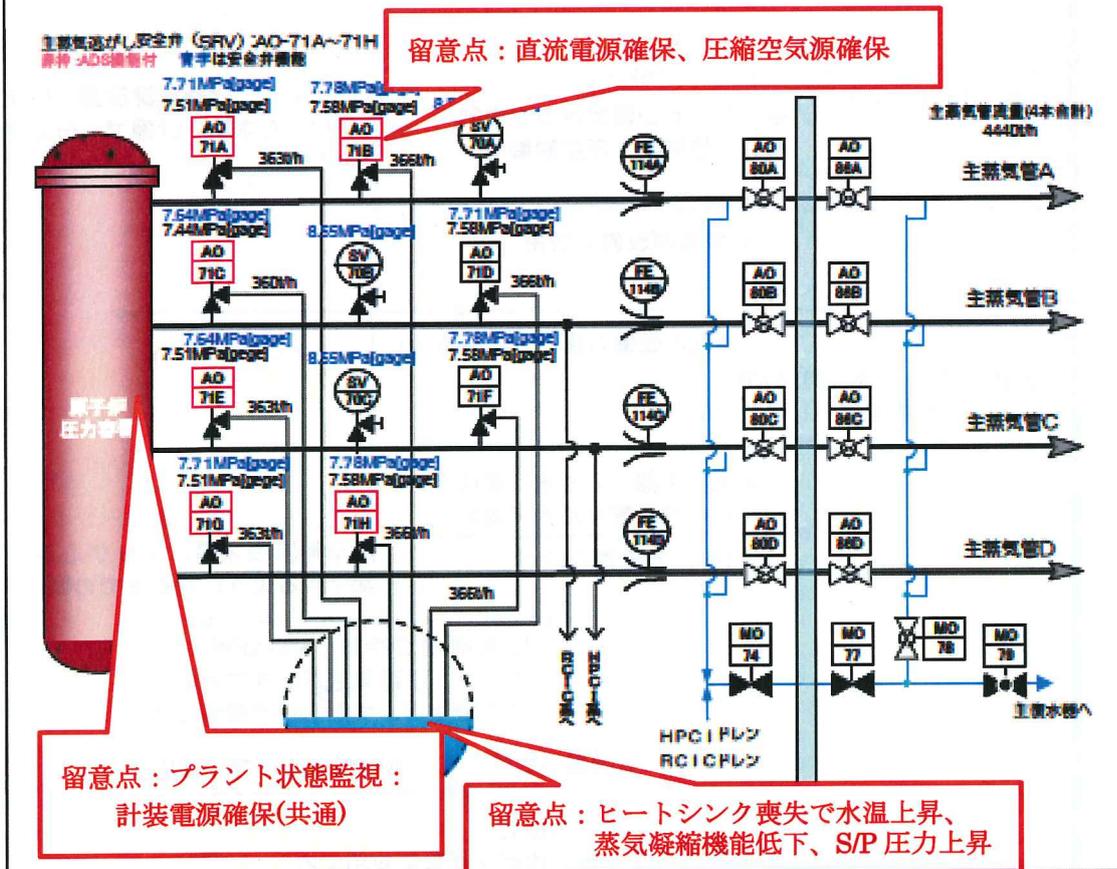
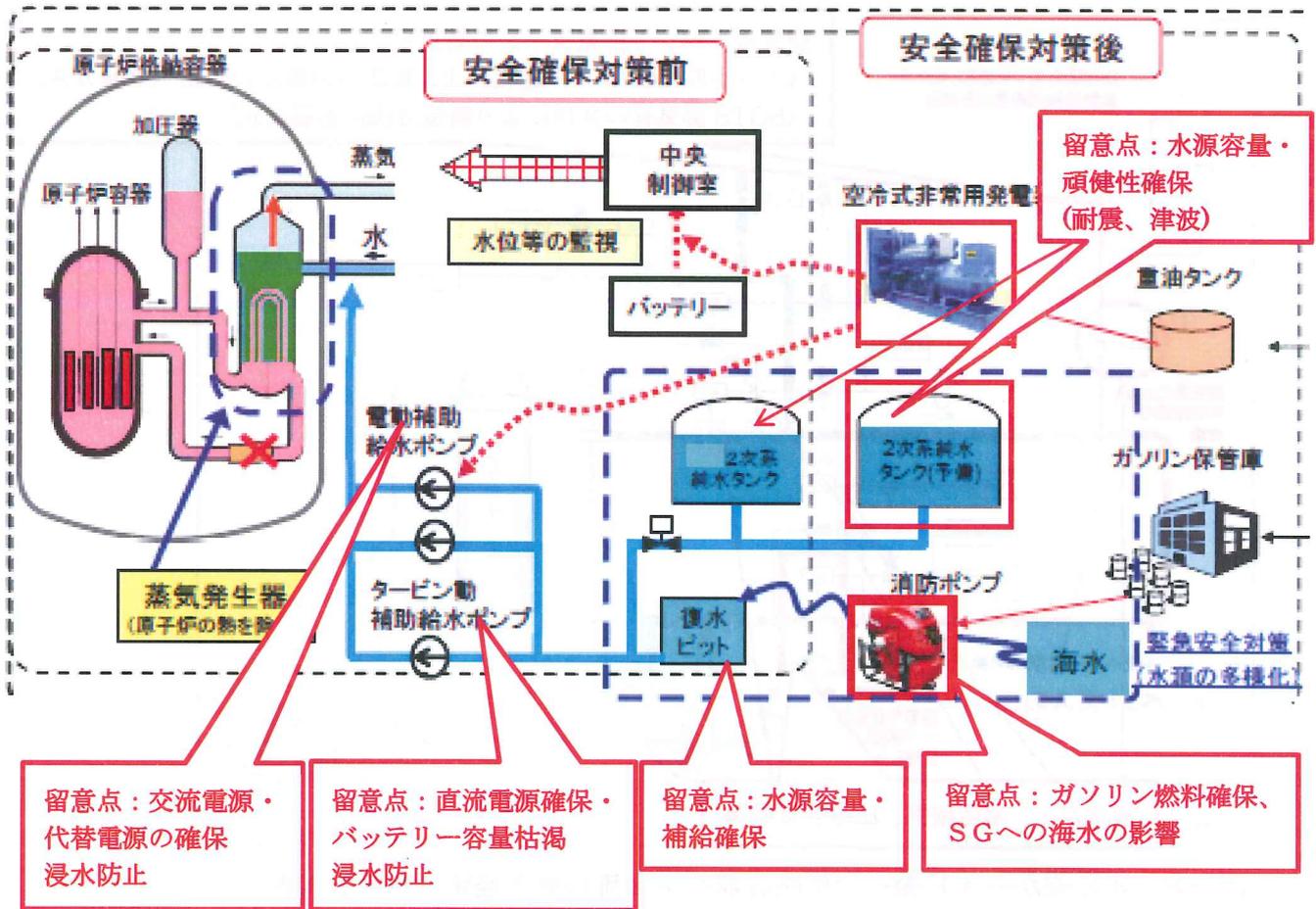


図-4 主蒸気逃がし安全弁 (SRV) (BWRの例)

