

# 原子力発電の基礎

## 参考資料

原子力発電便覧

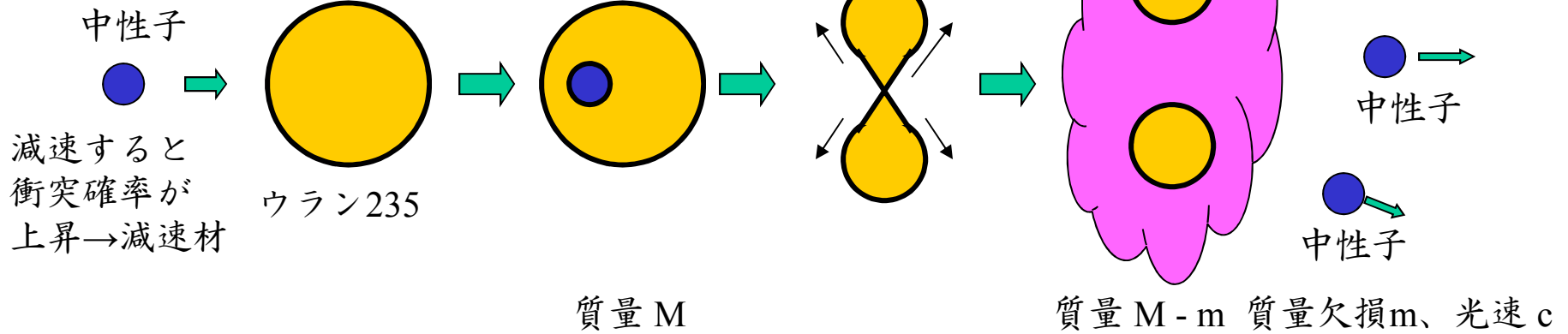
原子力発電(電気事業講座)

原子燃料サイクル(同上)

