

日本原子力学会 原子力発電部会

「次期軽水炉の技術要件検討」WG（BWRブランチ）

1. BWR特有事項の整理
 - 1-1. BWRの固有の設計特徴の整理
 - 1-2. 本WGにて注力する項目の整理

目次

1-1. BWRの固有の設計特徴の整理

1-1.1 BWR設計の変遷と安全性向上と合理化設計進展の狙い

1-1.2 1F事故の教訓から得られた知見

1-1.3 次期BWRの設計の狙い

1-2. 本WGにて注力する項目の整理

1-2.1 PWR/BWR共通の技術要件を満たす実装手段

1-2.2 BWR固有の技術要件を満たす実装手段

1-2.3 BWR固有の技術要件を満たす実装手段のうち複数オプションのある要件

1-2.4 本WGにて注力する項目の整理

目次

1-1. BWRの固有の設計特徴の整理

1-1.1 BWR設計の変遷と安全性向上と合理化設計進展の狙い

①概要

沸騰水型原子炉（BWR）は、世界初の商用発電が1960年にGE製の米国ドレスデン発電所（BWR-1）において開始した。その後、GEが開発したBWR-2～BWR-5が国内に導入され、さらに改良標準型BWR-5、ABWRへと改良標準化が行われた。以下にこれらBWRシリーズの主要仕様を示す。

仕 様	型 名						
	BWR-1	BWR-2	BWR-3	BWR-4	BWR-5		ABWR 型
					GE 型	日本改良型	
燃料形式 (初装荷燃料)	6×6	7×7	7×7	7×7	8×8	8×8	8×8
炉心出力密度 (kW/ℓ)	31	34	41	51	51	51	44～51
炉心冷却水 強制循環方式	外部ループ(3～5ループ)		外部ループ(2ループ)				圧力容器 内蔵ポンプ
	ポンプ		ポンプ+ジェットポンプ		ポンプ+5ノズル付ジェットポンプ		
冷却水量制御	電 動 発 電 機 方 式				制御弁	電動発電機方式	サイリスタ
非常用炉心冷却系	2-CS	HPCI 追加		LPCI 追加	3LPCI+HPCS+LPCS		3LPCI +2HPCF +RCIC
原子炉格納容器	球形ドライ	MARK-I		MARK-I/II	MARK-II	改良標準型 MARK-I/II	ABWR 型
	鋼		製		鋼	製	鋼/ コンクリート製

注：略語説明 CS(炉心スプレイ) HPCI(高圧炉心注水) LPCI(低圧炉心注水) HPCS(高圧炉心スプレイ)
LPCS(低圧炉心スプレイ) HPCF(高圧炉心注水系) RCIC(原子炉隔離時冷却系)

BWRの主要仕様

(軽水炉発電所のあらし、令和3年2月、公益財団法人原子力安全研究協会 軽水炉発電所のあらし編集委員会)

1-1.1 BWR設計の変遷と安全性向上と合理化設計進展の狙い

BWRの進化は原子炉一次系の系統構成の変更と原子炉の出力増加に伴う原子炉再循環系変更及び非常用炉心冷却系の変更、格納容器の変更が中心となっている。

原子炉一次系における設計変更の最大の特徴は蒸気ドラムと蒸気発生器を使用した二重サイクルから気水分離器と蒸気乾燥器を原子炉容器に内蔵させた直接サイクルへの変更である。原子炉再循環系では、プラントの出力増加に伴い増大する炉心流量を確保するためにジェットポンプを採用し、原子炉再循環系の流量の減少及び配管口径を縮小させ、かつループ数を2系統に標準化したことにある。このジェットポンプの採用により冷却材喪失事故時に燃料は有効高さの2/3の高さまで冷却水に浸ること及び配管口径の縮小による仮想配管破断時の流出流量の低下により冷却材喪失事故時における燃料の安全性の向上が図られた。さらにABWRでは再循環系の外部ループを削除し、インターナルポンプを採用し、再循環ループ破断による大規模な冷却材喪失事故を排除することで更なる安全性・信頼性の向上を図っている。

非常用炉心冷却系は冷却材喪失事故の想定される規模に応じて、低圧注水や高圧注水、炉心スプレイ、炉蒸気を使用した冷却手段(非常用復水器やタービンポンプ)を複数系統組み合わせることにより、信頼性の高い、合理的な安全系構成を実現してきた。

格納容器の設計変更は、圧力抑制型の特徴を生かしたサイジングに基づき、保守・点検性の向上に加え、経済性向上と建設短縮のための合理化が行われてきた。

また、スリーマイルアイランド事故やチョルノービリ事故を契機とし、90年代までに、安全性向上のためアクシデントマネジメント策として、代替注水手段（復水補給水系、消火ポンプによる原子炉への注水）、格納容器除熱手段（耐圧強化ベント）、電源供給手段（隣接プラントからの電源融通）等を整備していった。

1-1.1 BWR設計の変遷と安全性向上と合理化設計進展の狙い

我が国では、1975年度に自主技術による軽水炉の信頼性、稼働率の向上、作業者の被ばく放射線量の低減等を目指した軽水炉改良標準化計画が官民一体となりスタートした。1975-1977年度の第1次改良標準化、1978-1980年度の第2次改良標準化を経て、1981-1985年度にかけて第3次改良標準化が実施された。第3次改良標準化では、これまで実施してきた第1次及び第2次改良標準プラントをベースとして、機器、システムはもちろん、炉心を含む原子炉本体に至るまで自主技術を基本とした日本型軽水炉として、ABWRが確立された。