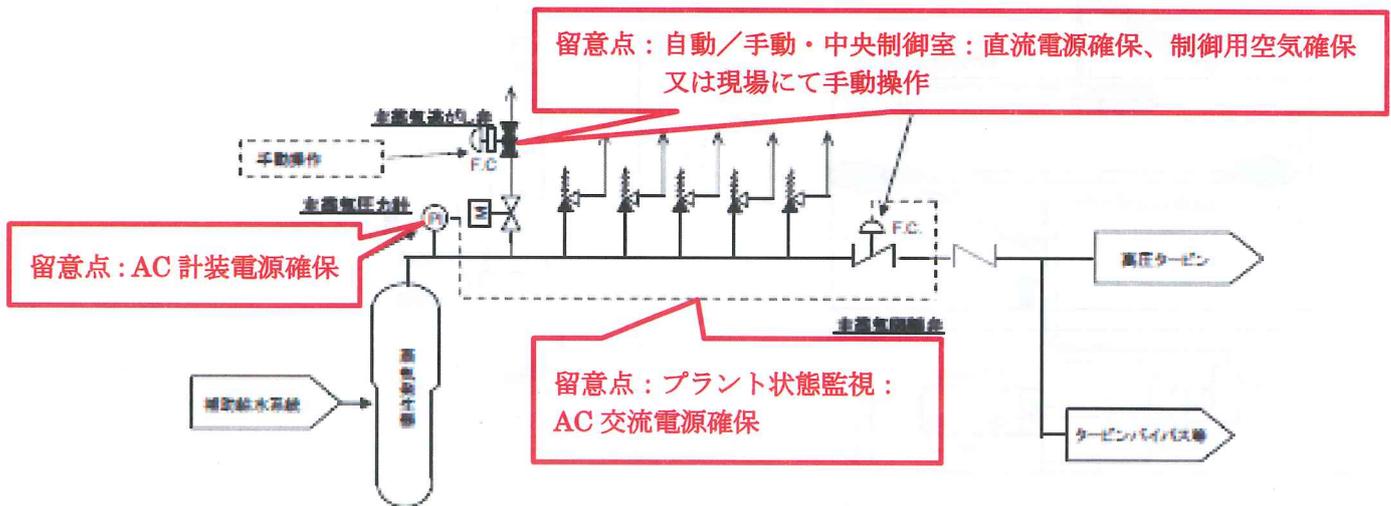


図一5 代替注水系（PWRの例）

図出典:大飯発電所3号機の安全性に関する総合評価一次評価結果と安全確保対策について(平成23年10月関西電力)



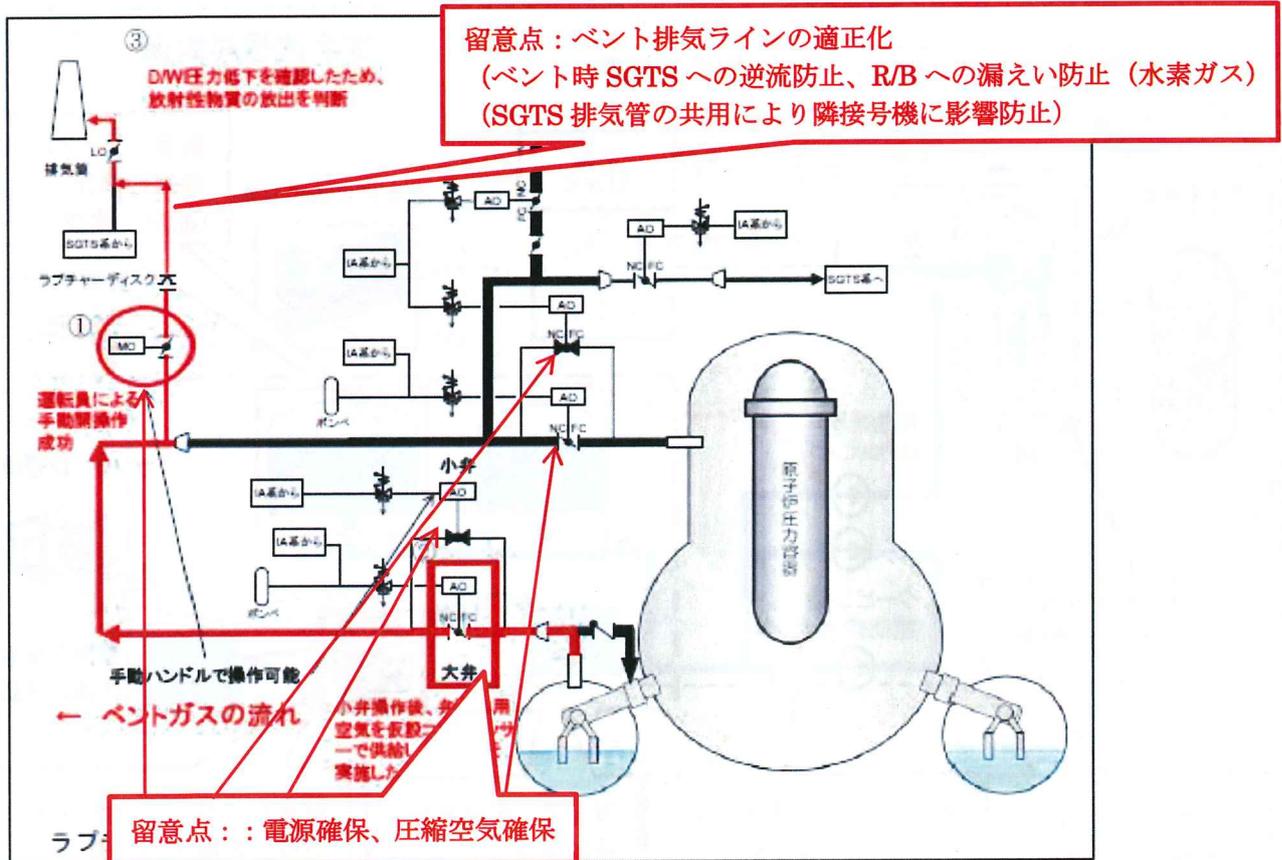
図一6 主蒸気逃がし弁による熱放出（PWRの例）



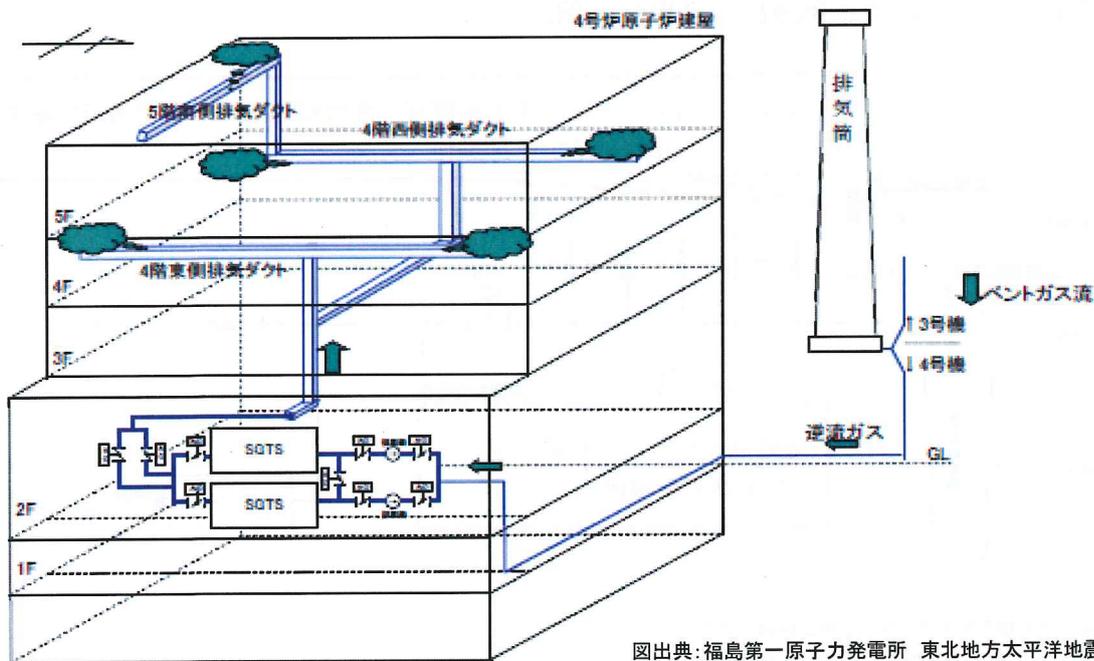
図出典:大飯発電所3号機の安全性に関する総合評価一次評価結果と安全確保対策について(平成23年10月関西電力)