電力会社広報資料

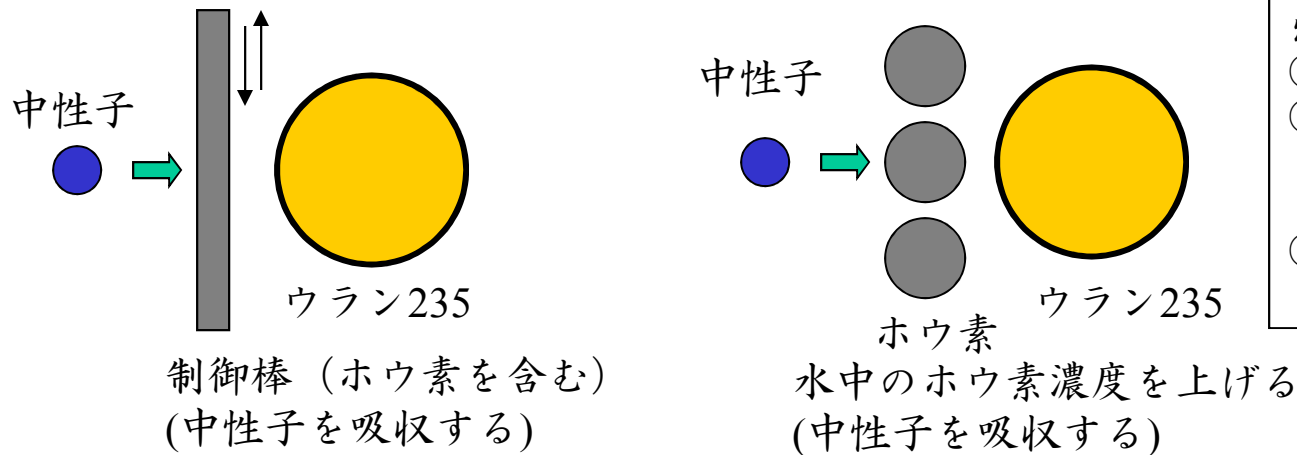
原子力規制委員会公開資料

# 核分裂の仕組み



$$E=mc^2$$

# 制御の仕組み



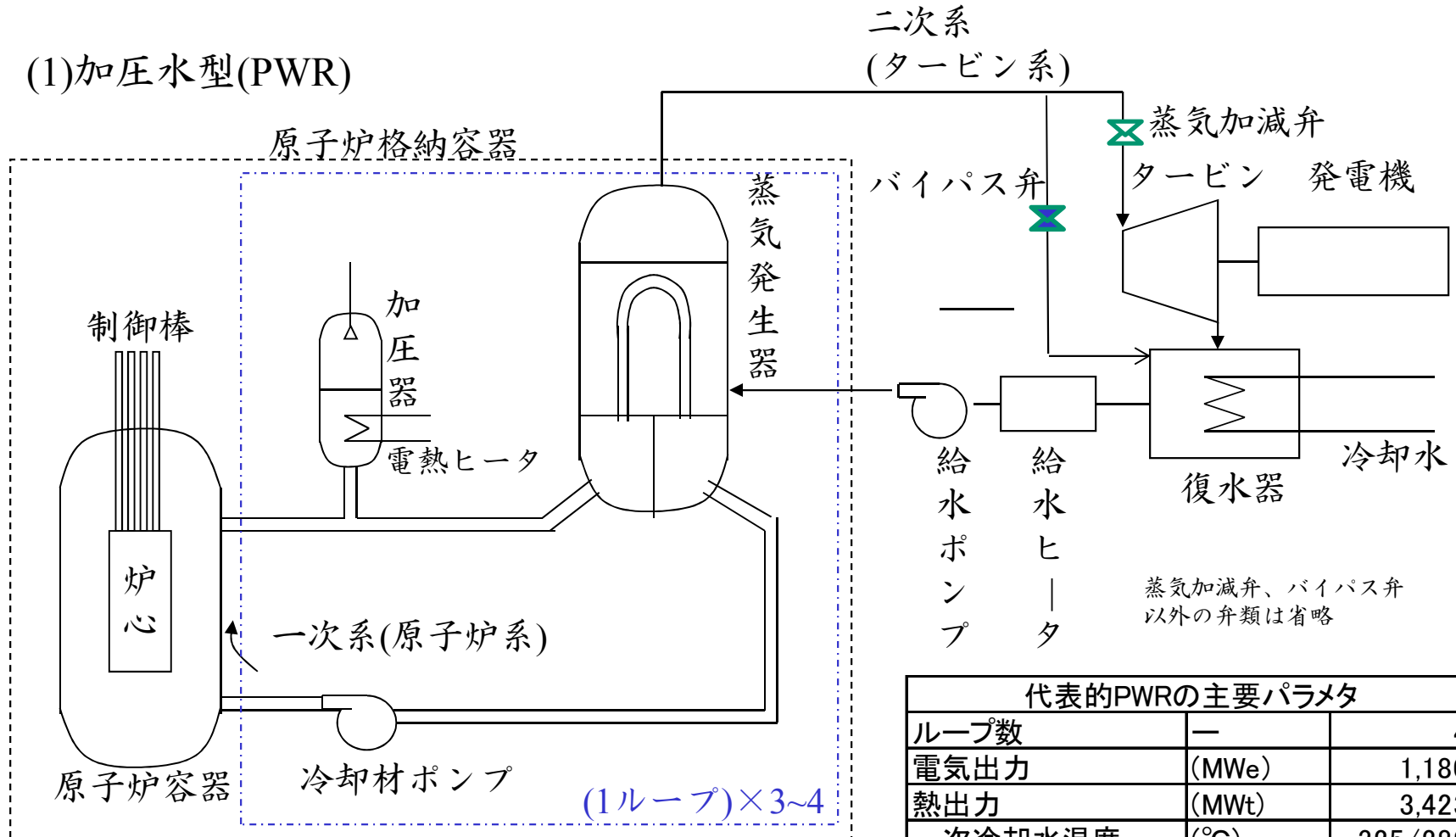
- 出力調整方法
- ① 制御棒の出し入れ
  - ② 冷却材再循環(BWRのみ)  
ボイドが多いと核分裂反応下がる
  - ③ ホウ素(PWR, BWR)  
中子の吸収