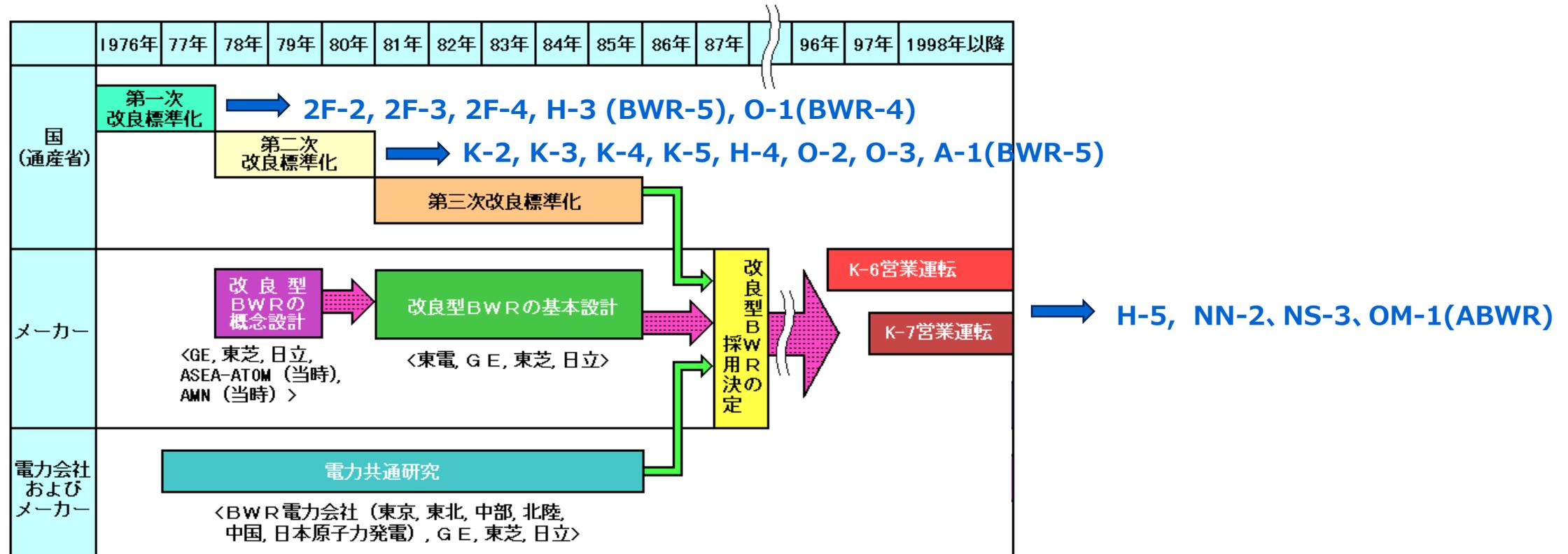


図2 ABWRの開発の経緯

[出典] 榎本聡明:改良型沸騰水型軽水炉(ABWR)、原子力eye、44(1)、19(1998年1月号)

1-1.1 BWR設計の変遷と安全性向上と合理化設計進展の狙い

② 原子炉一次系

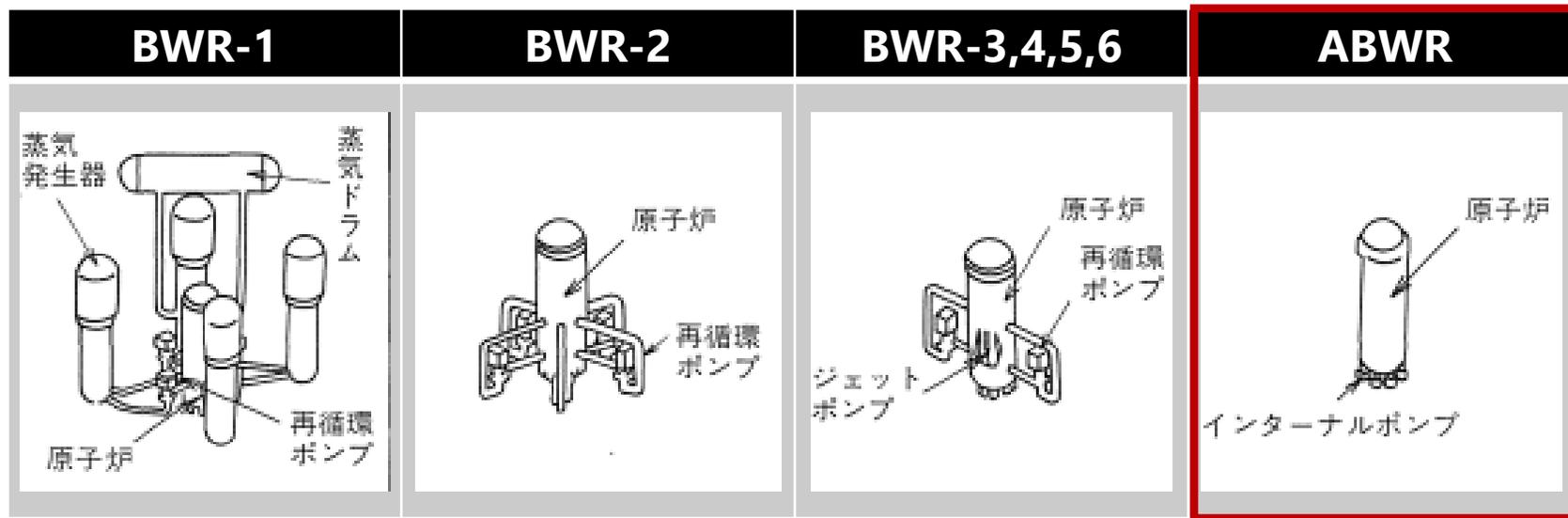
BWRの原子炉一次系構成の変遷を以下に示す。

BWR-1は蒸気ドラムや蒸気発生器を有する二重サイクルであった。

BWR-2では、圧力容器内に気水分離器及び蒸気乾燥器を内蔵した直接サイクルを達成した。また、炉内再循環による炉心冷却とし、外部ループによる循環方式を採用した。これらにより、構成をシンプル化し信頼性を向上した。

BWR-3,4,5は、ジェットポンプを採用することにより、効率的に大容量の炉内再循環流量を確保した。

さらに、ABWRでは、インターナルポンプを採用し、外部再循環ループを削除した。これにより、LOCA時安全性向上や被ばく低減を実現するとともに、RPVの位置を下げ低重心化し、耐震性を向上した。



BWRの原子炉一次系構成

1-1.1 BWR設計の変遷と安全性向上と合理化設計進展の狙い

安全性向上と合理化設計進展の狙い

【BWR-1 ⇒ BWR-2】：原子炉一次系全体構成のシンプル化

RPV内で直接蒸気をつくることからSGが不要となって全体構成が単純となり、RPV内圧力が蒸気圧力とほぼ同じなので、RPVが比較的低い圧力で設計できる。炉心では原子炉冷却材が沸騰しているので、原子炉冷却材の循環には再循環ループを設け、再循環ポンプによって炉心内原子炉冷却材の流量を変え原子炉出力を制御。

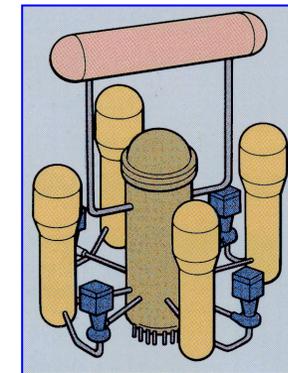
【BWR-2 ⇒ BWR-3,4,5】：プラント出力増加、設計標準化、LOCA時の燃料の安全性向上

ジェットポンプの採用により冷却材喪失事故(LOCA)時に燃料は有効高さの2/3の高さまで冷却水に浸ること及び配管口径の縮小による仮想配管破断時の流出流量の低下によりLOCA時における燃料の安全性向上が図られた。

