

♪ 知らないことは 悩まなくていい MANUFACTURE ♪

# 女川原発 ハイロ(廃炉)へのイロ ハ

仙台原子力問題研究グループ 石川徳春

★原発の『基礎』を“知って”、女川原発廃炉に向かって、ともに“悩みましょう”！

## Q1 原子力発電の“エネルギー源”は？

< 1:金儲け 2:核武装 3:核分裂 >

★ 「元素の周期表」は、身の周りの物質世界（地球も、宇宙も）を考えるときの重要な“ガイドブック”なので、（暗記不要ですが）大まかな見方・使い方に慣れましょう！

物質を構成する元素は約100種類あり、それらが「原子番号順」に、左から右に、上から下に、並んでいます（「原子量」という重さ順にも“一応”なっています）。

「金属元素」（下図では水色と紫色）が多く、「非金属元素」（オレンジ）が左最上部と右上側に集まっていて、右端「18」（オレンジ）の列は「希ガス（気体）」です。

族	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18
1	1H 水素 1.008																	2He ヘリウム 4.003
2	3Li リチウム 6.941	4Be ベリリウム 9.012																
3	11Na ナトリウム 22.99	12Mg マグネシウム 24.31																
			遷移元素															
4	19K カリウム 39.1	20Ca カルシウム 40.08	21Sc スカンジウム 44.96	22Ti チタン 47.88	23V バナジウム 50.94	24Cr クロム 52	25Mn マンガン 54.94	26Fe 鉄 55.85	27Co コバルト 58.93	28Ni ニッケル 58.69	29Cu 銅 63.55	30Zn 亜鉛 65.39	31Ga ガリウム 69.72	32Ge ゲルマニウム 72.61	33As ヒ素 74.92	34Se セレン 78.95	35Br 臭素 79.9	36Kr クリプトン 83.8
5	37Rb ルビウム 85.47	38Sr ストロンチウム 87.62	39Y イットリウム 88.91	40Zr ジルコニウム 91.22	41Nb ニオブ 92.91	42Mo モリブデン 95.94	43Tc テクネチウム (99) *	44Ru ルテチウム 101.1	45Rh ロジウム 102.9	46Pd パラジウム 106.4	47Ag 銀 107.9	48Cd カドミウム 112.4	49In インジウム 114.8	50Sn スズ 118.7	51Sb アンチモン 121.8	52Te テルル 127.6	53I ヨウ素 126.9	54Xe キセノン 131.3
6	55Cs セシウム 132.9	56Ba バリウム 137.3	57~71 ランタノイド	72Hf ハフニウム 178.5	73Ta タンタル 180.9	74W タングステン 183.8	75Re レニウム 186.2	76Os オスミウム 190.2	77Ir イリジウム 192.2	78Pt 白金 195.1	79Au 金 197.0	80Hg 水銀 200.6	81Tl タリウム 204.4	82Pb 鉛 207.2	83Bi ヒスパス 209.0	84Po ポロニウム (210)	85At アスタチン (210)	86Rn ラドン (222)
7	87Fr フランシウム (223)	88Ra ラジウム (226)	89~103 アクチノイド															

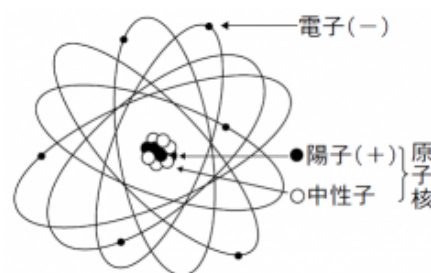
57~71 ランタノイド	57La ランタン 138.9	58Ce セリウム 140.1	59Pr プロセチウム 140.9	60Nd ネオジム 144.2	61Pm プロメチウム 144.9	62Sm サマリウム 150.4	63Eu ユウロピウム 152.0	64Gd ガドリウム 157.3	65Tb テルビウム 158.9	66Dy ジスプロシウム 162.5	67Ho ホルミウム 164.9	68Er エルビウム 167.3	69Tm ツリウム 168.9	70Yb イットリウム 173.0	71Lu ルテチウム 175.0
89~103 アクチノイド	89Ac アクチニウム (227)	90Th トリウム 232.0	91Pa プロトアクチニウム 231.0	92U ウラン 238.0	93Np ネプチウム (237) *	94Pu プルトニウム (239) *	95Am アメリシウム (243) *	96Cm キュリウム (247) *	97Bk ベルケリウム (247) *	98Cf カリフォルニウム (252) *	99Es エイスンマンニウム (252) *	100Fm フェルミウム (257) *	101Md メンデルレービウム (256) *	102No ノボボロフ (259) *	103Lr ローレンス (260) *

## イロハの「イ」 原子力発電の基礎

### イー1 原子、原子核、原子番号、質量数、同位体

私たちの住む地球（や宇宙）にある様々な物質（水や空気や…）は、生命体も含め、すべて「原子」という基本粒子から構成されている（原子が結合して物質ができる）。

原子は、さらに小さい粒子（素粒子）の「陽子p」と「中性子n」が中心部に集まった「原子核」と、その外側にある「電子e」から成っている。



地球（や宇宙）にあるすべての原子は、物質を構成する要素（エレメント）として、物質を作る際の結合の仕方などの「化学的性質（『物質世界』の多様性の源）」の違いにより、‘現在発見されているもので’ 約100種類の「元素（エレメント）」に分類される（中高の化学教科書で懐かしい？アルファベット1～2文字の「元素記号」で表わされる）。