図一七 格納容器ベント（BWRの例）

図出典：福島第一原子力発電所 東北地方太平洋地震に伴う
原子炉施設への影響について(平成 23 年 9 月東京電力(株))

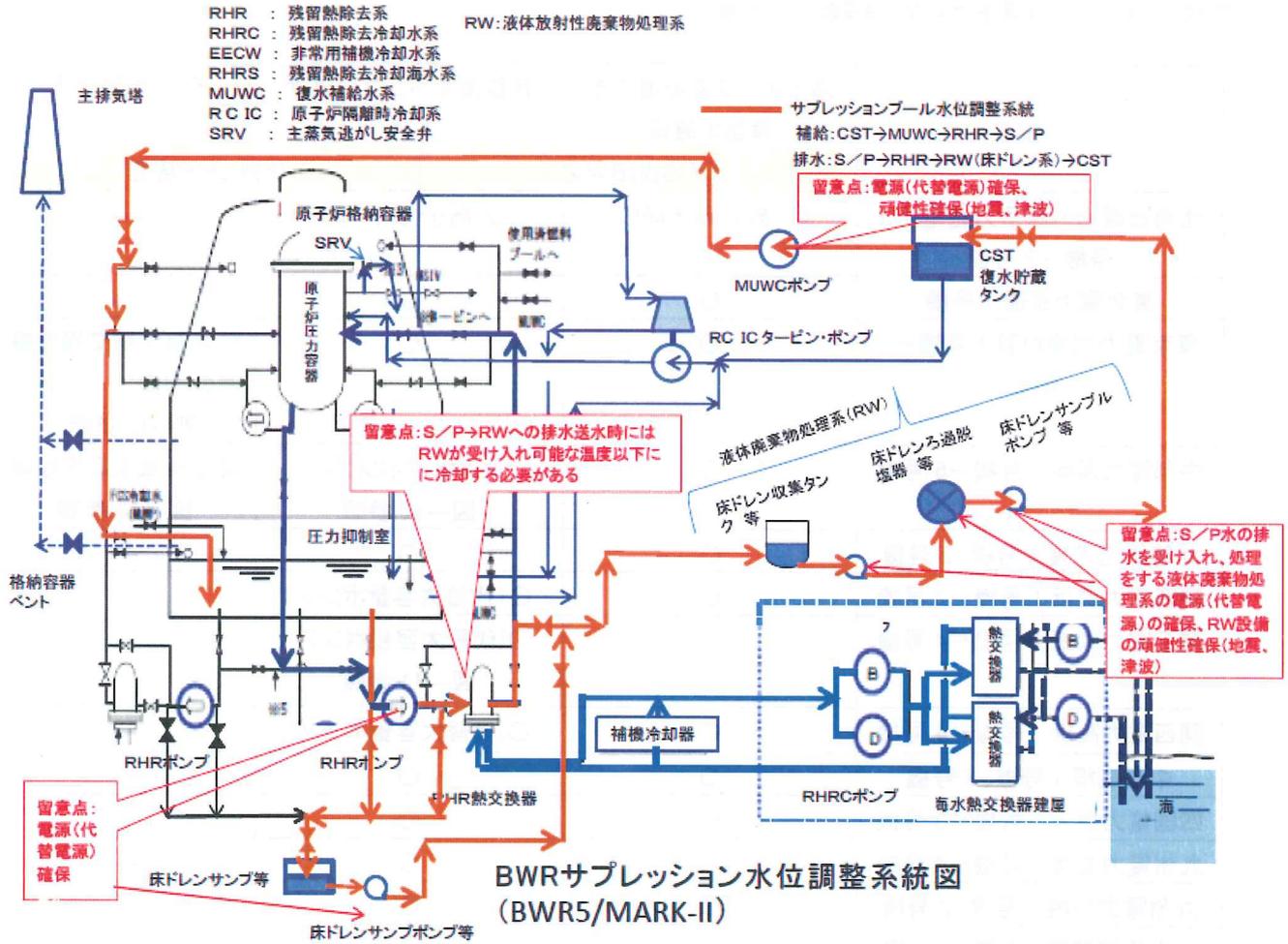


図一八 3号機から4号機への格納容器ベント流の流入経路（BWRの例）



図出典：福島第一原子力発電所 東北地方太平洋地震に伴う
原子炉施設への影響について(平成 23 年 9 月東京電力(株))

図—9 BWR サプレッションプール水位調整系統図の例



出典：【東海第二発電所 太平洋地震による原子炉施設への影響について】(平成 23 年 9 月 2 日日本原子力発電株式会社)における東北地方太平洋沖地震によるプラント停止事象経緯を参照して作成

図—10 代替UHS、復旧用UHS機器(予備品、予備機)の整備状況(「緊急安全対策の実施状況」結果)
 (平成23年5月6日原子力安全・保安院)より抜粋)

	海水ポンプ電動機の予備品の確保	代替海水ポンプの確保	その他(強化策)
	UHS復旧対応	代替UHS機器	
北海道電力泊原子力発電所1号機~3号機	○(あり:以下同じ)	○(あり:以下同じ)	—
東北電力東通1号機	○	○	—
東京電力柏崎刈羽1号機~7号機	○	○	代替海水熱交換器設備の配備 図—12参照
中部電力浜岡3号機~5号機	○	○(水中ポンプ) 図—10参照	緊急時海水取水設備 図—13参照
北陸電力志賀1号機、2号機	○	○	—
関西電力美浜1号機~3号機	○	○(代替大容量ポンプ)	—
関西電力大飯1号機~4号機	○	○(代替大容量ポンプ) 図—11参照	—
関西電力高浜1号機~4号機	○	○(代替大容量ポンプ)	—
中国島根1号機、2号機	○	○	—
四国電力伊方1号機~3号機	○	○	—
九州電力玄海1号機~4号機	○	○	—
九州電力川内1号機、2号機	○	○	—
日本原電敦賀1号機、2号機	○	○	—
日本原電東海第二	○	○	—
JAEAもんじゅ	○	○	—

図一11 UHS復旧策の例：代替海水ポンプ・水中ポンプ（「緊急安全対策の実施状況の確認結果」）

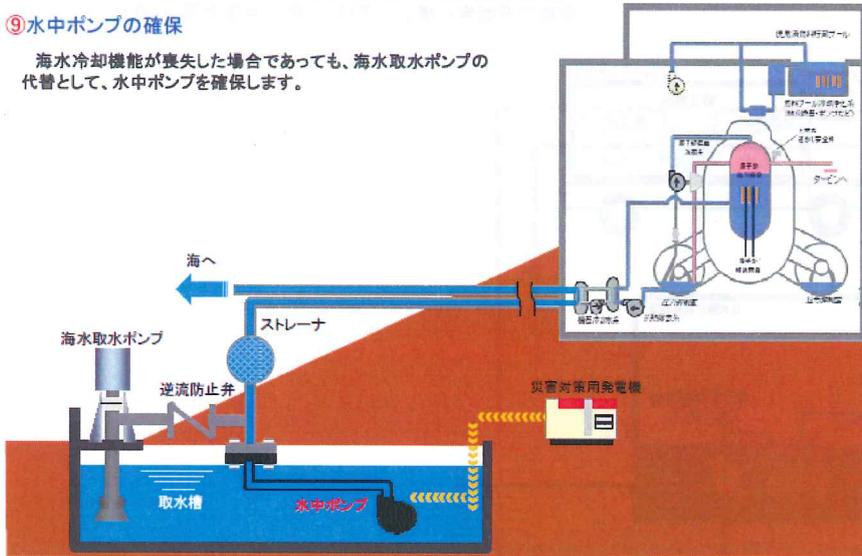
緊急時対策の強化

除熱設備対策
水中ポンプの確保

出典：浜岡原子力発電所における津波対策について
(平成 23 年8月中部電力(株))