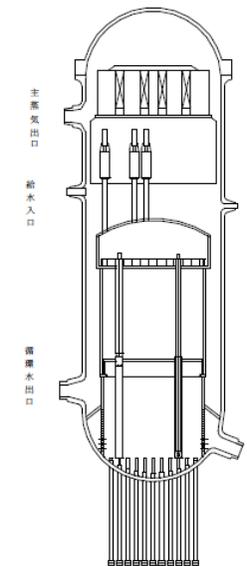
【BWR-3,4,5 ⇒ ABWR】：安全性向上(大口徑配管破断想定排除、炉水漏えい可能性低減)、被ばく低減(保全物量低減)

ABWRは従来の外部再循環方式に代えて、RPV底部に直接再循環ポンプとしてRIPを取り付けている。RIP採用の特徴は以下。

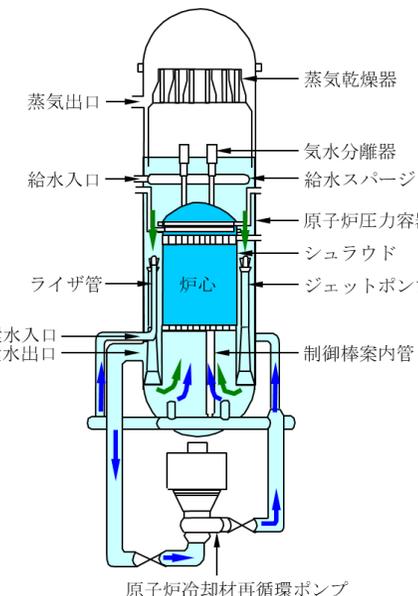
- (1) 大口徑の再循環系配管を有しないため、いかなる配管破断を想定しても、ECCS作動により炉心は常に冠水維持
- (2) 定期検査対象となる原子炉冷却材圧力バウンダリの溶接線が減少し、保守点検作業が減少、作業員被ばく線量低減が可能
- (3) RIPの型式は構造が簡単で、軸封部がなく、炉水漏えいの可能性の少ないウェットモータ型を採用



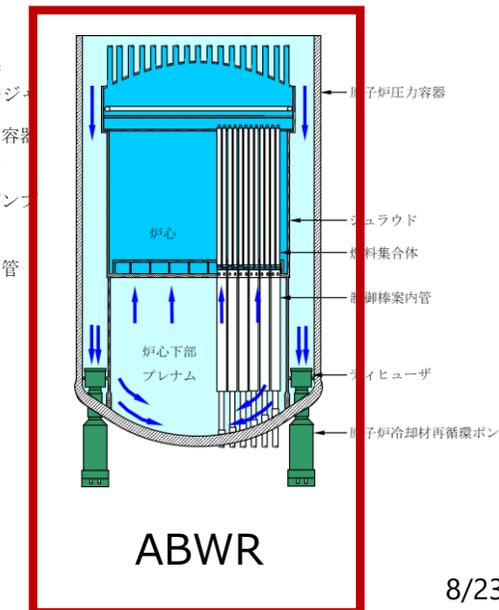
BWR-1



BWR-2



BWR-3,4,5



ABWR

1-1.1 BWR設計の変遷と安全性向上と合理化設計進展の狙い

③ 非常用炉心冷却系 (ECCS)

BWRの非常用炉心冷却系 (ECCS) の変遷を以下に示す。BWR-3, 4, 5へと構成機器の多重性・多様性を向上させ、ABWRではインターナルポンプの採用と高・低圧完全3区分化により、LOCA時冠水維持を可能とする等、安全性を向上してきた。

	BWR-2	BWR-3	BWR-4	BWR-5	ABWR
非常用炉心冷却系					
高圧待機系	IC (2系統)	IC (2系統)	RCIC (1系統)	RCIC (1系統)	

ADS:自動減圧系, CS:炉心スプレイ系, HPCI・HPFL:高圧炉心注水系, LPCI・LPFL:低圧炉心注水系, HPCS:高圧炉心スプレイ系, IC:隔離時冷却復水器, RCIC:原子炉隔離時冷却系