実際には、同じ元素に属する原子・原子核は「陽子の数」が同じなので、その数を「原子番号A（＝陽子数）」と呼び、“元素の区別”に用いる。また、原子核にある陽子と中性子はほぼ同じ質量のため、その合計数を「質量数Z（＝陽子数＋中性子数）」と呼び、“原子の重さ”の目安に用いる（電子は非常に軽いため、原子の重さに影響しない）。

Q2 1～6の原子で、①同じ元素は？ ②同じ重さ（質量数）のものは？

< 1：陽子1個＋中性子0個 2：陽子1個＋中性子1個 3：陽子1個＋中性子2個  
4：陽子2個＋中性子1個 5：陽子2個＋中性子2個 6：陽子2個＋中性子4個 >

陽子数（原子番号）1の元素は「水素H」、陽子数（同）2の元素は「ヘリウムHe」。

1～3や4～6のように、同じ元素に属する原子でも、中性子数＝質量数が違うものを「同位体」と呼ぶ。区別するため、質量数を元素記号の「左上」に小数字で記載したり（省スペース？）、元素記号の「後ろ」に記載したりする（見易い）。

<例 1は「 $^1\text{H}$  (H1)：水素」（自然界に大量に存在）、2は「 $^2\text{H}$  (H2)：重水素D」、3は「 $^3\text{H}$  (H3)：三重水素T」、4は「 $^3\text{He}$  (He3)」、5は「 $^4\text{He}$  (He4)」（自然界に存在）、6は「 $^6\text{He}$  (He6)」、など>

Q3 原子番号92「ウランU」の主要な同位体の①  $^{235}\text{U}$  (U235)、②  $^{238}\text{U}$  (U238) の中性子の個数は？

Q4 原子番号55「セシウムCs」の同位体で、中性子が82個のものは、①  $^{134}\text{Cs}$  (Cs134)、②  $^{137}\text{Cs}$  (Cs137) のどっち？

### イー2 放射性同位体（核種）、放射線、壊変（減衰）、半減期

自然界に存在する大半の原子・原子核（安定同位体・安定核種）は、陽子・中性子のバランスが「安定」していて、元素は不変（錬金術は不可能。『物質世界』の安定性の源）。

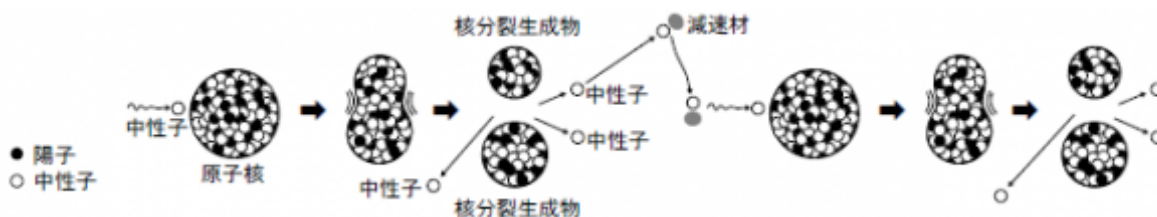
バランスが「不安定」な原子・原子核（放射性同位体・放射性核種）は、“一定の時間”が経つと「放射線（アルファ（ $\alpha$ ）線・ベータ（ $\beta$ ）線・ガンマ（ $\gamma$ ）線・中性子線など）」を出して、別の核種に変化（壊変）する（錬金術が可能。『物質世界』の安定性を破壊）。

放射性同位体の「半数」が**壊変（減衰）**する時間が「**半減期**」で、固有の値を持つ。  
<例 ヨウ素131 ( $^{131}\text{I}$ )は「8日」、セシウム137 ( $^{137}\text{Cs}$ )は「30年」>

**Q5 半減期「7億年」のウラン235は、現在はウラン全体の0.7%（残り99.3%はウラン238）ですが、単純に考えて「21億年前」には今の「何倍・何%」？**

### イー3 核分裂、連鎖反応（臨界）、原爆

「ウラン235・プルトニウム239」のような質量数の大きな原子核に「中性子n」が衝突し吸収されると、原子核が不安定になり、2～3個の原子核の破片に「**核分裂**」する。その際、「**膨大なエネルギー（原爆・原発のエネルギー源）**」と「**2～3個の中性子**」が発生し、その中性子（2～3個）が近くの $^{235}\text{U}$ ・ $^{239}\text{Pu}$ （2～3個）に衝突すると、ネズミ算的に（倍々ゲーム的に）核分裂の「**連鎖反応（臨界）**」が「ごく短時間」に生じる。  
★それを“利用”したのが「**原爆**」で、材料は $^{235}\text{U}$ （広島型）か $^{239}\text{Pu}$ （長崎型）。



### イー4 原子力発電、制御棒、減速材、熱中性子、Pu生産、原子炉

「**原子力発電**」は、「**原爆**」と同じく、 $^{235}\text{U}$ や $^{239}\text{Pu}$ の核分裂エネルギーを利用。ただし、連鎖反応が一気に進まないよう、発生した数個の中性子のうち「約1個」が核分裂を起こすように、余分な中性子を、ホウ素B・カドミウムCd・ハフニウムHf等を含む「**制御棒**」に吸収させ、核分裂の連鎖反応（核暴走）を制御する。