⑨ 水中ポンプの確保

海水冷却機能が喪失した場合であっても、海水取水ポンプの代替として、水中ポンプを確保します。

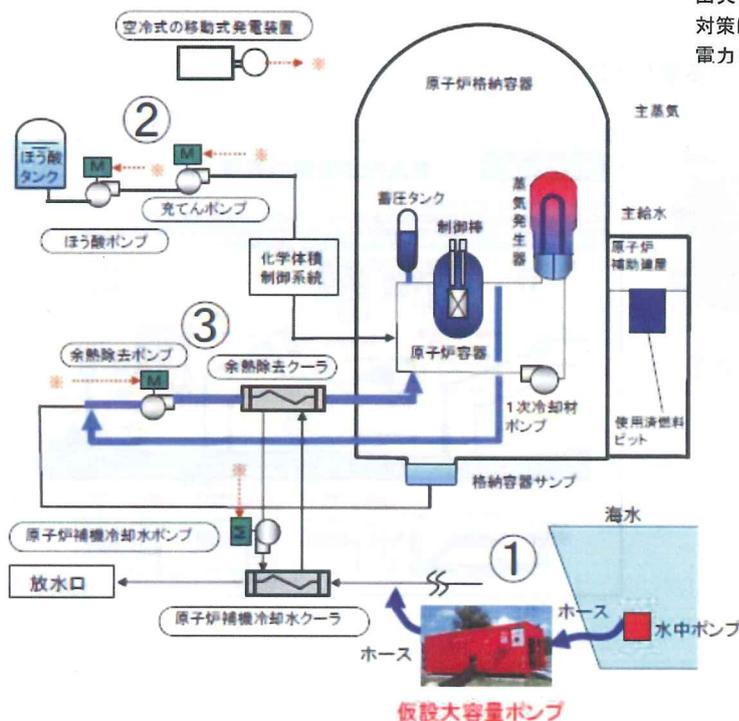


図一12 UHS復旧策の例：仮設大容量ポンプ（「緊急安全対策の実施状況の確認結果」）

○海水ポンプが機能を喪失した場合においても、原子炉補機冷却水クーラに海水を供給し、余熱除去クーラを介して燃料の崩壊熱を除去できるようディーゼル駆動の大容量ポンプを配置する。

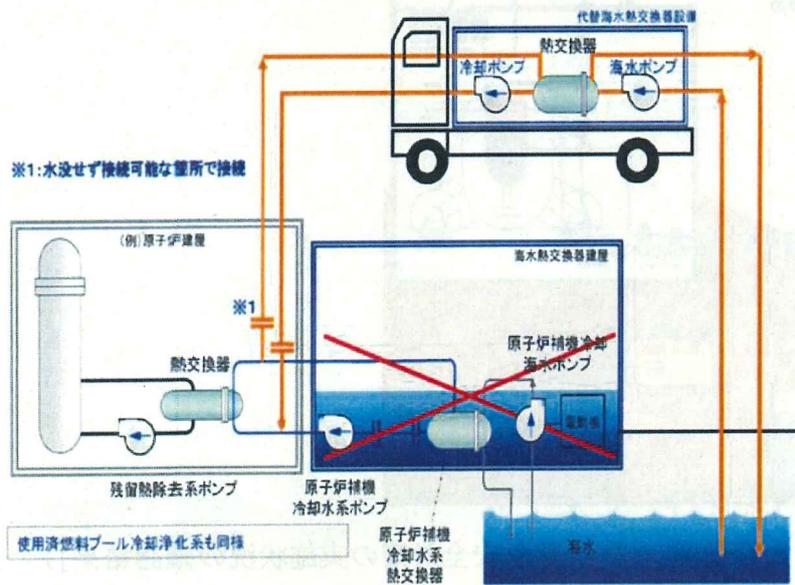
- ① 仮設大容量ポンプから原子炉補機冷却水クーラに海水を送水
- ② 充てんポンプによるほう酸濃縮
- ③ 余熱除去システムを用いて1次系を冷却
⇒低温停止

出典：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(大飯発電所)平成 23 年 9 月(関西電力(株))



図一13 代替UHS機器の例：仮設海水熱交換器（「緊急安全対策の実施状況の確認結果」）

出典：柏崎刈羽原子力発電所における緊急安全対策について（実施状況報告）（補正）（平成 23 年 5 月東京電力（株））



【代替海水熱交換器設備配備イメージ図】

図一14 代替UHS機器の例：緊急時海水取水設備（EWS）（「緊急安全対策の実施状況の確認結果」）（浜岡原子力発電所 3号～5号機の例）

- ・海水冷却機能の代替として緊急時海水取水設備(EWS)を設置(号機毎)
- ・EWS 海水ポンプは防水構造の建屋内に設置
- ・取水槽の連絡トレンチと接続することで取水源の多重化を図る



EWSポンプ



EWS設置・防水構造建屋

出典：浜岡原子力発電所における津波対策について（平成 23 年8月中部電力（株））



図-15 代替UHS機器としての空冷熱交換器の適用について

○海外軽水炉では立地(条件 (冷却水・取水条件、外気温度・湿度条件) により河川水を水源とした冷却塔 (ヒートシンクは大気) を採用しているプラントが多数みられる。

図-a は米国の PWR プラントの例(系統概要)、図-d はスイス BWR プラント例 (ライプシュタット発電所の外観) を示す。

河川水を水源としている冷却塔(空冷式)は

- ・海水取水が不向きな地点に立地する場合
- ・低湿度の地域に立地される場合
- ・河川水への温排水放出が環境から許容されない場合

等の主条件が該当する発電所において適用されている。

我が国の様に、海水取水が容易で、高湿度の地域には大容量の冷却塔(空冷式)の適用は不向きと考える。

○従って、国内の原子力プラントにおいては、比較的小容量の系統機器 (例：福島第一の DG 冷却、福島の使用済燃料プール代替冷却…図 b、浜岡の HPCS 代替冷却…図 c) に対する代替UHS機器として必要に応じて採用することが適切と考えられる。

○尚、図-d のスイス BWR の例 (ライプシュタット発電所) では地下水から、フランス PWR の例ではセーヌ川等大河から緊急事態の時に取水し冷却するシステムが設置 (TMI 事故後に格納容器除熱機能を強化) されている。これら欧州のプラントの緊急時の冷却システムは、そのサイトの自然環境条件、UHS 設計条件、設備配置等不明のため地震と津波に起因した LUHS 対策として有効に機能するかは不明。