非常用炉心冷却系の構成

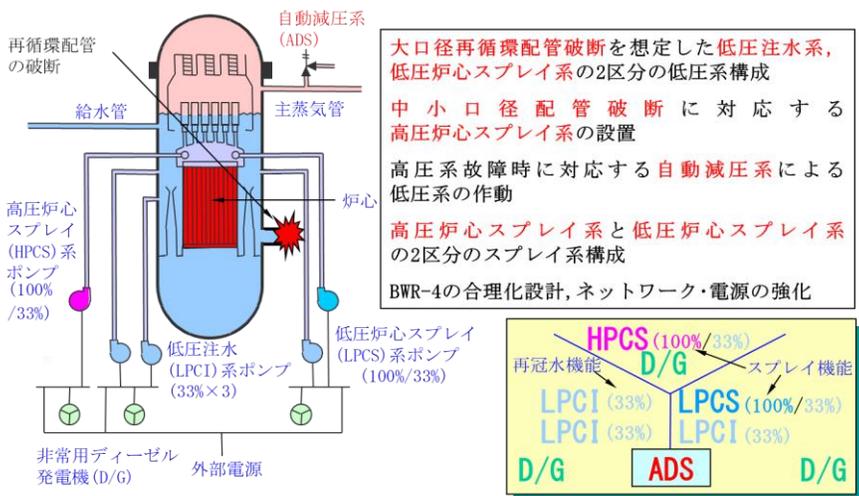
1-1.1 BWR設計の変遷と安全性向上と合理化設計進展の狙い

安全性向上と合理化設計進展の狙い

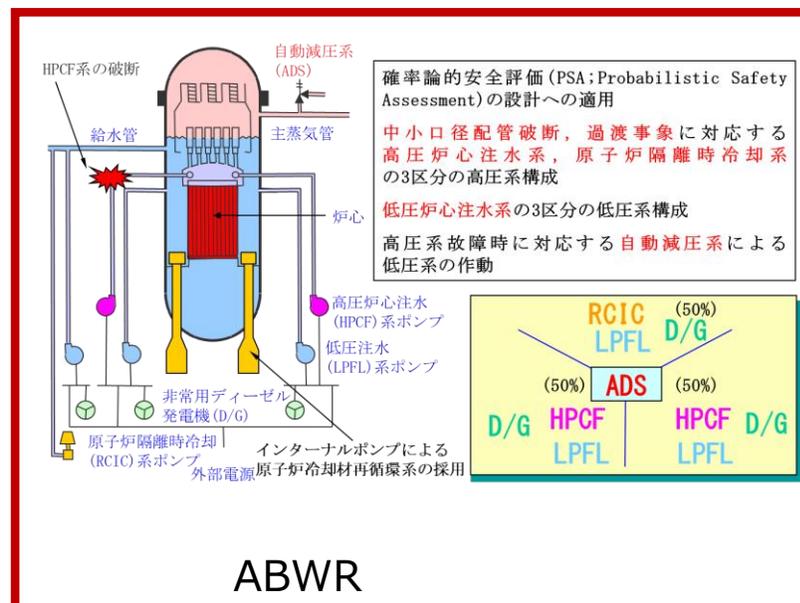
ECCSの目的は、設計基準事故のひとつである冷却材喪失事故(LOCA)時、燃料の冷却を確保し、燃料被覆管の健全性を維持することにより、放射性物質の発電所外への放出を格納容器と共に抑制し、放出量を要求値以下に制限することである。PWRは単一故障基準を考慮してECCSは2区分構成している。一方、BWRでは、単一故障基準に加え、格納容器内のECCS配管もLOCA対象となることから、区分数や各区分での容量を様々事故シナリオから評価し、合理的で最適な系統構成(ネットワーク)及び容量を決定し、ECCSを3区分で構成している。

BWR5までのプラントでは、LOCA時の最も厳しい事象は大口径の再循環系配管の破断である。この破断事故では、急速に炉水位が減少し、同時に炉圧も低下するため、低圧時に大量の冷却水を注入できる低圧注入系を設けている。また、中小口径配管の破断事故では、冷却材の減少の割には炉圧が下がらない場合もあり、高圧時にも冷却水を注入できる高圧注入系を1系統設けている。このバックアップとして、逃し安全弁(SRV)を強制的に開いて、炉圧を低下させる自動減圧機能を設けている。区分ⅠおよびⅡには大容量の低圧注入用のポンプがそれぞれ2台、区分Ⅲには高圧注入用のポンプが1台で構成されている。BWR4の低圧注水系は健全な再循環配管側から注水していたため、健全側の検出が必要な複雑な系統であった。BWR5では3系統ある低圧注水ラインは、それぞれ独立し、シュラウド内の上部の独立した注入フラッターから燃料集合体の外側へ注水する方式に変更し、信頼性向上も図った。また、BWR5では、BWR4の原子炉蒸気によるタービン駆動の高圧注水系(一定流量注水)を廃止し、高圧系専用のDGを設置し、電動駆動ポンプによる高圧注水と炉心スプレいの両方の機能をもつ高圧炉心スプレイ系を採用した。

ABWRでインターナルポンプを採用した結果、大口径の再循環系配管破断を想定する必要がなくなり、冷却材の流出速度が大幅に小さくなり、また、主要な接続配管は燃料上端より高い位置にあるため、LOCA時でも燃料を露出させない設計(冠水維持)が可能となり、この結果、事故時の燃料被覆管の最高温度が大幅に減少し、事故時の燃料破損のリスクが大幅に減少した。ABWRでは、高圧炉心注水系の配管破断がLOCA時の最も厳しい事象となり、これは従来プラントの中小破断に相当することから、低圧時に大容量の冷却水を注入するよりも高圧時に冷却水を注入することが重要となった。また、確率論的安全評価による信頼性解析も取り込み、評価の結果、ABWRのECCSは高圧注入系を強化し、電動駆動ポンプによる2系統およびタービン駆動ポンプによる1系統(原子炉隔離時冷却系)の3系統とした。



BWR-5



ABWR

1-1.1 BWR設計の変遷と安全性向上と合理化設計進展の狙い

④ 原子炉格納容器 (PCV)

BWRの格納容器の変遷を以下に示す。

BWR-1ではドライ型の格納容器としていたが、BWR-2以降ではサプレッションプールを採用した圧力抑制型のコンパクトな格納容器Mark-I型を開発し、その後Mark-II、及びそれぞれへの改良標準型へと進化させ、保守性の改善を行った。ABWRでは、鉄筋コンクリート製格納容器(RCCV)を採用し、建屋のコンパクト化、建設工程の短縮を実現した。

MARK-I型PCV

(1970~1979)

敦賀 -1 (357MWe)

福島第1

-1 (460 MWe)

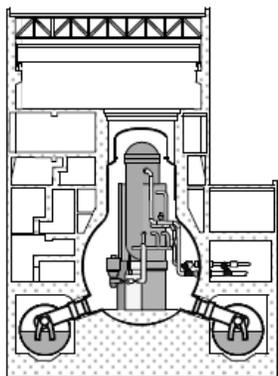
-2 (784 MWe)

-5 (784 MWe)

島根 -1 (460MWe)

浜岡 -1 (540MWe)

浜岡 -2 (840MWe)



MARK-I改型PCV

(1987~)

島根 -2 (820MWe)

浜岡 -3 (1100MWe)

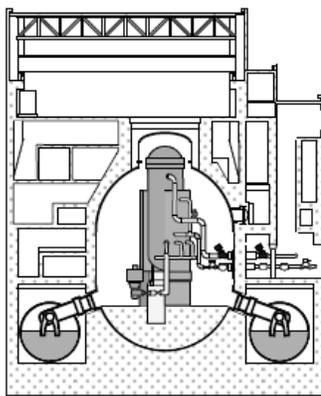
-4 (1137MWe)

女川 -2 (825MWe)

志賀 -1 (540MWe)

女川 -3 (825MWe)

東通 -1 (1100MWe)



MARK-II型PCV

(1978~1985)

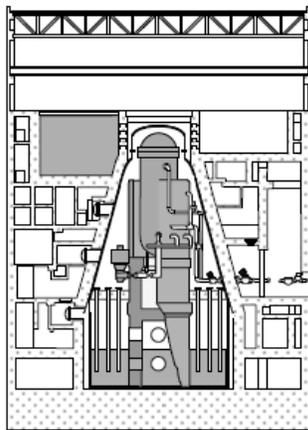
福島第1-6

福島第2-1

柏崎刈羽-1

東海第2

(1100MWe)



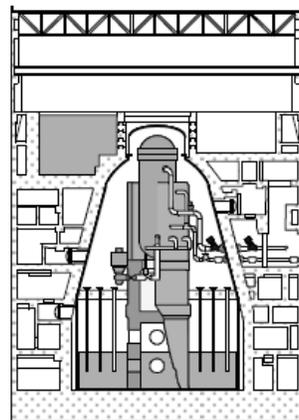
MARK-II改型PCV

(1984~)

福島第2-2~4

柏崎刈羽-2~5

(1100MWe)



ABWR RCCV

(1996~)