**Q6 1974年8月28日臨界の原子力船「むつ」が、9月1日に放射線漏れ事故を起こした時、原子炉からの中性子線を防ぐために使用されたのは？**  
< ①ごきぶりホイホイ ②猫いらず（防鼠剤） ③ホウ酸おにぎり >

一方、少量の $^{235}\text{U}$ や $^{239}\text{Pu}$ でも核分裂し易いよう、発生直後の「**高速中性子**」を、軽水 ( $\text{H}_2\text{O}$ ：普通の水) や重水 ( $\text{D}_2\text{O}$ ) や黒鉛 (C) 等の「**減速材**」にぶつけ、低速の「**熱中性子**」にする<核分裂確率400倍に。『運動量保存則』：質量が近いほど減速し易い>。  
★チェルノブイリ原発事故（黒鉛減速・軽水冷却）では黒鉛ブロックが燃え続けた。また、制御棒先端にオモリとして黒鉛棒を使っていたため、試験後に停止のために挿入した際、逆に「核暴走」させた可能性も。

なお、自然（地球上）には、原子番号92のウランUより重い元素は存在しない。そのため、原子番号94のプルトニウムPuは人工的に作るしかなく（現代の錬金術）、核分裂しない $^{238}\text{U}$ （99.3%）に中性子を吸収させ、核分裂する $^{239}\text{Pu}$ を作り出す。

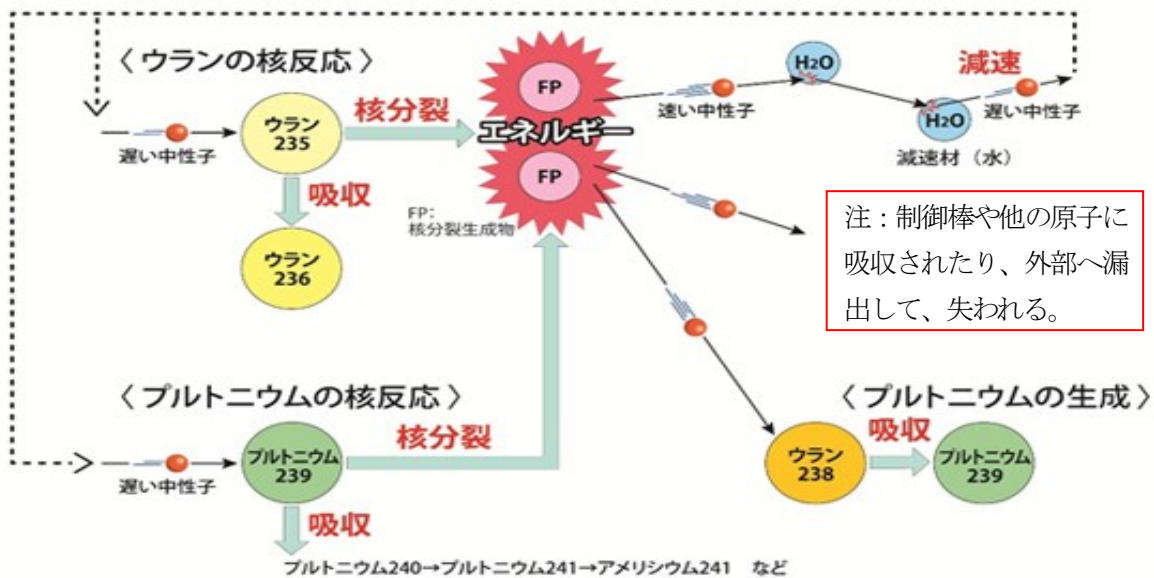
★この**原爆材料「 $^{239}\text{Pu}$ の生産」**が、「**原子炉**」（人類初のフェルミ炉：黒鉛減速）建造の主目的。だから、北朝鮮の原子炉稼動（短時間）・再処理が“要注意”（「イー6」「ロー1」参照）。発生する熱の利用（**原子力発電**）は、原爆の“おまけ”に過ぎない！

重水や黒鉛で効率的に減速すれば、天然ウラン ( $^{235}\text{U}$ が0.7%) で十分に核分裂（臨界）が可能。軽水減速は効率が劣るため、 $^{235}\text{U}$ が3%以上の濃縮ウラン（手間もコストも電力もかかる）が必要。戦後、アメリカが日本に「軽水炉」を売り込んだのは、コストをかけて製造した余剰の濃縮ウランを売るため（国内初の東海原発は英製のガス冷却炉）。

Q7 第二次大戦中、ドイツの核開発阻止目的で破壊されたノルウェーの工場は？

< ①ジュース工場 ②鉛筆工場 ③重水工場 >

★重水減速炉（CANDU炉）を利用しインドが1974年に核開発。だから、高純度の重水や黒鉛は「国際規制物質」として輸出制限。）



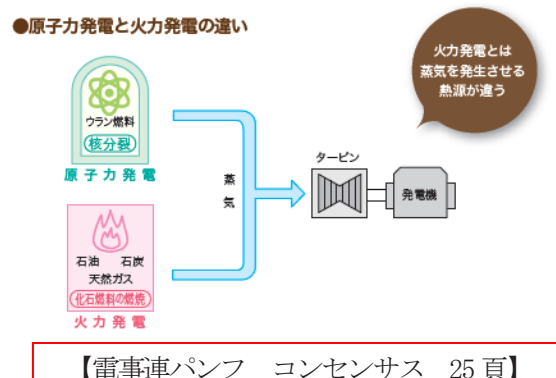
Q8 地球初?の「オクロ（アフリカ・ガボン共和国）の天然原子炉」は、20億年前「天然ウラン鉱床」に「地下水」が入り込んで数十万年間“断続的に稼動”しましたが、「天然ウラン・軽水減速」で、なぜ“稼動”したのでしょうか？（ヒント：Q5）