実用化されている発電用原子炉						
型 式		略 称	燃 料	減速材	冷却材	
熱中性子炉	軽水減速	加圧水型	PWR	低濃縮ウラン	軽水	軽水
		沸騰水型	BWR	低濃縮ウラン	軽水	軽水
	黒鉛減速	ガス冷却型	(GCR- MAGNOX)	天然ウラン	黒鉛	炭酸ガス
		改良ガス冷却型	AGR	低濃縮ウラン	黒鉛	炭酸ガス
		高温ガス冷却型	HTGR	高濃縮ウランとトリウム	黒鉛	ヘリウム
	重水減速	重水型	(HWR)			
		加圧重水冷却	CANDU- PHW	天然ウラン	重水	重水
		沸騰軽水冷却	CANDU- BLW	天然ウランまたは 微濃縮ウラン	重水	軽水
新型転換炉		ATR	微濃縮ウラン(プルトニウム富化)	重水	軽水	
高速中性子炉	高速増殖型	FBR	高濃縮ウランまたはプルトニウム	なし	ナトリウム	

現在、最も普及している商用炉は、軽水減速、軽水冷却の熱中性子炉である。これには加圧水型及び沸騰水型の二つがあり、日本では両者がほぼ半々である。世界では、加圧水型の方が多い。