柏崎刈羽

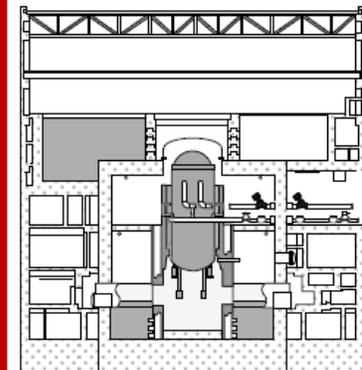
-6, 7 (1356MWe)

浜岡 -5 (1380MWe)

志賀 -2 (1358MWe)

島根 -3 (1373MWe)

大間 (1383MWe)



格納容器設計の変遷

(軽水炉発電所のあらし、令和3年2月、公益財団法人原子力安全研究協会 軽水炉発電所のあらし編集委員会)

1-1.1 BWR設計の変遷と安全性向上と合理化設計進展の狙い

安全性向上と合理化設計進展の狙い

- PCVは、原子炉からの離隔を担う機能を有する設備として考案され、設計基準事故のひとつである冷却材喪失事故(LOCA)時の放射性物質の閉じ込め機能を有し、放出量を要求値以下に制限することを目的とした設備である。
- BWR国内導入時のMark-I型PCVから、ドライウェル (D/W) とサブプレッションチェンバ (S/C) を有する圧力抑制型が採用されており、LOCA時にPCV内に放出される蒸気を凝縮することにより、静的に圧力上昇の抑制が可能である。
- PCVのサイジングはこの特徴を生かした小型化を志向し、格納容器圧力・温度を基準として実施されてきた。その後導入されたMark-II型PCVでも同様な考え方に基づく設計が採用されている。
- 国内では、保守・点検性向上のため改良が進められ、Mark-I改良型PCV、Mark-II改良型PCVの導入が進められた。これらのPCV体積は従来型に比べ大きく、PCV内での作業性向上が図られた。
- 第3次改良標準化において開発されたABWRでは、インターナルポンプ等採用により格納容器の小型化が図られ、また、原子炉建屋と一体化した鋼製ライナー付き鉄筋コンクリート製格納容器が採用された。これにより、経済性の向上と建設工程の短縮が可能となった。

1-1.2 1F事故の教訓から得られた知見

1F事故においては事故の進展に伴い様々な事象が発生したが、これらの対応は新規制基準においてフォローされている。一方、現在でも調査・議論が継続している事項もあり、これらについては、東京電力HD「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討」の報告、及び原子力規制委員会「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」にて、調査・検討結果がまとめられている。

この中から、BWRに特有と考えられる主要な事象を抽出し、「既設炉における対応状況」について整理した。以下に示すとおり、全ての事象に対して、既設で対応済であるが、次期炉では既設対応を踏襲しながらも、重要と考える事象に対しては次期炉において更に強化する計画である。

< 1F未解明事項報告書より >

No.	事項	内容	既設における対応状況
1	炉心損傷後のSRV動作 (共通-1)	原子炉への低圧注水のためにはSRVによる原子炉減圧が必要となるが、SRVが動作しないことがあった。また、操作を行っていないにもかかわらず動作したことがあった	高温条件で電磁弁が性能不良になったことによる。耐高温電磁弁の開発で対応 代替直流電源、予備ポンペ、可搬型コンプレッサーの配備 (済)
2	原子炉水位計の基準面器 水蒸発 (共通-3)	基準面器の水の蒸発により水位計が指示不良を起こした	炉心損傷防止対策の強化 基準面器の状態確認、SA時の基準面器への外部から水張手段の確保 (済)
3	PLRメカニカルシールからの漏えい (共通-4)	原子炉再循環系ポンプ軸封部のシール水喪失により、原子炉水の漏えいが発生した可能性がある	BWR5では全交流電源喪失 (SBO) 時にPLRメカニカルシールからの漏えいが発生することを仮定してもRCICによる冷却水補給により炉心は冠水維持されることを解析により確認している。なお、ABWRでは水中モータのRIPを採用しており、メカシール等の漏洩ポテンシャルはない。また、RIPのケーブル貫通部についても、PCV内温度が上昇するシナリオでも有意な漏えいは発生しない。(済)
4	MCCI、シエルアタックの可能性 (共通-5)	熔融炉心-コンクリート反応が発生したと考えられるが、事故進展への寄与は不確実性が大きい。また、格納容器漏えいの要因として、観測データから考えられないが、シエルアタックの可能性が存在する	コリウムシールド (床、壁) の設置、ペDESTAL注水手段の強化 (済)

1-1.2 1F事故の教訓から得られた知見

< 1F未解明事項報告書より（続き） >

No.	事項	内容	既設における対応状況
5	水素漏えいに伴う建屋爆発（共通-11）	水-ジルコニウム反応により発生した水素が原子炉建屋に漏えいし、水素爆発が発生した	原子炉建屋トップベントの設置，既設ブローアウトパネル開放手段の整備，建屋水素濃度計設置（済）
6	水素蓄積によるIC性能劣化（1号機-1）	非常用復水器冷却管への水素混合により、除熱性能が劣化した可能性がある	－（既設にIC無し）
7	RCW配管の高線量汚染（1号機-9）	RCW系配管付近で高線量汚染が確認されている。格納容器内ドレンサンプに落下した熔融炉心がドレン冷却のためのRCW配管を損傷、移行した可能性がある	コリウムシールド堰によるドレンサンプへのデブリ流入防止（済）
8	SGTS配管周辺の高線量汚染（1号機-10）	SGTS系配管やフィルタトレイン近傍で高線量汚染が確認されている。	SGTSの出口弁は電動弁となっており，耐圧強化ベントラインからSGTSへ逆流しない設計としている。また，一部のプラントでは耐圧強化ベントを廃止し，新規のベントラインはSGTSと接続しない設計としている。（済）
9	RCICによる注水継続、停止要因（2号機-2）	2号機では制御電源が喪失した後も注水が継続したが3日後に停止した	直流電源喪失時のRCICの手動起動手順の整備，代替直流電源の設置，高圧代替注水系（HPAC）の設置（済）
10	ブローアウトパネル解放による水素爆発回避（2号機-13）	2号機原子炉建屋において水素爆発が発生しなかった要因として、ブローアウトパネルがの開放が影響していた可能性がある	原子炉建屋トップベントの設置，既設ブローアウトパネル開放手段の整備，建屋水素濃度計設置（済）
11	S/P温度成層化（3号機-3）	3号機において解析値よりも実測値の方が格納容器圧力が高く計測されている要因として、プール水温の成層化が影響した可能性がある	代替熱交によるS/P冷却，可搬によるPCVスプレイ（済）