Q9 「オクロの天然原子炉」は、同地域の「ウラン鉱床・鉱石」の“不自然さ”から発見されましたが、その“不自然さ”とは何だったのでしょうか？

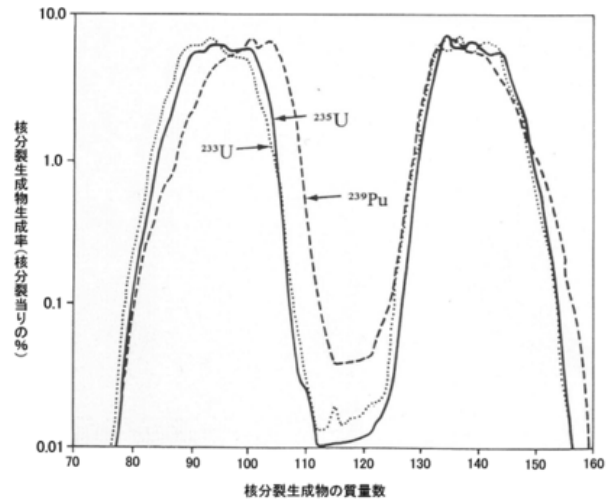
### イー5 軽水炉、核分裂片、核分裂生成物（死の灰）

「原子力発電（軽水炉）」は、核分裂の熱エネルギーで「ヤカン」を熱して、発生した水蒸気でタービンを回し「発電」する仕組み。

「火力発電」では、化石燃料（C）を燃やすため（+O<sub>2</sub>）「二酸化炭素（CO<sub>2</sub>）」が発生するが、「原発（原爆）」では核分裂により多種多様な「核分裂片」が生み出される。それらの大半は「放射性核種」で、核分裂生成物＝「死の灰」と呼ばれる。



★  $^{235}\text{U}$ や $^{239}\text{Pu}$ の核分裂（原爆）で生じる核分裂片の特徴（大きさ＝質量数）は、質量数が「75～160の間」に収まることで、さらに均等に分裂すれば生じる「120付近」のものは極めて少なく、「90～100付近」と「135～145付近」の大きさの異なる2つの破片に分裂することが分かる。



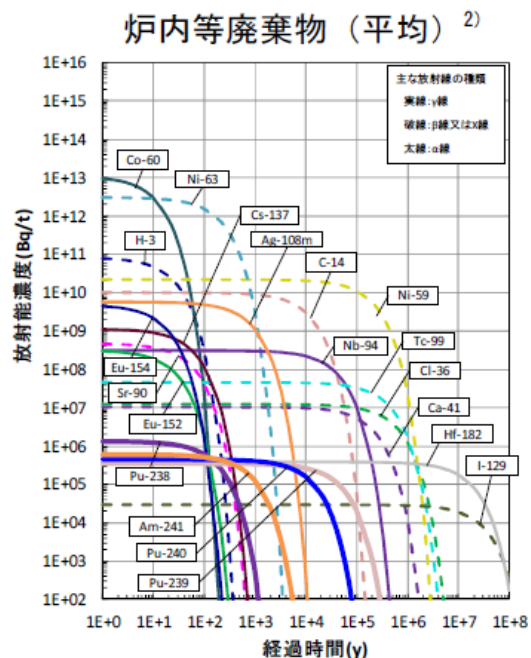
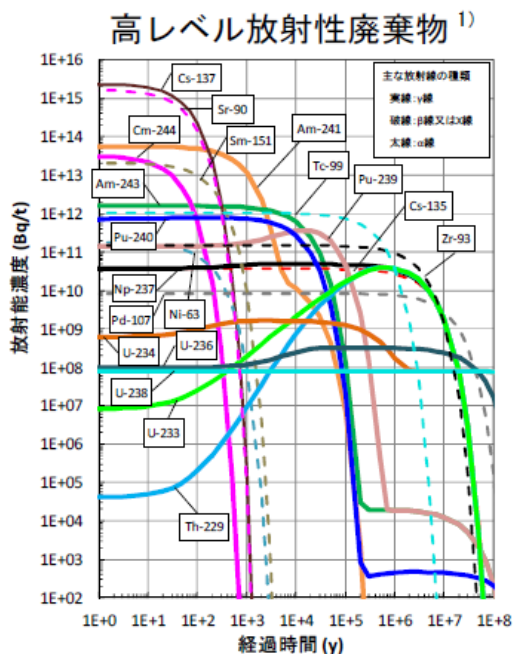
Q10 X国の原爆実験後、質量数110前後の放射性核種が明瞭に検出されたとすると、その原爆の材料は何？