図-a 米国 PWR のヒートシンク (冷却塔・空冷式)の例

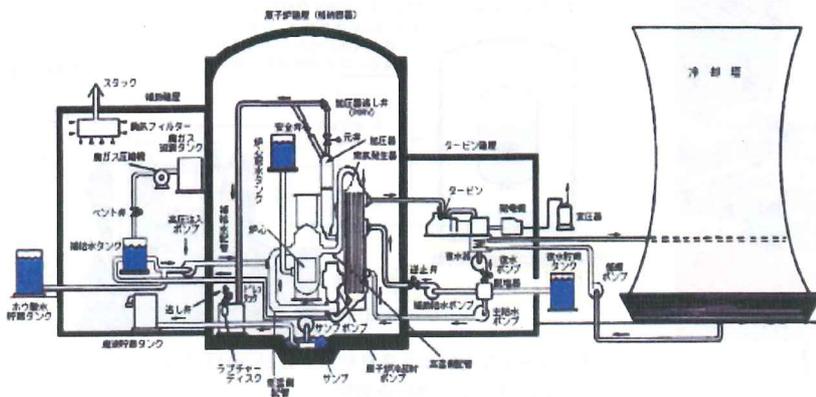
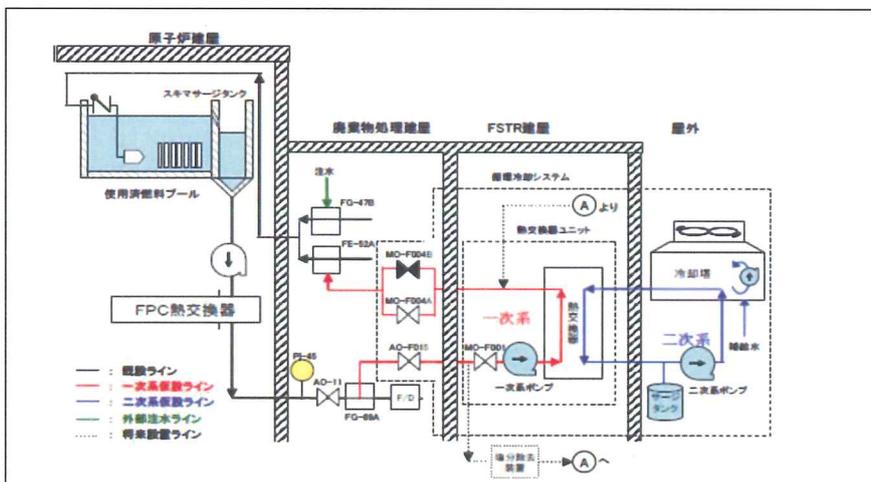


図-b 福島第一 代替使用済燃料プール冷却系の例



出典：福島第一原子力発電所 東北地方太平洋地震に伴う原子炉施設への影響について (平成23年9月東京電力(株))

図-c 浜岡の代替 HPCS 冷却系の例

HPCS を運転可能とするため機器冷却の代替確保(空冷式熱交換器、電源は代替電源)

空冷式熱交換器の概要図



出典: 浜岡原子力発電所における緊急時対策の強化 (平成 23 年7月中部電力(株))

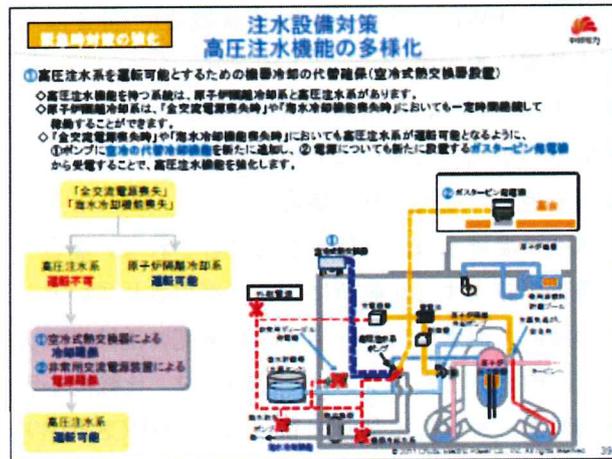
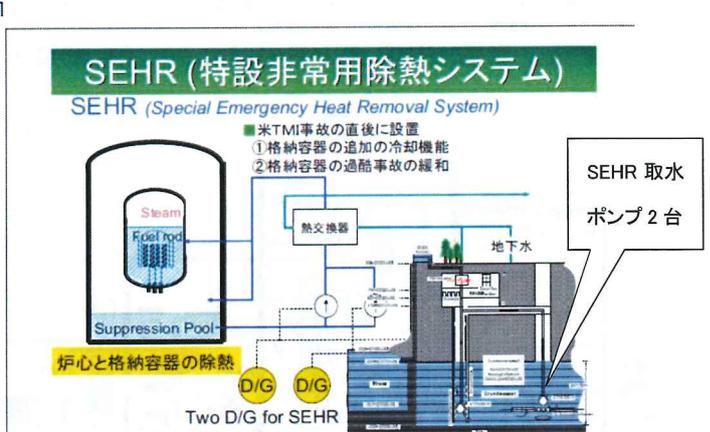


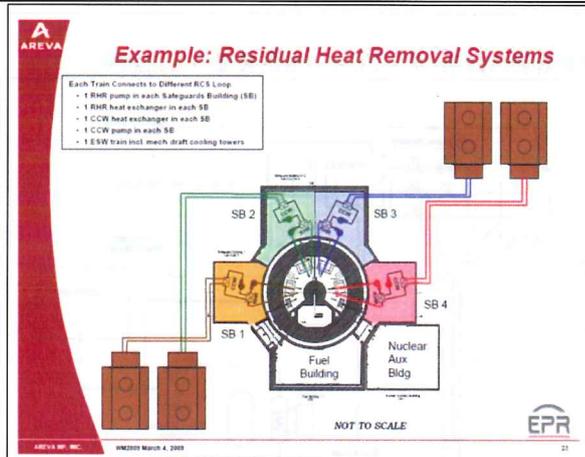
図-d スイス BWR のヒートシンク (冷却塔・特別非常用熱除去系)の例



出典: NISA 技術的知見意見聴取会資料 2011 年 12 月 27 日
北海道大学奈良林直教授

【海外事例】その① EPRの必須サービス水系(ESWS)

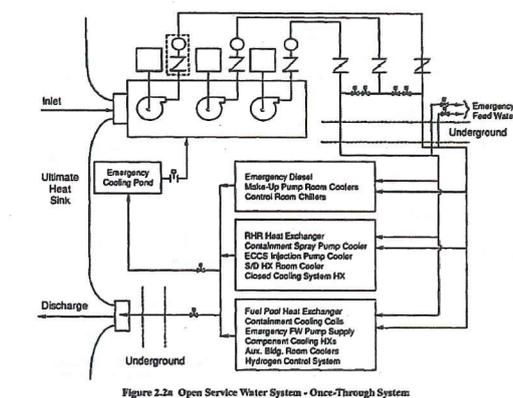
・EPR の ESWS(Essential Service Water System)は独立した 4 系統から構成され、通常運転時、過渡事象時及び事故時 CCWS の熱交換器へ冷却水を供給する。4 系統の ESWS はそれぞれ冷却塔が独立しており、各冷却塔は 2 基の冷却ファンで構成される。



出典:U. S. EPR™ Nuclear Plant by AREVA

【海外事例】その② ピーチボトム原子力発電所の非常用冷却水系(Emergency Cooling Water System)

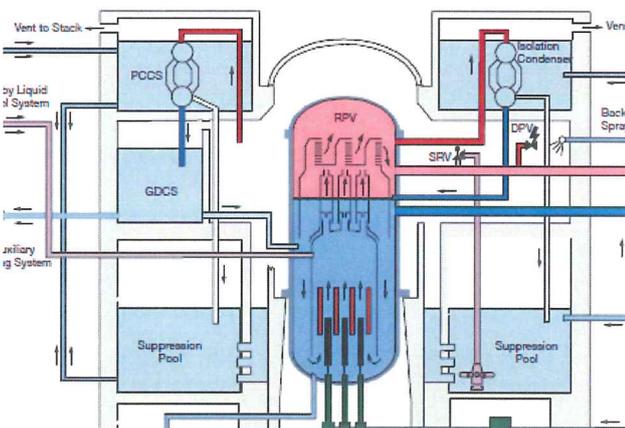
- ・ECWS は、通常のヒートシンクが使用できない事象の際に、一次系及び補助系から崩壊熱を除去して原子炉を安全停止できるように設計。
- ・通常のヒートシンクが喪失した時又は溢水が発生した時には、循環水ポンプ取水槽の止水扉が閉止される。
- ・非常用冷却水は、非常用冷却塔池から 2 本の重力供給ラインで取水槽に供給される。
- ・ECWS ポンプは ECWS ブースターポンプ、高圧サービス水ポンプと組合せて、熱交換器に冷却水を供給し 2 号炉、3 号炉を安全停止する。