1-1.2 1F事故の教訓から得られた知見

<原子力規制委員会「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」より>

No.	事項	内容	既設における対応状況
12	真空破壊弁の故障	真空破壊弁の故障（漏洩）によるスクラビング・バイパス・シナリオの可能性。	<ul style="list-style-type: none"> ・真空破壊弁のガスケットは新規制基準適合性審査において改良EPDMに交換されており、耐SA環境性を確認済 ・FCVS導入によりS/Cでのスクラビングを経由せずとも放射性物質は大幅に低減可能（済）
13	SRVの不安定動作	安全弁機能の作動圧力低下、すなわち動作開始設定圧力以下での安全弁機能動作の可能性。PCV雰囲気温度の上昇（事故時約130℃）による弁体押さえバネの温度上昇により動作圧力が変化しうる。その後のFPガス流出による弁座の荒れやRPV水素濃度上昇による定常的な弁漏洩が継続。	中途開閉状態は原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能に悪影響はなく、冷却材漏えいの観点で設計上の想定に包絡される（済）
14	ADS誤作動	必ずしも設計上予定されていたわけではないが、自動減圧系（ADS）の作動条件が揃い動作した可能性がある（3号機ベント成功へ至った要因）。	調査の結果、SA時の操作に影響を及ぼす可能性があるインターロックが確認されたものの、新規制基準適合対応において、対応完了又は代替手段を有していることから、SA時の操作に与える影響はない（済）
15	PCVトップヘッドの過温破損（ウェルプラグへの大量FP付着）	トップヘッドフランジ付近のような原子炉格納容器（PCV）上部は、原子炉圧力容器（RPV）との距離も近く、RPVが高温になった場合、輻射などの影響で蒸気温度を超えてPCV温度が上昇し、過温破損に至る可能性。	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉ウェル注水設備 ・低圧代替注水、代替スプレイ ・FCVS等（済）
16	ラプチャーディスク破壊圧力の設定	ラプチャーディスクの破壊圧力が0.528MPa(abs)という高い圧力に設定されていたことがあり、ラプチャーディスクの破壊圧力の設定の妥当性について検討することが重要。	FCVSのラプチャーディスクの設定圧力を下げている（済）
17	PCVから原子炉建屋への水素漏洩	原子炉建屋の水素防護対策については、BWRにおける原子炉建屋の水素爆発による重大事故等対策への影響が大きいこと、原子炉格納容器ベントがBWRにおける原子炉建屋の水素防護対策として最も効果的かつ信頼性の高い対策である。	<ul style="list-style-type: none"> ・触媒式水素-酸素再結合器 ・建屋水素濃度計設置 ・建屋水素濃度によるベント基準の整備 ・既設ブローアウトパネル開放手段の整備（済）

1-1.3 次期BWRの設計の狙い

次期BWRの設計の狙いを以下に示す。

- 改良標準化によりECCS3区分化等による安全性向上やコンパクト化等による経済性向上を達成し、かつ稼働実績があり第3世代炉プラスに分類されるABWR（1-1.1参照）をベースとする
- 1F事故の教訓を踏まえ、深層防護を強化することで、シビアアクシデント対策を設計当初から織り込み、事故の発生防止そしてシビアアクシデント時の外部環境への放射線影響抑制を強化する
- 既設において新規制対応として実施した安全強化策、さらに調査・議論が継続している事象（1-1.2参照）に対しても、設計段階から対策を考慮することで最適化（Built in）する

次期炉において強化する主要項目を以下に示す。

（フェーズ1における論点抽出に倣い、新規制基準で強化/新設された要求事項のカテゴリに従い整理）

新規制基準で強化／新設された規制要求	BWR既設炉での安全対策	BWR次期炉での更なる強化	1-1.2項目との対応	対応するフェーズ2技術要件
①耐震・耐津波性能	<ul style="list-style-type: none"> • 基準地震動の引き上げ • 基準津波高さの評価を踏まえ、防潮堤や止水壁を設置 	<ul style="list-style-type: none"> • 岩盤等側方拘束力の更なる活用、建屋強化 • ドライサイト化 	—	3(a)
②電源の信頼性	<ul style="list-style-type: none"> • 外部電源の多重化や直流電源強化、電源車および常設代替交流電源を設置 	<ul style="list-style-type: none"> • 静的設備導入による電源設備への依存低減 	—	1(c)
③火災に対する考慮 ⑤内部溢水に対する考慮	<ul style="list-style-type: none"> • 火災影響軽減対策設備の設置 • 溢水影響評価より水密扉や堰等を設置 	<ul style="list-style-type: none"> • 建屋区分分離により火災・溢水の影響範囲を1区分に限定 	—	2(a)
④自然現象に対する考慮	<ul style="list-style-type: none"> • 火山、竜巻、森林火災への対策 	—（既設炉方針を踏襲）	—	
⑥その他の設備の性能	<ul style="list-style-type: none"> • アクセスルートの確保、緊急時対策所の体制強化、通信・計測系の信頼性、耐久性の強化 	—（ " ）	—	

1-1.3 次期BWRの設計の狙い

(続き)

新規制基準で強化／新設された規制要求	BWR既設炉での安全対策例	BWR次期炉での更なる強化	1-1.2項目との対応	対応するフェーズ2技術要件
⑦炉心損傷防止対策	<ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却、最終ヒートシンク確保を可搬/恒設設備で実施 	<ul style="list-style-type: none"> 静的設備導入 	<ul style="list-style-type: none"> 非凝縮性ガス(水素と酸素)排出ラインの設置、隔離弁のFail as is化(No.6) 	1(a),2(a)
		<ul style="list-style-type: none"> SA設備恒設化 	—	1(c)
⑧格納容器破損防止対策	<ul style="list-style-type: none"> 可搬/恒設設備によるPCVスプレイ、格納容器下部注水、循環冷却設備およびフィルタベント、コリウムシールド等により格納容器破損防止手段の多様化 	<ul style="list-style-type: none"> コアキャッチャの導入 溶融弁による下部注水 	<ul style="list-style-type: none"> MCCI等溶融デブリの不確かさを考慮した対策強化(No.4,7) 	1(a)(d)
		<ul style="list-style-type: none"> フィルタ機能強化、または放射性物質貯留機能強化 水素対策強化 	<ul style="list-style-type: none"> 爆発に至ったR/Bへの水素漏えい回避の対策強化(No.5,10) 	1(a)(d)
⑨放射性物質の拡散抑制対策	<ul style="list-style-type: none"> 放水砲、シルトフェンス 	— (既設炉方針を踏襲)	—	
⑩意図的な航空機衝突への対応	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備とは独立な特重設備を、本館から独立して配置 	<ul style="list-style-type: none"> 安全上重要な設備を格納する建屋をAPCを考慮し頑健化 	—	4(a)