### イー6 使用済み核燃料、再処理、高レベル放射性廃棄物、TRU、放射化生成物

原発では、（原爆と異なり）ウラン238や各種の核分裂片が中性子に曝され続け、原子炉内に留め置かれるため（3～4年）、短半減期の核種は減少・消滅し、主に長半減期の核種が残される。U235が減って燃えにくくなった「使用済み核燃料」は原子炉から取り出され、プールで数年～10数年冷却・保管され、その後「再処理」され、燃え残りのU235・Pu239等が回収され（「ロー1」参照）、（希ガス・トリチウムを除く）残りが「高レベル放射性廃棄物HLW」として「ガラス固化」される。その結果、半減期30年程度の核分裂生成物「セシウムCs137、ストロンチウムSr90」や、ウランが中性子を吸収して生じた「超ウラン元素TRU」（半減期は数百～数千年と長い。Pu239は24000年）が含まれるため、減衰するまで数万年の管理が必要！

また、原子炉内外（圧力容器・格納容器・配管など）の構造材の鋼鉄（鉄＋ニッケル・クロムなどの添加物）や錆が中性子を吸収して生じた「放射化生成物」（コバルトCo60、ニッケルNi63など）の炉内等廃棄物も、「廃炉」後の“負の遺産”となる。

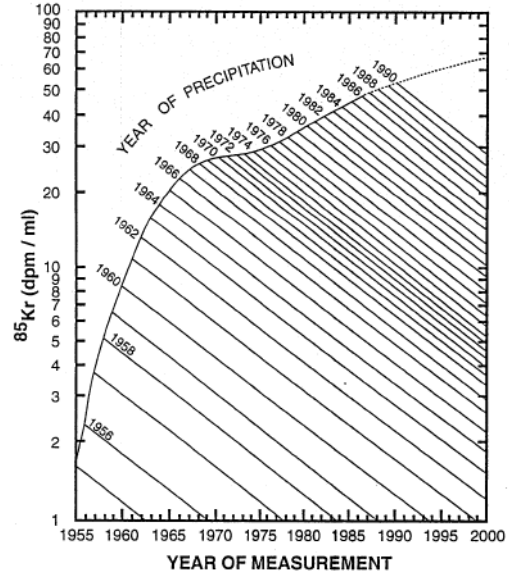
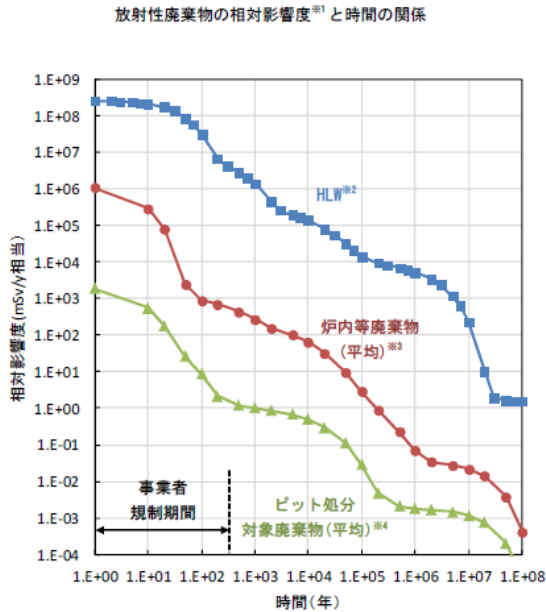
### 放射性廃棄物の放射能濃度と時間の関係



【2017. 11. 2 規制委 炉内等廃棄物の参考資料「27-2-2」 46頁】

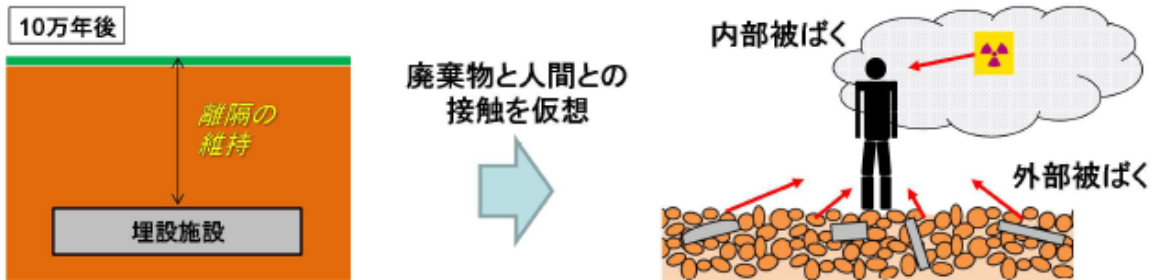
Q11 福島第一原発事故で、半減期8日の「ヨウ素131」も大量放出されたのはなぜ？

★下左図のとおり、原発由来の放射性廃棄物（負の遺産）が減衰して、現行基準の“年1m Sv”以下になるには数万年から数千万年を要するが、それまで、発生者責任（PPP）をとるべき電力会社も日本政府・国家も（人類も？）存続している？



2016. 7. 12規制委「炉内廃棄物埋設」資料1 2-3

Development of Laser-Based Resonance Ionization Techniques for 81-Kr and 85-Kr Measurements in the Geosciences, I1



【2017. 11. 2 規制委 炉内等廃棄物の参考資料「27-2-2」 48頁】

Q12 「オクロの天然原子炉」が生み出した高レベル放射性廃棄物・TRU・放射化生成物は、周辺の動・植物や人類の祖先に、どんな“悪影響”を及ぼした？

< ①大半が死滅 ②ごく近い範囲だけに悪影響 ③あまり影響なし >

Q13 上右図のとおり、半減期10.8年の「クリプトン85（希ガス）」が、大気中で着実に増加していますが（斜線はその後の減衰予定）、①いつ頃から大気中に出現？ ②初期（～1966頃）の上昇の原因は？ ③その後（1966頃～）の上昇の原因は？