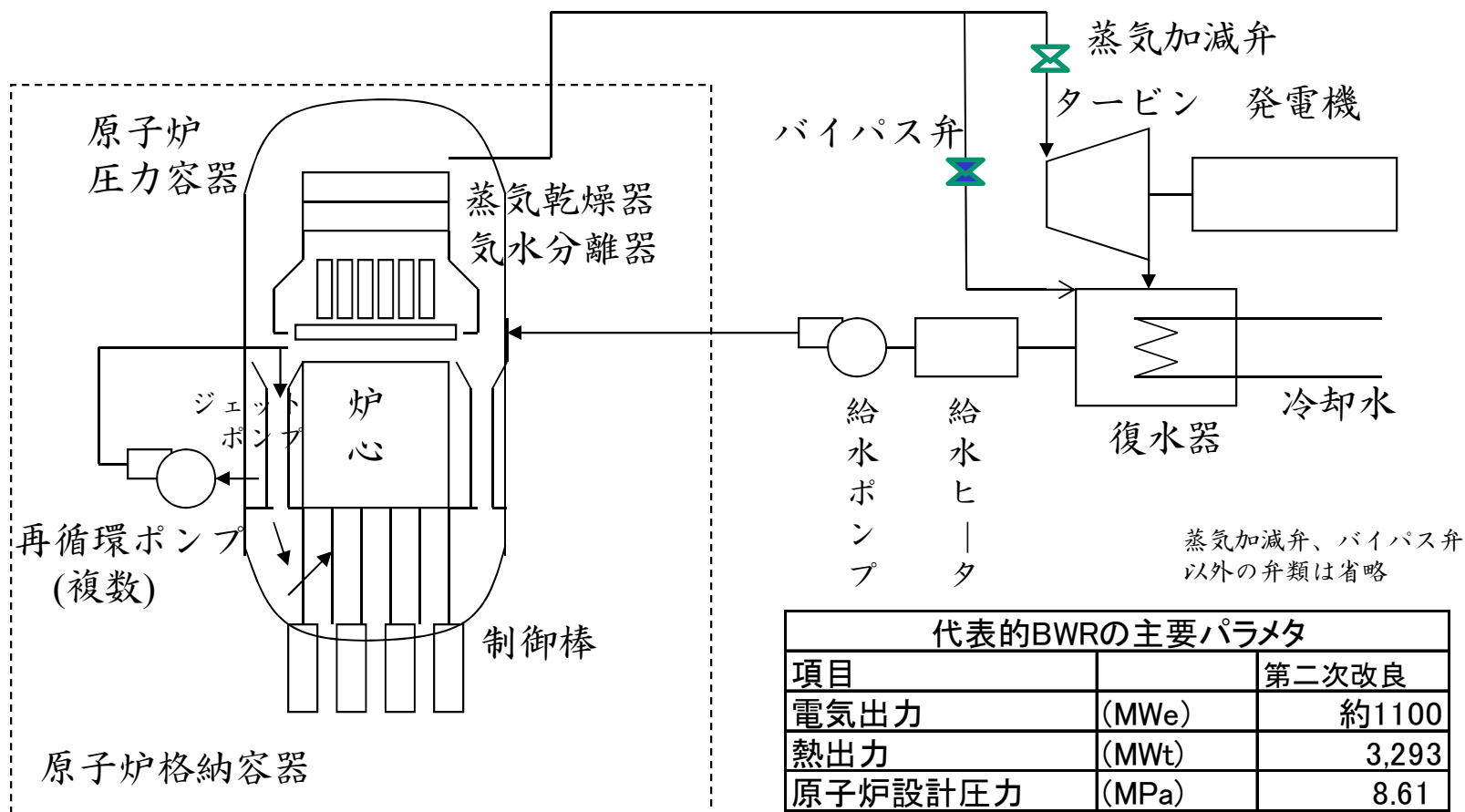
# 1.原子力発電所の基本構成

## (1)加圧水型(PWR)



ループ数	—	4
電気出力	(MWe)	1,180
熱出力	(MWt)	3,423
一次冷却水温度	(°C)	325/289
一次系圧力(運転中)	(MPa)	15.2
蒸気圧力(入口)	(MPa)	5.6
蒸気温度(入口)	(°C)	270
1kg/cm <sup>2</sup> =0.098MPa≒0.1MPa		

## (2)沸騰水型(BWR)



代表的BWRの主要パラメタ		
項目		第二次改良
電気出力	(MWe)	約1100
熱出力	(MWt)	3,293
原子炉設計圧力	(MPa)	8.61
原子炉運転圧力	(MPa)	7.03
主蒸気圧力(入口)	(MPa)	6.55
主蒸気温度(入口)	(°C)	282
主蒸気流量	(t/h)	6,410
最終段翼長	(インチ)	41
再循環ポンプ		外部

## 軽水炉の特徴

- ①減速材、冷却材、反射材として、安価、豊富な軽水が使用でき、経済的である。
- ②軽水は、中性子の減速効果が大いだが、中性子を吸収する能力もかなり大いなので、燃料として濃縮ウランが必要である。
- ③火力発電機に比べ、温度・圧力等の蒸気条件が悪く(低温度、低圧力)、使用蒸気量が多いため、タービンは大型となり、回転数は50Hzで1500rpm, 60Hzで1800rpmになり、発電機は4極になる。

## PWRの特徴

- ①冷却材が加圧されているので沸騰せず、炉心および原子炉(圧力)容器を小型にできるが、耐圧は大きくとる必要がある。
- ②放射性物質を含む一次系と、含まない二次系とが独立しているので、それぞれ最適設計ができる。  
また、一次系に冷却材に溶解したホウ素の使用が可能となる。
- ③ホウ素注入の採用により、燃料の初期余剰反応度を大きくでき、燃焼度を高くし、燃料サイクル費を低減できる。  
蒸気泡の発生がなく、制御棒が殆ど引き抜かれた状態で運転されることから、出

力分布が平坦化できる。

- ④タービン蒸気には、放射線対策が不要。
- ⑤温度変化に対する反応度変化は、燃料のドップラー効果\*、減速材の温度係数とも負に設計され、炉出力が上がり、温度が上がると反応度が下がる、いわゆる自己制御性がある。
- ⑥一部補助系統を除き、一次系機器および冷却材は一次系内に密閉されるため放射性物質の外部放出は極めて少ない。

\*燃料温度が上昇すると減速中の中性子がウラン238に共鳴吸収されやすくなり、ウラン235の核分裂が減少し原子炉出力が低下する現象。

## BWRの特徴

- ①出力が上がると、燃料温度上昇によるドップラー効果に加え、炉心のボイド(気泡)が増えて反応度が下がるため、自己制御性が大。
- ②再循環流量により、ボイドが加減でき出力制御に利用できる。反面、圧力の変化はボイド量変化=出力変化となるので一定に保つ。
- ③タービン蒸気の放射線対策管理が必要。
- ④原子炉圧力容器には、炉心に加え、ジェットポンプ、気水分離器、ドライヤなどがあり、容器が大型になるが、蒸気発生器がなく、主な付属装置は再循環ポンプだけで、構成が簡単。