目次

1-2. 本WGにて注力する項目の整理

1-2.1 技術要件を満たすPWR/BWR共通の実装手段

	重要コンセプト	技術要件	PWR (フェーズ2付属書A)	BWRブランチ	備考
1	深層防護の実装の考え方	(a) 各防護レベル及び防護レベル全体の防護性能の確保	1.1		
		(b) バランスの良い深層防護の実装	1.1		
		(c) SA 対策の基本方針	1.2		
		(d) 不確かさへの備え	1.2		
2	内的事象への対応	(a) 共通要因故障の防止と防護レベルの信頼性向上	1.1		
3	外的事象への対応	(a) 共通要因故障の防止	1.1(6) 対応方針例	PWR/BWR共通	
4	APC その他テロ対策	(a) テロへの耐性の確保	詳細なし (APC対策とサイバーセキュリティ対策に 簡易な記載あり)	PWR/BWR共通	フェーズ2の対応方針は炉型によらず共通。
		(b) 安全設計と核セキュリティの両立を考慮した設計	説明なし (本文のみ)	PWR/BWR共通	WGではフェーズ2の対応方針のみ確認いただく。
5	設計想定を超える事象への対応	(a) 可搬型設備等の有効活用	1.2		
6	安全性向上に資する最新技術の反映	(a) 最新技術の反映に関する基本方針	2.1, 2.2 (リスト化と説明)		
7	設計における性能目標	(a) 炉心防護に関する設計目標	3.1, 3.2		
		(b) 人と環境への影響の防護に関する設計目標	3.1, 3.2		
		(c) 設計と評価のスパイラルアプローチ	説明なし (本文のみ)	PWR/BWR共通	WGではフェーズ2の対応方針のみ確認いただく。
8	経済性向上	(a) 効果的かつ合理的な建設工期の短縮	4.1		
		(b) 設備利用率の向上	4.2		
		(c) 長期運転のための設計配慮	4.4		
—	政策的課題を含むその他の課題への対応	1 負荷追従性能向上の例	5.1		
		2 所内単独運転性能向上の例	5.2		
		3 保守性・運用性向上の例	5.3		
		4 作業員の被ばく低減を考慮した設計例	5.4		
		5 核燃料サイクルを考慮したMOX燃料の適用性に係る設計の例	5.5		
		6 地政学的リスク等を考慮した燃料の調達安定性に係る設計の例	5.6		

1-2.2 技術要件を満たすBWR固有の実装手段

	重要コンセプト	技術要件	PWR (フェーズ2付属書A)	BWRブランチ	備考
1	深層防護の実装の考え方	(a) 各防護レベル及び防護レベル全体の防護性能の確保	1.1	BWR固有の実装手段あり	安全設備・構成
		(b) バランスの良い深層防護の実装	1.1	〃	〃
		(c) SA 対策の基本方針	1.2	〃	〃
		(d) 不確かさへの備え	1.2	〃	〃
2	内的事象への対応	(a) 共通要因故障の防止と防護レベルの信頼性向上	1.1	〃	〃
3	外的事象への対応	(a) 共通要因故障の防止	1.1(6) 対応方針例		
4	APC その他テロ対策	(a) テロへの耐性の確保	詳細なし (APC対策とサイバーセキュリティ対策に 簡易な記載あり)		
		(b) 安全設計と核セキュリティの両立を考慮した設計	説明なし (本文のみ)		
5	設計想定を超える事象への対応	(a) 可搬型設備等の有効活用	1.2	BWR固有の実装手段あり	安全設備・構成
6	安全性向上に資する最新技術の反映	(a) 最新技術の反映に関する基本方針	2.1, 2.2 (リスト化と説明)	〃	〃
7	設計における性能目標	(a) 炉心防護に関する設計目標	3.1, 3.2		
		(b) 人と環境への影響の防護に関する設計目標	3.1, 3.2		
		(c) 設計と評価のスパイラルアプローチ	説明なし (本文のみ)		
8	経済性向上	(a) 効果的かつ合理的な建設工期の短縮	4.1	BWR固有の実装手段あり	工法
		(b) 設備利用率の向上	4.2	〃	長サイクル運転、定検短縮
		(c) 長期運転のための設計配慮	4.4	〃	経年劣化対策
—	政策的課題を含むその他の課題への対応	1 負荷追従性能向上の例	5.1	〃	負荷追従方式
		2 所内単独運転性能向上の例	5.2	〃	所内単独運転のためのプラント構成
		3 保守性・運用性向上の例	5.3	〃	保守運用を考慮したプラント設計方針
		4 作業員の被ばく低減を考慮した設計例	5.4	〃	被ばく低減方策
		5 核燃料サイクルを考慮したMOX燃料の適用性に係る設計の例	5.5	〃	フルMOX炉心設計
		6 地政学的リスク等を考慮した燃料の調達安定性に係る設計の例	5.6	〃	ウラン資源有効活用方策

1-2.3 技術要件を満たすBWR固有の実装手段のうち複数オプションのある要件

	重要コンセプト	技術要件	PWR (フェーズ2付属書A)	BWRブランチ	備考
1	深層防護の実装の考え方	(a) 各防護レベル及び防護レベル全体の防護性能の確保	1.1	複数オプションあり	
		(b) バランスの良い深層防護の実装	1.1	複数オプションあり	
		(c) SA 対策の基本方針	1.2	複数オプションあり	
		(d) 不確かさへの備え	1.2	複数オプションあり	
2	内的事象への対応	(a) 共通要因故障の防止と防護レベルの信頼性向上	1.1	複数オプションあり	
3	外的事象への対応	(a) 共通要因故障の防止	1.1(6) 対応方針例		
4	APC その他テロ対策	(a) テロへの耐性の確保	詳細なし (APC対策とサイバーセキュリティ対策に 簡易な記載あり)		
		(b) 安全設計と核セキュリティの両立を考慮した設計	説明なし (本文のみ)	—	
5	設計想定を超える事象への対応	(a) 可搬型設備等の有効活用	1.2	複数オプションあり	
6	安全性向上に資する最新技術の反映	(a) 最新技術の反映に関する基本方針	2.1, 2.2 (リスト化と説明)		
7	設計における性能目標	(a) 炉心防護に関する設計目標	3.1, 3.2	複数オプションあり	重要コンセプト1 - 6の積み上げの結果である CDF/CFF-2の低減効果を確認する。
		(b) 人と環境への影響の防護に関する設計目標	3.1, 3.2	複数オプションあり	
		(c) 設計と評価のスパイラルアプローチ	説明なし (本文のみ)	—	
8	経済性向上	(a) 効果的かつ合理的な建設工期の短縮	4.1		
		(b) 設備利用率の向上	4.2		
		(c) 長期運転のための設計配慮	4.4		
—	政策的課題を含むその他の課題への対応	1 負荷追従性能向上の例	5.1		
		2 所内単独運転性能向上の例	5.2		
		3 保守性・運用性向上の例	5.3		
		4 作業員の被ばく低減を考慮した設計例	5.4		
		5 核燃料サイクルを考慮したMOX燃料の適用性に係る設計の例	5.5		
		6 地政学的リスク等を考慮した燃料の調達安定性に係る設計の例	5.6		