出典:NUREG/CR -5379 Nuclear Service Water System Aging Assessment

【海外事例】その③ ESBWR(高経済型単純化炉)の IC(非常用復水器)、PCCS(静的格納容器冷却系)

・ESBWR(Economic Simplified Boiling Water Reactor)では静的安全炉として、大気をヒートシンクとした非常用復水器(IC)や静的格納容器冷却系(PCCS)が採用されている。



出典:Next-generation nuclear energy : The ESBWR
January 2006 NUCLEAR NEWS

【海外事例】その④ AP1000の PCCS(静的格納容器冷却系)と PRHR(静的残留熱除去系)

・ AP1000(PWR)では静的安全炉として、大気をヒートシンクとした静的格納容器冷却系(PCCS)と静的残留熱除去系(PRHR)が採用されている。

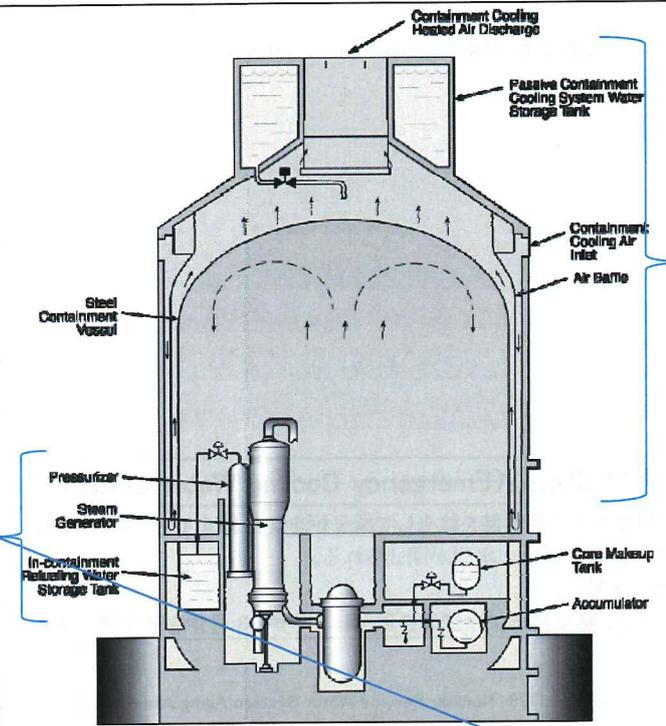


Figure 1.2-2 AP1000 Passive Safety Injection System Post-LOCA, Long Term Cooling

出典: Advanced Passive 1000(AP1000)rev.15 Design Control Document
March 28, 2002 Westinghouse Electric Company

○ 静的格納容器冷却系(水スプレイ→自然循環→大気放熱)

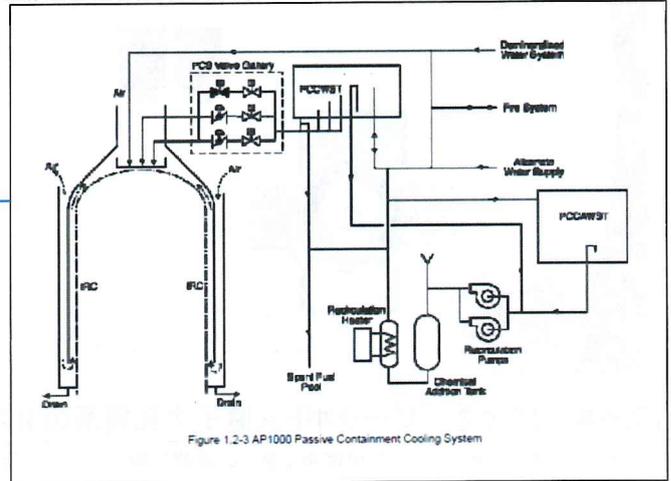


Figure 1.2-3 AP1000 Passive Containment Cooling System

○ 静的残留熱除去系(IRWST 水で冷却→自然循環→大気放熱)

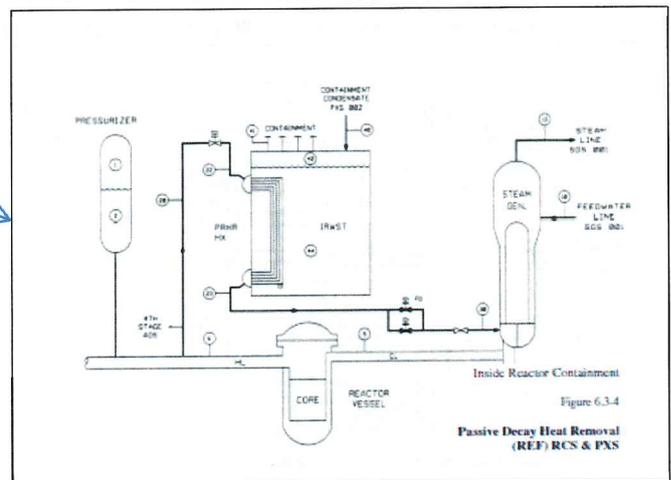


Figure 6.3.4

Passive Decay Heat Removal (REF) RCS & PXS

【海外事例】その⑤ 仏・Le BLAYAIS発電所の河川水による溢水事例(部分溢水)の例

- 1999年10月の暴風でフランス Le Blayais 原子力発電所に部分溢水事象が発生した。
- 当該発電所は海岸の河口に位置し潮位上昇と暴風による波浪の重量により防波壁をのり越えた河川水が発電所敷地に流入して原子炉施設の一部に溢水、非常状態 (On-site Emergency Plan) が 36 時間続いた。
- フランスの溢水対策の規制基準では、グランドレベルは最高溢水水位以上に設定すること(ドライサイト)、グランドレベル以下の安全停止に必要な機器エリアへの全ての進入路は可能な限り閉鎖することとしている。
- Le Blayais 原子力発電所の溢水事例の知見を反映したフランス国内の原子力発電所への水平展開として溢水リスクの再評価とその結果に基づき溢水対策(強化対策)が実施されている。

2. DECEMBER 1999 BLAYAIS FLOOD

1999 Storm
↓
« Le Blayais » NPP partial flooding

INES level 2

High water level in the river Gironde : high tide + storm surge (+2m) and waves (2m) generated by the wind on the estuary (200 km/h)

- Waves came over the dyke and caused flooding on site and in units 1 and 2
- On-site Emergency plan (36 hours)

BLAYAIS (1999) : Examples of damages

Door deformation

Failure of Cable opening

Protection of French NPPs against external flooding before Blayais flood (Safety Rule RFS I.2.e – Issued 1984)

- ❖ Maximum design flood level to be assessed considering :
 - River flood
 - Dam rupture
 - Littoral flood (tide + storm surge)
 - Estuary sites
- ❖ Protection is ensured by :
 - Nuclear Island Platform level ≥ maximum design flood level
 - Below the platform: closure of all possible pathways to the rooms containing equipment required for safe shutdown .