Q14 「元素の周期表」で、原子番号43テクネチウムTcの「原子量」が（ ）書きになっているのは、なぜ？  
< Tc99：21万年 >

# イロハの「ロ」 原子力発電の仕組み

## ロー1 原発の種類、圧力容器、定期検査、高燃焼度燃料

原発は、「イ-5」の図のように、核分裂（熱を発生）させる「原子炉」と、発電用の「タービン」と、冷却材循環のための「配管・ポンプ」があれば十分。

使用する燃料（天然U、濃縮U、MOX（U+Pu）等）、減速材（軽水、重水、黒鉛等）、（1次）冷却材（軽水、重水、炭酸ガス、金属ナトリウム等）の組合せにより、何通りかの種類がある（一長一短）。< \*高速（増殖）炉は「高速中性子」の方が「プルトニウム生産」に効率がよいので、減速させないように金属ナトリウムを冷却材に使用=危険。 >

名称	燃料	減速材	冷却材	例	
軽水炉（LWR）	加圧水型（PWR）	ウラン （プルトニウムではプルトニウムも）	軽水	軽水	泊、美浜、高浜、大飯、伊方、玄海、川内
	沸騰水型（BWR）				女川、福島第一、福島第二、東海第二、柏崎刈羽、浜岡、志賀、島根
ガス冷却炉（GCR）	ウラン	黒鉛など	炭酸ガスなど	東海	
新型転換炉（ATR）	プルトニウム ウラン	重水	軽水	ふげん	
高速増殖炉（FBR）	プルトニウム ウラン	なし	ナトリウム	もんじゅ	
旧ソビエト型炉（RBMK）	ウラン	黒鉛	軽水	チェルノブイリ	
カンドウ炉（CANDU）	ウラン	重水	重水	カナダの原発	

日本の原発（東海原発（GCR：廃炉済み）以外）は、米国から導入した（\*押し売りされた）「濃縮ウラン（U235：3%〜）」を燃料とする「軽水減速・軽水冷却」の「軽水炉」で、高温高压の水・水蒸気を作り出すため、鋼鉄製の「圧力容器」に燃料を装荷し（3〜4年間燃やす）、約1年間隔の「定期検査」時に1/3〜1/4の燃料を交換する。これは、軽水減速のため、U235濃度が天然ウラン（0.7%）近くの1%程度で燃えなくなるから（⇒「イ-6」参照）。

★「定期検査」は、燃料交換のために必要で、原子炉を停止させるので“ついでに機器の点検”も行なうに過ぎない。だから、「高燃焼度燃料（4〜5%）」（長期燃焼が可能）の使用に伴い、「定検間隔の延長=連続運転」（19ヶ月とか）が目論まれている。

変 更 の 内 容

三 原子炉の型式、熱出力及び基数

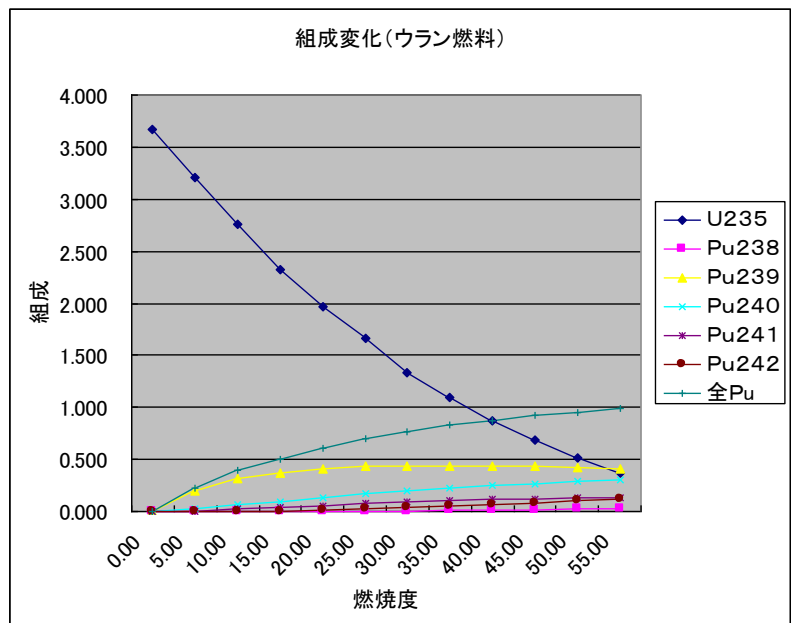
2号炉

型 式：濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却、沸騰水型

熱出力：約2,440MW

基 数：1

【女川2原子炉設置変更許可申請書】



Q15 「定検期間」が同じなら、13ヶ月運転と19ヶ月運転では、どちらが経済的？

Q16 “軽水炉はPu生産（核転用）に向かない”とされていますが、本当？

ロー2 PWRとBWR、格納容器(ドライウェルD/W、サブプレッションチェンバS/C)、再循環ポンプ、ボイド、インターナルポンプ

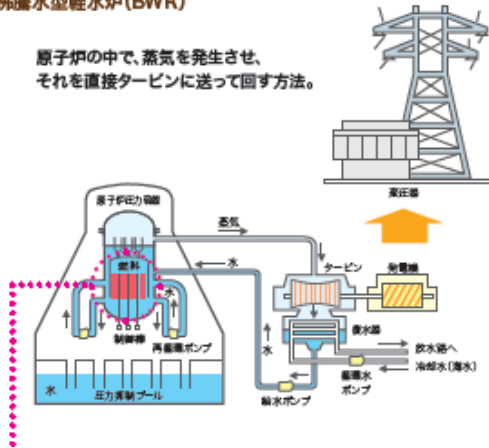
日本で主流の「軽水炉」は、発電に利用する「水蒸気の発生方式」により大きく2種類。