1-2.4 本WGにて注力する項目の整理

- 重要コンセプトの注力する項目の整理結果を下表にまとめる。
- 本整理の結果、「BWR固有の実装手段、設計オプションあり」は、重要コンセプト1、2、3、5、7である。特に1～3は、次期BWRの特徴を把握できる項目と考える。
- したがって、検討の工程としては1～3にP/B共通の方針である4を加えてた検討会と5以降を分けた検討会の工程が適切であると考えます。

	重要コンセプト	技術要件	PWR (フェーズ2付属書Aでの章)	BWRブランチでの 分類	注力する項目の考え方
1	深層防護の実装の考え方	(a) 各防護レベル及び防護レベル全体の防護性能の確保	1.1	#2検討会	PWR及びBWR炉型間でも異なる設計オプションあり
		(b) バランスの良い深層防護の実装	1.1		
		(c) SA 対策の基本方針	1.2		
		(d) 不確かさへの備え	1.2		
2	内的事象への対応	(a) 共通要因故障の防止と防護レベルの信頼性向上	1.1	#2検討会	"
3	外的事象への対応	(a) 共通要因故障の防止	1.1		
4	APC その他テロ対策	(a) テロへの耐性の確保	詳細なし (APC対策とサイバーセキュリティ対策に簡易な記載あり)	#2検討会	機微情報のため、WGで扱える情報レベルはPWR/BWR共通の方針（フェーズ2で議論済み）のみ
		(b) 安全設計と核セキュリティの両立を考慮した設計	説明なし (本文での説明のみ)		
5	設計想定を超える事象への対応	(a) 可搬型設備等の有効活用	1.2	#3検討会	PWR及びBWR炉型間でも異なるオプションあり
6	安全性向上に資する最新技術の反映	(a) 最新技術の反映に関する基本方針	2.1, 2.2 (リスト化と説明)	#3検討会	開発する技術はPWR及びBWR炉型間で異なるものがあるが、論点である最新技術の反映方針はPWR/BWR共通
7	設計における性能目標	(a) 炉心防護に関する設計目標	3.1, 3.2	#3検討会	重要コンセプト1-6の積み上げの結果（CDF/CFF-2の低減効果）という位置づけで1-6の後に確認いただく
		(b) 人と環境への影響の防護に関する設計目標	3.1, 3.2		
		(c) 設計と評価のスパイラルアプローチ	説明なし (本文での説明のみ)		
8	経済性向上	(a) 効果的かつ合理的な建設工期の短縮	4.1	#3検討会	BWR炉型間では概ね共通 PWRとBWRで異なる設計オプションはあるが、モジュール工法等アイデアレベルではPWR/BWR共通のものあり
		(b) 設備利用率の向上	4.2		
		(c) 長期運転のための設計配慮	4.4		
—	政策的課題を含むその他の課題への対応	1 負荷追従性能向上の例	5.1	#3検討会	BWR炉型間では概ね共通 フェーズ2では優先順位低の扱い
		2 所内単独運転性能向上の例	5.2		
		3 保守性・運用性向上の例	5.3		
		4 作業員の被ばく低減を考慮した設計例	5.4		
		5 核燃料サイクルを考慮したMOX燃料の適用性に係る設計の例	5.5		
		6 地政学的リスク等を考慮した燃料の調達安定性に係る設計の例	5.6		



BWR固有の実装手段、設計オプションあり



BWR炉型間では概ね共通



PWR/BWR共通の方針、もしくは論点は同様

参考資料：フェーズ2 付属書Aの構成

技術要件に対する具体例の記載箇所

	重要コンセプト	技術要件	付属書A	備考
1	深層防護の実装の考え方	(a) 各防護レベル及び防護レベル全体の防護性能の確保	1.1	
		(b) バランスの良い深層防護の実装	1.1	
		(c) SA 対策の基本方針	1.2	
		(d) 不確かさへの備え	1.2	
2	内的事象への対応	(a) 共通要因故障の防止と防護レベルの信頼性向上	1.1	
3	外的事象への対応	(a) 共通要因故障の防止	1.1	
4	APC その他テロ対策	(a) テロへの耐性の確保	1.1 (簡易な記載)	本文に詳細
		(b) 安全設計と核セキュリティの両立を考慮した設計	—	本文に詳細
5	設計想定を超える事象への対応	(a) 可搬型設備等の有効活用	1.2	
6	安全性向上に資する最新技術の反映	(a) 最新技術の反映に関する基本方針	2.1, 2.2	
7	設計における性能目標	(a) 炉心防護に関する設計目標	3.1, 3.2	
		(b) 人と環境への影響の防護に関する設計目標	3.1, 3.2	
		(c) 設計と評価のスパイラルアプローチ	—	本文
8	経済性向上	(a) 効果的かつ合理的な建設工期の短縮	4.1	
		(b) 設備利用率の向上	4.2	
		(c) 長期運転のための設計配慮	4.4	

付属書Aの目次に対する技術要件の対比

付属書Aの目次	技術要件				
1. 設計方針と考え方の具体例					
1.1 深層防護の実装例、バランスの良い設計	1(a)	1(b)	2(a)	3(a)	(4(a))
1.2 想定を超える事象における可搬型設備の活用例	1(c)	1(d)	5(a)		
2. 安全性向上に資する最新技術の反映の具体例					
2.1 軽水炉に関係する技術開発の事例	6(a)				
2.2 次期軽水炉に実装する主な技術	6(a)				
3. 性能目標（設計目標）に対する評価と考察					
3.1 バランスの良い深層防護の実装の評価	7(a)	7(b)			
3.2 既設炉に対する優位性について	7(a)	7(b)			
4. 経済性向上					
4.1 次期軽水炉の工期短縮の具体例	8(a)				
4.2 次期軽水炉の設備利用率向上に係る具体例	8(b)				
4.3 経年劣化対策の具体例	—				
4.4 長期運転に備えたプラント設計の例	8(c)				
5. 政策的課題を含むその他の課題への対応					
5.1 負荷追従性能向上の例	—				
5.2 所内単独運転性能向上の例	—				
5.3 保守性・運用性向上の例	—				
5.4 作業員の被ばく低減を考慮した設計例	—				
5.5 核燃料サイクルを考慮したMOX燃料の適用性に係る設計の例	—				
5.6 地政学的リスク等を考慮した燃料の調達安定性に係る設計の例	—				