## 2.出力制御の方法

核分裂反応度変化への対応

燃料の燃焼が進むにつれて核分裂反応度が変化する。

このため、

PWRでは、制御棒クラスタ操作と一次冷却系ホウ素濃度制御を行う。

BWRでは、制御棒操作と炉心流量の変化で行うが、通常は、炉心流量で微調整を行いその後必要に応じ、制御棒で調整する。

また、圧力の小さな変化が大きな出力変化になるので、一般には、圧力は一定に制御し、タービン出力調整は加減弁蒸気流量の加減により行う。

### (1)加圧水型 (PWR構成図参照)

タービン出力は、タービン入り口の蒸気加減弁により流入蒸気量を加減して行う。

原子炉の反応度制御はタービンの出力変化に追従し、短期的変動は制御棒により、長期的変動は冷却材に溶解したホウ素の調整によって行う。

①一次系圧力は、加圧器の電熱ヒータまたは蒸気の冷却材による凝縮によって一定に保持する。

通常、制御棒クラスタ（束）は殆ど全部引き抜かれた状態で運転する。

運転方式は、一次冷却材平均温度を出力に応じたプログラム値に制御する。

### ②蒸気発生器水位制御系

蒸気発生器の一次系と二次系の熱交換能力を確保することを目的に、主給水弁の開度を調整し、蒸気発生器の水位を制御する。

### ③タービンバイパス制御系

蒸気を直接復水器にダンプする装置であり、定格主蒸気量の40～70%の容量とする。

タービン負荷急減時の一次冷却材系統の温度上昇を抑制する。

### ④制御棒制御系

制御棒は、炉心上部から下部に挿入する構造で、出力制御用と停止用がある。

### ⑤ホウ素(B)濃度制御系

これは化学体積制御装置を通して行われる。一次冷却材ループの水を一部抽出し、代わりに、純水またはホウ酸溶液を注入する。

## (2)沸騰水型 (BWR構成図参照)

原子炉の反応度制御は、再循環ポンプおよび制御棒により行う。

制御棒はPWRとは逆に、炉心下部から上部に押し上げ挿入する方式になっている。

### ①出力制御

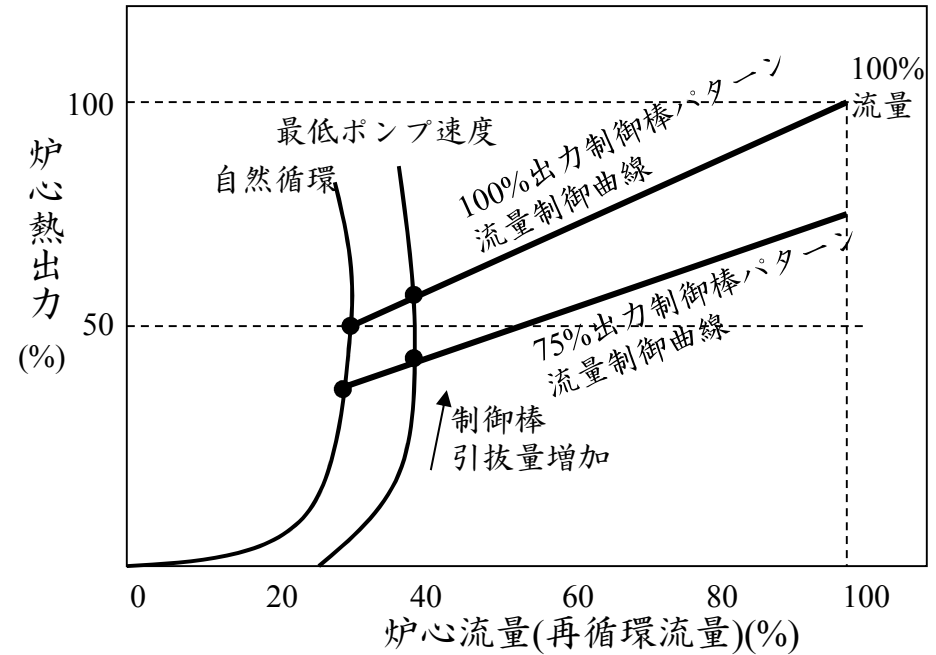
タービン出力は加減弁により蒸気流量で調整する。

負荷変動に対する蒸気系出力の追従は、再循環流量によって行い、制御棒は原子炉の起動・停止の場合などの大幅な出力レベルの変更、長期の反応度変化および出力分布の調整のために用いる。