3. A COMPREHENSIVE REVIEW OF THE FLOOD RISKS : OUTLINE OF THE MANAGEMENT PLAN

Flooding hazards	<ul style="list-style-type: none"> • Identification of <u>all</u> phenomena, which can result in a flood at any of the 19 French NPP • Re-assessment of flood hazards / impacts at each site
Protective measures	<ul style="list-style-type: none"> • Identification of equipment to be protected • Review of the existing protective measures (structures, devices, procedures, organization) • Modifications or improvements where required
Flooding effects on NPP's support functions and surroundings	<ul style="list-style-type: none"> • Specific Flood procedures developed as necessary • Analysis of the risks : site inaccessibility, loss of offsite power supplies, heat sink behaviour, communications... • Means defined to avoid them or to cope with them

FLOODING PROCEDURES

Warning based for predictable hazards, Procedures adapted to site vulnerability (platform submersion, site isolation, loss of the external power supplies, heat sink filtration affected by flooding)

T0	Stand-by phase
T0 + 12h	Vigilance phase (early actions)
T0 + 24h	Early warning phase (site protection preparedness)
	Alert phase (→ safe state)

At most sites, implementation of "flooding" procedures :

- Prepare site protection during the warning phases (closure of paths/openings through dykes and "watertight area", tanks filling-up,...)
- Bring the plants to safe shutdown state if required

5. CONCLUSION : LESSONS LEARNED

1. LE BLAYAIS EVENT USED AS AN OPPORTUNITY TO REASSESS DESIGN RULES AND IMPROVE NPP PROTECTION AGAINST EXTERNAL FLOODING
Updated design rules approved by French Safety Authority,
2. A COMPREHENSIVE REVIEW, CARRIED OUT OVER 7 YEARS INVOLVING VARIOUS SKILLS :R&D, ENGINEERING, OPERATION
3. UPGRADED PROTECTION OF MOST NPP AGAINST FLOOD (about 110 M€ expenses) AND SET UP OF SITE SPECIFIC FLOODING PROCEDURES
4. A CLIMATE SURVEY PUT IN PLACE IN ORDER TO PERIODICALLY REASSESS THE NEED FOR ANY ADDITIONAL MEASURES (basically on a 10 year time frame)

【海外事例】その⑥ 仏・CRUAS 原子力発電所での LUHS の発生事例

- ・2009年12月フランス CRUAS 原子力発電所で LUHS が発生した。仏国で初の事例であった。
- ・当該発電所では、ローヌ川を原子炉補機冷却系の最終ヒートシンクとしており、ESWS(Essential service water system)の取水設備に大量の藻が詰まったため流路が閉塞され、最終ヒートシンク喪失に陥った。
- ・2系統で構成される ESWS が2系統とも完全喪失した4号機では、緊急時の手順に従い、代替冷却として RWST(燃料取替用水タンク)の水を用いて冷却を確保し、LUHS 発生から3時間後に安全な状態となった。(2号機と3号機ではそれぞれ1系統の UHS が喪失)
- ・取水口フィルタ及び熱交換器から藻を除去し、復旧する迄の10時間 LUHS が続いた。
- ・この教訓として、実効的な運転管理のためには状況と緩和手段についての迅速かつ正確な分析が必要になること、また緊急時の手順の改善の必要性、代替冷却手段として RWST の水を用いることの有効性及びプレフィルタによる浮遊物の捕獲では不十分であることが明らかとなった。
- ・また、同年には Chooz B 原子力発電所での凍結(取水不能)、Blayais 原子力発電所での植物侵入(ポンプ取水不能)、Fessenheim 原子力発電所でのドラム(取水)スクリーンの閉塞が発生している。
- ・結論として、自然環境が原子炉の安全性に影響することから、基本設計に反映されるべきであること、また三つの防御が必要だとして、①防止策:ハザードの識別と知見(取水設備に対する適切な設計)、②取水設備:監視、異常検知、防止策(ESWS 流量の安定確保)、③LUHS 時の運転管理:復旧するまでの炉心冷却、のそれぞれについて対策の重要性が述べられている。
- ・この教訓に対して、EPR の Flamanville3号機の取水システムは外部ハザードに持ち堪えることが期待される。

Experience feedback in 2009

TOTAL LOSS OF HEAT SINK AT CRUAS 4 IN DECEMBER 2009



- CRUAS NPP (900 MWe): 4 units
- Date of the incident: 1st December, 2009
- Rated level 2 on the INES scale

Nuclear power for the people - 26-29 September, 2010 - Nesebar, Bulgaria - Page 8 **IRSN**

Total loss of heat sink at Cruas 4 in December 2009



Nuclear power for the people - 26-29 September, 2010 - Nesebar, Bulgaria - Page 9 **IRSN**

Total loss of heat sink at Cruas 4 in December 2009



Canadian pondweed plants

Nuclear power for the people - 26-29 September, 2010 - Nesebar, Bulgaria - Page 14 **IRSN**

Experience feedback in 2009

OTHER EVENTS

- Frazil ice event at Chooz B NPP in January
- Vegetable matter ingress in Le Blayais NPP, February and March
- Drum screens clogging at Fessenheim NPP in December

Nuclear power for the people - 26-29 September, 2010 - Nesebar, Bulgaria - Page 16 **IRSN**

Total loss of heat sink at Cruas 4 in December 2009

LESSONS LEARNT

- First ever occurrence on a PWR in France
- Partial loss of heat sink on units 2 and 3 together with the total loss on unit 4
- Efficient management needs quick and reliable diagnosis of the situation and mitigation means
- Need to improve the emergency procedure
- Use of thermal inertia of RWST water proved to be effective
- On-site trash rack pre-filtration cleaning devices proved to be insufficient

→ IRSN started an in-depth analysis of this incident

Nuclear power for the people - 26-29 September, 2010 - Nesebar, Bulgaria - Page 15 **IRSN**

CONCLUSION

- Environmental conditions can impact the safety of nuclear reactors
 - Come back to the initial design
- 3 lines of defence
 - Prevention: identification and knowledge of hazards
 - Appropriate design equipment
 - Pumping station: monitoring, detection and protection means
 - To ensure a permanent ESWS flow rate
 - Management of a total loss of heat sink
 - To cool the reactor until the heat sink recovery
- Expectation for EPR Flamanville 3 pumping station: to cope with external hazards

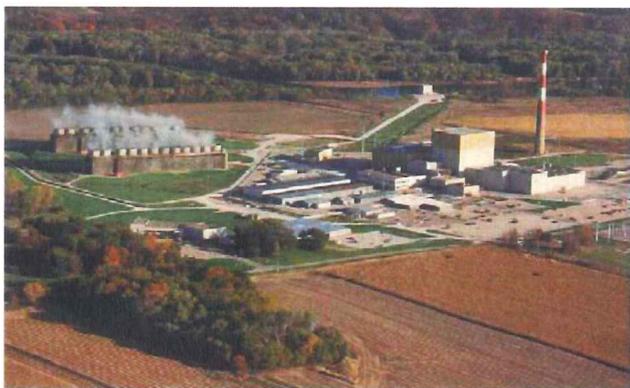
Nuclear power for the people - 26-29 September, 2010 - Nesebar, Bulgaria - Page 24 **IRSN**

出典: Véronique BERTRAND, "FRENCH PWR' S ULTIMATE HEAT SINKS THREATENED BY THEIR ENVIRONMENT, Nuclear power for the people" Nesebar, 26-29 September, 2010

【海外事例】その⑦ 米・Duane Arnold 原子炉のLUHS発生及び技術仕様書に基づく原子炉手動停止

- ・2011年8月11日、米国の Duane Arnold Energy Center の原子炉(BWR)が100%出力での運転中に、2系統ある河川水系(RWS)が、取水口のトラベルスクリーンの故障によって、2系統共に運転不能(LCO 逸脱)が宣言され、技術仕様書(TS: Technical Specification)に基づいて、原子炉は手動スクラムにより停止された。
- ・調査の結果、取水口前面及びポンプピットエリア(取水槽)に数フィートの砂が溜まっていることが確認された。
- ・この事象は、河川の堆積物の不適切な管理によって起きたものであった。
- ・この事象について、根本原因の分析が行われ①取水口構築物の近くで砂が堆積している問題認識がなく、河川図作成の作業が中止になったこと②河川の水位が高い期間の後で、河川の状態を調査するべきであるという水利学者の推奨に従っていなかったこと、の二点によるものであるとしている。
- ・2011年8月15日に堆積した砂を除去し、トラベルスクリーンが復旧した。また、今後、防壁と川の流れの復旧および上記の根本原因に対する対策の実施が計画されている。
- ・この事象は、安全機能の完遂を阻害する事象として、独立した系列の共通要因で故障(運転不能)した事象として報告された。
- ・この事象による公衆健康と安全に対する影響はなかった。

出典: Duane Arnold Energy Center, Docket 50-331, License No. DPR-49, Licensee Event Report #2011-002-00 (Oct. 10, 2011).