日本で使用している発電用原子炉は「軽水炉」です。  
沸騰水型(BWR)と加圧水型(PWR)の2種類があります。

【電事連パンフ コンセンサス 26頁】

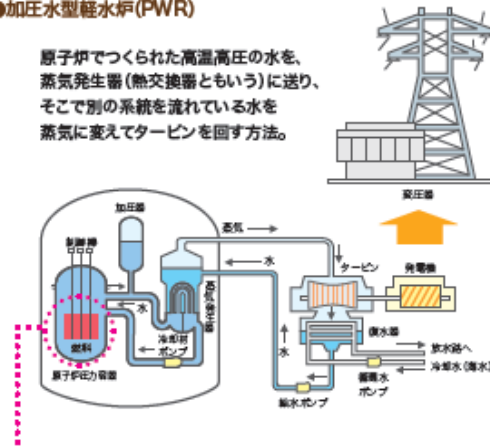
●沸騰水型軽水炉(BWR)

原子炉の中で、蒸気を発生させ、それを直接タービンに送って回す方法。



●加圧水型軽水炉(PWR)

原子炉でつくられた高温高圧の水を、蒸気発生器(熱交換器ともいう)に送り、そこで別の系統を流れている水を蒸気に変えてタービンを回す方法。



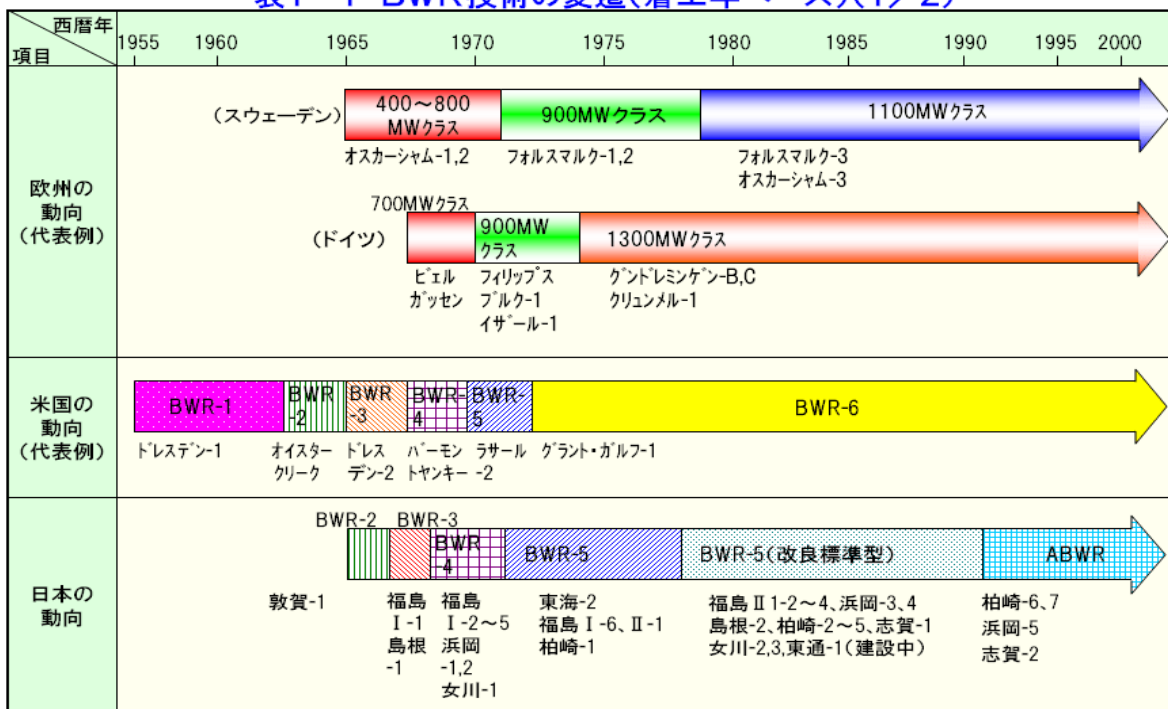
◎加圧水型PWR：< “専門外” のため簡単に> 水の循環経路は1次系（原子炉～蒸気発生器）と2次系（蒸気発生器～タービン）の2つ。米国で原子力潜水艦や原子力船の動力として開発：船体が揺れても、原子炉内は満水なので影響なし。放射能は1次系内に封じ込め（乗組員の被ばく低減）。制御棒は上から挿入＝事故時は重力で落とせばよい（フェルミ炉ではロープに斧）。**格納容器**は、原子炉や蒸気発生器を格納し、配管などから漏洩した蒸気（熱・圧力）や放射能を封じ込めるための安全設備（事故時にはタービンに続く配管を格納容器の内外で遮断・隔離）：大都市近郊に建設するための必要条件。