また、圧力の小さな変化が大きな出力変化になるので、一般には、圧力は一定に制御し、出力制御は再循環ポンプによる再循環流量によって行う。

そのため、目標最大出力に応じた制御棒パターンに対して、目的出力に応じた再循環流量を右図のような流量制御曲線上に定めて運転する。

原子炉出力制御図 BWR





## ②原子炉水位制御系

原子炉水位を一定に保つことを目的とする。

このため、原子炉給水流量、主蒸気流量、および原子炉水位信号を入力し、主としてこの三要素により制御を行う。

通常、約50%容量のタービン駆動給水ポンプ2台と、約25%容量の電動機駆動給水ポンプ2台からなり、通常運転はタービン駆動給水ポンプ2台を用い、起動停止の過程では電動機駆動給水ポンプ1台を用いる。

## ③原子炉再循環流量制御系

炉出力と負荷設定値との偏差を負荷偏差信号として再循環ポンプ主制御器に入力し、再循環ポンプの速度を調節する。再循環ポンプの速度制御は、誘導電動機の入力周波数を流体継ぎ手を利用したMGセットまたは静止型可変周波数電源(インバータ)で変化させて行う。

## ④タービン・圧力制御系

圧力制御は、タービンに流れる蒸気量に応じて炉心で発生する蒸気量を調整することを目的としている。圧力を一定に保てばこのバランスが保たれる。一方、タービン制御は周波数上昇時にタービン速度を一定に保つように加減弁の制御を行い、余剰蒸気はバイパス弁で吸収させる。

## ⑤タービンバイパス制御系

大きな負荷減少が生じたときには、タービンの過速度防止のため、加減弁を急速閉鎖しタービンバイパス弁を急速開放する。バイパス弁容量は、通常、25～100%であり、100%バイパス弁がある場合は、全負荷遮断時も発電機を遮断せず、所内負荷のみで単独運転を継続し、系統の復旧を待つ。一方、部分バイパスしかない場合は、タービン加減弁急速閉鎖の信号で原子炉をスクラムさせる。

# 参考 保護系の信頼度計算例

事故ありで不動作の確率をq, p=1-q				数値例				
事故なしで動作する確率r, s=1-r					事故あり	q=0.1	事故なし	r=0.1
	動作数	事故あり	事故なし	動作数	確率	累計	確率	累計
2 out of 3	0	qqq	sss	0	0.0010	1.0000	0.7290	1.0000
	1	3qqp	3ssr	1	0.0270	0.9990	0.2430	0.2710
	2	3qpp	3srr	2	0.2430	0.9720	0.0270	0.0280
	3	ppp	rrr	3	0.7290	0.7290	0.0010	0.0010
					事故あり		事故なし	
	動作数	事故あり	事故なし	動作数	確率	累計	確率	累計
1 out of 2	0	qq	ss	0	0.010	1.000	0.810	1.000
	1	2qp	2sr	1	0.180	0.990	0.180	0.190
	2	pp	rr	2	0.810	0.810	0.010	0.010

評価項目 q=0.1,r=0.1は実際より大きな値であるが傾向を知るためこの数値を仮定。相互の独立性を仮定\*。

2/3 : 1/2 : 2/4

1.事故があるときに動作する確率を大きくする 0.972: 0.990: 0.9963

2.事故がないのに動作する誤動作の確率を小さくする 0.028: 0.190: 0.0523

この両者のバランスで考える。

誤動作をとがめる場合は2/3, 2/4 不動作をとがめる場合は1/2, 2/4

				事故あり		事故なし		
	動作数	事故あり	事故なし	動作数	確率	累計	確率	累計
2 out of 4	0	qqqq	ssss	0	0.0001	1.0000	0.6561	1.0000
	1	4qqqp	4sssr	1	0.0036	0.9999	0.2916	0.3439
	2	6qqpp	6ssrr	2	0.0486	0.9963	0.0486	0.0523
	3	4qppp	4srrr	3	0.2916	0.9477	0.0036	0.0037
	4	pppp	rrrr	4	0.6561	0.6561	0.0001	0.0001

\*2011福島事故では、複数機器同時事故となり、独立性は維持されなかった

### 3. 改良型PWRの特徴(日本原電敦賀3,4号以降)

#### 1. 炉心設計および炉内構造物

- ・ APWR燃料集合体グリッド材料に中性子吸収の少ないジルカロイグリッドを採用
- ・ 半径方向反射体採用による中性子経済改善ならびに原子炉容器への中性子照射低減