Duane Arnold Energy Center



出典: Duane Arnold Energy Center License Renewal Application, Applicant's Environmental Report, September 2008

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針及び関連の指針類 に反映させるべき事項の検討に関する論点等の取りまとめにあたり

平成 24 年 3 月 14 日
原子力安全基準・指針専門部会
安全設計審査指針等検討小委員会

はじめに

原子力安全委員会は原子力安全基準・指針専門部会に対して、平成 23 年 6 月 16 日付けをもって安全審査指針類の検討を行うよう指示文書を発出し、発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針(以下「安全設計審査指針」という。)及び関連の指針類に反映させるべき事項について、平成 24 年 3 月を目途にその時点までの論点等を整理し、報告することを指示した。原子力安全基準・指針専門部会は、平成 23 年 6 月 22 日付けにて、安全設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項、ならびにその他、重要と認められる事項について検討するため、安全設計審査指針等検討小委員会(以下「本小委員会」という。)を設置した。

安全審査指針類の検討指示は、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震及びそれに伴う津波による東京電力株式会社福島第一原子力発電所(以下「福島第一原子力発電所」という。)の事故を踏まえたものである。福島第一原子力発電所では、複数の原子炉施設において全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)や最終ヒートシンク(以下「UHS」という。)の喪失が生じ、その結果、当該原子炉施設は原子炉冷却機能喪失に陥り、炉心溶融と大量の放射性物質の環境放出という深刻な事態に至った。

本小委員会は、福島第一原子力発電所の事故の経緯と教訓を踏まえ、SBO 対策について優先的に検討を実施した。それに引き続き最終ヒートシンク喪失(以下「LUHS」という。)対策及びその他の課題について検討を実施した。以下に本小委員会の検討の観点と、要望も含め所感を記す。

1. 検討の観点について

今般の福島第一原子力発電所事故の事象推移を踏まえ、本小委員会は、安全確保の基本は深層防護にあるとの考え方に基づき検討を行った。そこで、安全設計審査指針の関連条文の改訂案をまとめるにあたって、同指針に示されている要件のみならず、深層防護の考え方に基づき一貫性のある安全確保の要件について検討を行った。

深層防護については、これを原子炉施設の状態分類ごとの対処策と関連づける考え方があり、国際原子力機関(IAEA)の国際原子力安全諮問グループ(International Nuclear Safety Advisory Group (INSAG))の定義 12 によれば、多重防護第 3 層までが設計基準事象への対処策であり、多重防護第 4 層は設計基準事象を超える事象への対処策、すなわちシビアアクシデントの発生防止と発生した後の影響緩和策とされている。

今般の福島第一原子力発電所の事故は、設計基準事象の範囲を逸脱する多重故障の結果として引き起こされたものであること踏まえれば、同事故の対策に係る技術的要件は第 3 層の設計基準事象の範囲に限定されることはない。同事故の直接的な原因が SBO であり、それ

が安全確保において喫緊の課題であるとの認識のもと、SBO 対策に係る技術的要件に焦点を当て、以下の方針により検討を進めた。

- 今般の福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、基本設計、詳細設計、運転管理並びに炉心損傷防止及び炉心損傷に至った場合の影響緩和を見通して技術的要件を整理し、その結果を取りまとめる。
- 整理した技術的要件の中から基本設計要求事項を抽出して、それらを安全設計審査指針の改訂案に反映する。
- SBO の発生防止に係る要件については、指針 48.「電源系統」を対象にその信頼性向上の観点から検討する。
- SBO が発生した場合の原子炉の安全停止とその後の冷却に係る要件は指針 27.「電源喪失に対する設計上の考慮」に係るものとして検討する。

この方針に基づき検討を重ねた結果、①SBO の発生頻度を合理的に達成できる限り低いものとするため、電気系統や外部電源等の電源系統の信頼性を向上させること、②SBO 発生時に原子炉を安全に停止し、停止後の冷却を確保し、かつ、復旧できることを求め、代替電源設備を設置すること、③SBO への対策の有効性確認のため、自然現象(外部事象)への対処能力を把握および評価すること、以上についての具体的な技術的要件を整理するとともに指針の改定案として取りまとめた。

LUHS 対策については、深層防護の考え方にに基づき、LUHS 時の耐久時間の把握、UHS の復旧、代替冷却方法、アクシデントマネジメント(AM)の改善点の抽出等の観点から検討を実施した。東北地方太平洋沖地震に伴う津波襲来以降の福島第一原子力発電所及び東京電力株式会社福島第二原子力発電所(以下「福島第二原子力発電所」という。)の非常時に用いる冷却系統の状況や、福島第二原子力発電所におけるUHSの復旧までの時間余裕の把握、米国の規制動向や諸外国での事例を参照し、UHSの頑健性、代替UHSの機能、関連設備の改善、LUHS対策の実効性の総合評価といった論点を念頭に、①LUHSの発生防止、②LUHSへの対処、③UHS復旧能力の評価及び④LUHS下での炉心損傷の影響緩和策の観点から基本的考え方を整理し、報告書にまとめた。

これら以外にも、今後さらなる検討を継続すべき事項として、①安全機能を有する設備の共用、②原子炉格納容器の雰囲気制御、③施設の状態監視、④使用済燃料の冷却及び⑤安全設計審査指針の用語の定義等について課題を抽出して報告書にまとめた。

2. 要望と所感(論点のとりまとめにあたり)

安全設計審査指針に係る SBO 対策や LUHS 対策の検討結果には、設計基準事象の範囲を逸脱する要求等も含まれている。これは、福島第一原子力発電所事故の教訓の反映ならびにシビアアクシデントを規制要件とすべきという判断を念頭に置いているがゆえである。それらは、本来、AM に対応する指針として体系的に整備されるべきものと考えるが、本小委員会の今般の検討は、福島第一原子力発電所の事故を踏まえた喫緊の課題であるとの認識のもと、深層防護の考え方を一貫して適用し、SBO 対策や LUHS 対策として必要な技術的要件に焦点

を当て鋭意検討を実施したものである。その結果、現行の指針体系のもとでの安全設計審査指針の役割や、他の指針類との関係に不整合を生じる点も指摘されようが、これらの点についてはその趣旨を報告書の取りまとめにおいて明示したところである。

現在、我が国の原子力安全規制体制の見直しが進められており、今後、新体制のもとで技術基準等が鋭意整備されていくことを期待する。今回の安全審査指針類の検討において整理・抽出した論点、それを踏まえた技術的要件等については、その考え方や狙いがある時点における最新の知見を反映した上で、技術基準等に資されていくことを求めるものである。

原子力施設の安全確保は、設置許可を受ける事業者には第一義的責任があり、事業者は、自らの安全確保活動について自問し継続的改善に努めることを要望する。国は、安全確保に係る事業者の判断に係る基準を明確に示すとともに、事業者の安全確保活動を監査・監視し、その正当性と合理性を国民に対して論理的かつ明快に説明する責任があると考えられる。