#### 2. 蒸気発生器 ・ 小口径伝熱管採用により小型化と伝熱面積増加を達成

#### 3. 非常用炉心冷却設備 ・ 高機能蓄圧器の採用により、低圧給水系を不要とした。

#### 4. 低圧最終段ブレードに52“長翼を採用。

	項 目	APWR基本仕様	第二次改良標準化仕様
1 プラント出力	電気出力	約137万kWe	約118万kWe
	熱出力	382.3万kWt	341.1万kWt
2 炉心設計	燃料集合体数(シングル数)	19*19(16), 193体	17*17(24), 193体
	制御棒種類	出力制御、減速材調整、負荷追従用の3種類	出力制御用のみ
3 制御棒駆動	駆動方式	出力制御: ラッチ式磁気ジャック駆動	出力制御: ラッチ式磁気ジャック駆動
		減速材調整用: 水圧 負荷追従用: ラッチ式磁気ジャック駆動	
4 一次冷却設備	一次冷却材回路数	4	4
	原子炉容器内径 * 全高	5.1m*16.2m	4.4m*12.6m
	蒸気発生器内径 * 全高	4.8m*20.8m	4.3m*20.6m
	一次冷却材ポンプ	8000ps/台	6000ps/台
5 工学的安全施設	非常用炉心冷却設備	蓄圧タンク 4台	蓄圧タンク 4台 高圧注入系 2系列
	格納容器冷却設備	ファンクーラ方式とスプレイ冷却方式の併用	低圧注入系 2系列
6 原子炉補助施設	化学体積制御装置	充填ポンプ 2台	充填ポンプ 2台 高圧注入ポンプと兼用
7 タービン設備	形式	TC6F52"	TC6F44"

### 3. 改良型BWR(ABWR)の特徴(すでに柏崎刈羽6,7号機で実用化済み)

(目的：安全性・信頼性、稼働率、運転性・操作性、経済性の向上、被ばくの低減)

	項目	ABWR基本仕様	第二次改良標準化仕様
1	プラント出力	電気出力	約136万kWe
		熱出力	約110万kWe
2	炉心設計	燃料集合体数	392.6万kWt
		制御棒本数	764本
3	制御棒駆動	駆動方式	出力制御：水圧
			スクラム：水圧
4	原子炉再循環	再循環方式	出力制御：水圧
		ポンプ台数	スクラム：水圧
5	非常用炉心冷却系	再循環方式	外部ループポンプ2台+
		ポンプ台数	ジェットポンプ20台
		高圧ECCS	原子炉隔離時冷却系：1
		低圧ECCS	高圧炉心注水系：2
6	残留熱除去系	系統区分数	低圧炉心スプレイ系：1
		系統・機器	低圧注水系：3
			自動減圧系：3
			低圧炉心スプレイ系：3
7	格納容器	構造	自動減圧系：2
		全高	3区分
		最大内径	非常用炉心冷却系と共用
			非常用炉心冷却系と共用
8	タービン設備	形式	鋼製、MARK-I 改良型
		ヒートサイクル	またはMARK-II 改良型
		抽気段数	約36m
		給水加熱器ドレイン系	約29m
		給水ポンプタービン駆動	TC6F52"
		給水ポンプ電動機駆動	2段再熱
		最終給水温度	再熱なし

#### 4. 原子炉等の新規制（福島事故以後の変化）

シビアアクシデント、バックフィットなどを取り入れた法改正（2012年6月）により新設された原子力規制委員会は、実用発電用原子炉及び核燃料施設等に係る新規制基準を決定し運用している。その内容の一部を抜粋してみると以下のようになっている。

（原子力規制委員会 実用発電用原子炉及び核燃料施設等に係る新規制基準について  
詳細は、[https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/tekigousei/shin\\_kisei\\_kijyun.html](https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/tekigousei/shin_kisei_kijyun.html) 参照）

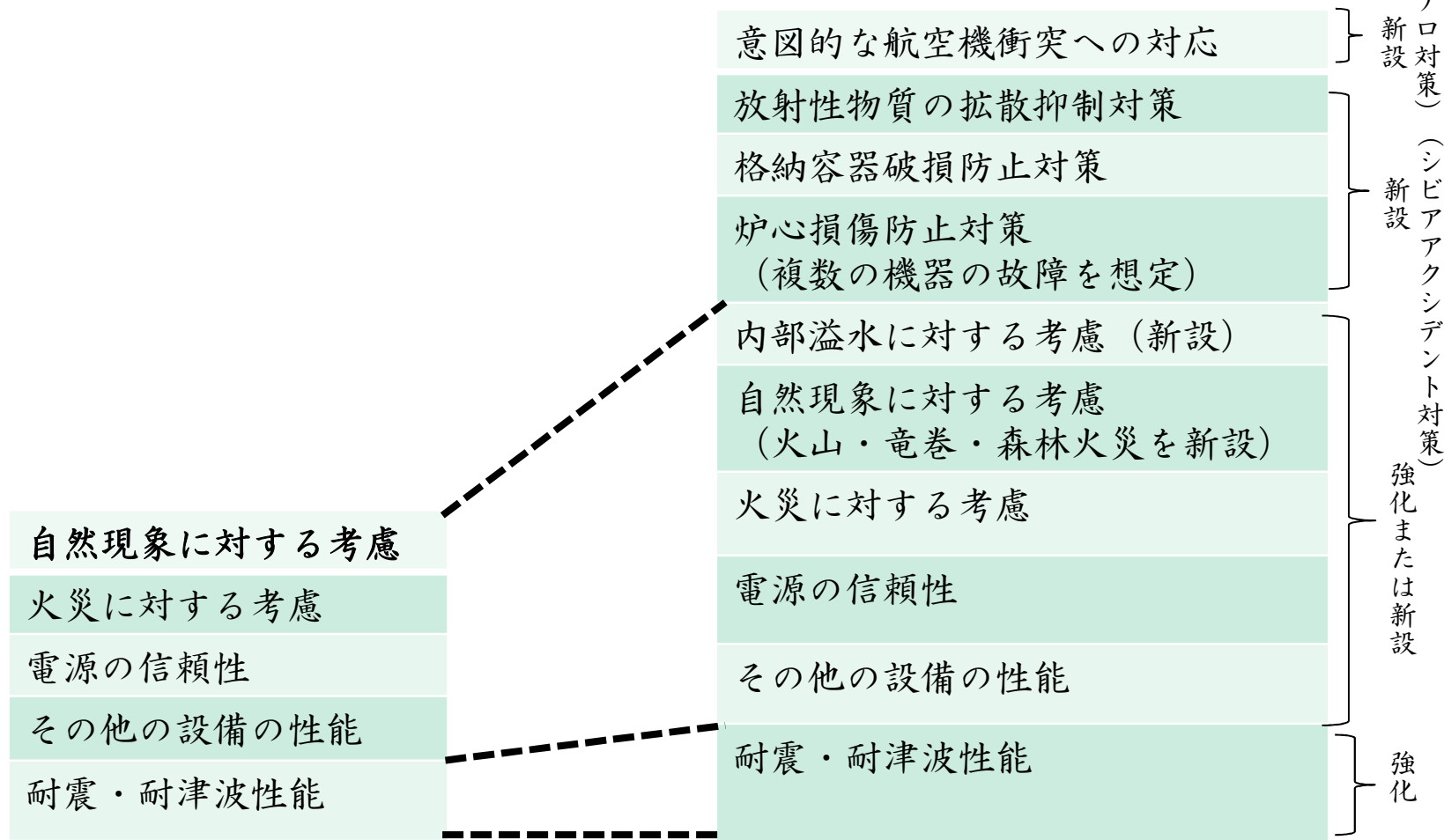
まず、従来方式の問題点=見直しのポイントとして下記の5点を挙げている。

- 外部事象も考慮したシビアアクシデント対策が十分な検討を経ないまま、事業者の自主性に任されてきた。
- 設置許可された原発に対してさかのぼって適用する（「バックフィット」といわれる）法的仕組みは何もなかった。
- 日本では、積極的に海外の知見を導入し、不確実なリスクに対応して安全の向上を目指す姿勢に欠けていた。
- 地震や津波に対する安全評価を始めとして、事故の起因となる可能性がある火災、火山、斜面崩落等の外部事象を含めた総合的なリスク評価は行われていなかった。
- 複数の法律の適用や所掌官庁の分散による弊害のないよう、一元的な法体系となることが望ましい。

## 従来の基準と新基準との比較

### <従来の規制基準>

### <新規制基準>



詳細は、<https://www.nsr.go.jp/activity/data/20140214.pdf> 参照