◎沸騰水型BWR：< 多少は詳しく> 水の循環は1次系のみ。米国GEが商業用に開発、経済的重視で簡単な構造、放射能がタービン建屋まで循環・汚染。（上部には気水分離器・蒸気乾燥器などがあるため）制御棒は下から‘重力に逆らい’窒素ガスなどで挿入。**格納容器**は、上部のドライウェル（D/W）と下部のサブプレッションチェンバ（S/C）からなり、PWRよりかなり小さく（蒸気発生器なし：低コスト）温度や圧力が上昇し易いため、下部の巨大水槽・水室（プール・チェンバ）に「大量の水」を蓄えておき、漏洩した蒸気を水中に導き、冷やして水に戻し、圧力を抑制・低下させる（サブプレッション）。「再循環ポンプ」は、炉心で発生する水蒸気の泡（ボイド：低密度）により減速（核分裂）効率＝出力が低下・不安定化するBWR固有の弱点对策として、ボイドを下からの高速水流で速やかに上方に押し流し（＝炉心部を液体の水で満たし）、高出力（経済性追求）・安定化のため考案された出力調整装置（単なる水の攪拌装置ではない）。ただし、従来型は巨大な吊下げ構造物のため、地震の揺れに弱く、配管破断の懸念も大きく、ABWR（改良型BWR：柏崎刈羽6・7）では小型・固定式の「インターナルポンプ」に改良（?）。

Q17 チェルノブイリ原発（運転中に燃料交換可能）には、軽水炉のような压力容器や格納容器なし。だから“危険”（日本の原発は安全）だった？



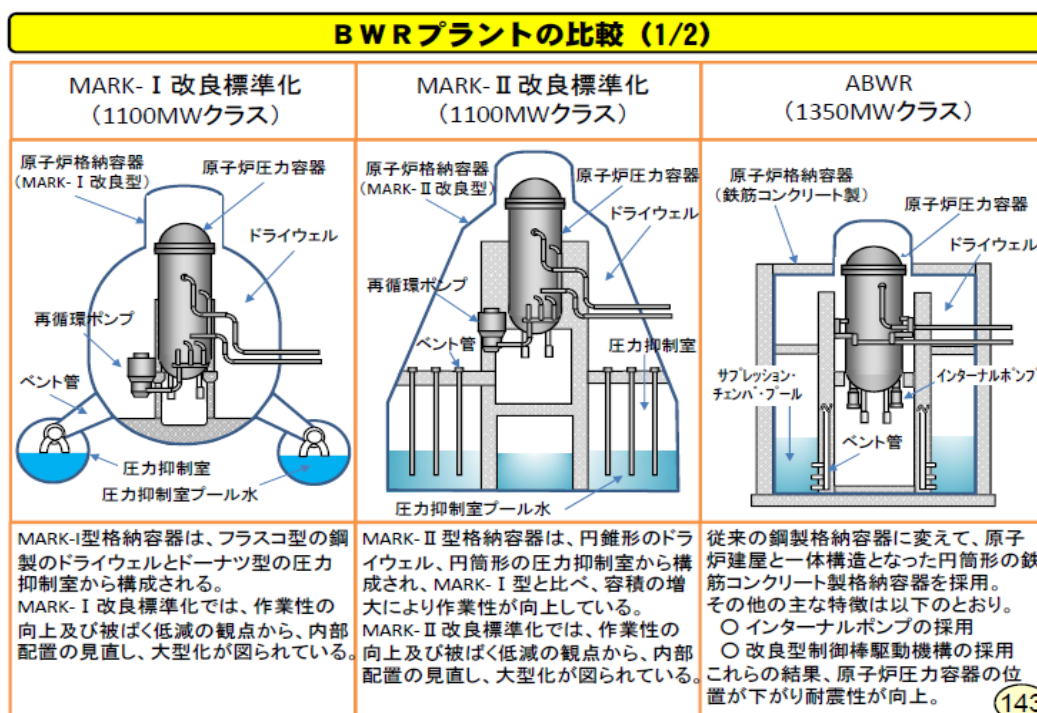
表1-1 BWR技術の変遷(着工年ベース)(1/2)



[出典]日本電気協会新聞部(編):原子カポケットブック2006年版(2006年7月)、p.156

ロー3 国内BWRの種類(格納容器のタイプ)、「体積-出力比」

BWRの格納容器は、「フラスコ形」のマークI(女川1)・マークI改良型(女川2・3)、「円錐形」のマークII・マークII改良型、「円筒形」のABWR、など。



【2017.9.27 規制庁「KK6・7 審査概要」資料1-2:656 枚目】

「ロー1」の通り、格納容器の第一の役割は「水蒸気や放射能を閉じ込めること」なので、事故時の温度・圧力の上昇に耐えるには、体積が大きい方が安全。「マークI」は経済性を

優先させ小さく作り過ぎたため、機器・配管の配置も余裕がなく、点検時の作業性も著しく低く（放射線源に近くなるため被ばく量も上がる）、その後広めに「改良」。

★10.7 シンポ・電力質問で田中三彦さんが問題としたマークⅠと改良型の差の第一は、「閉じ込め性能」を左右する「体積の大小」。「作業性向上・被ばく低減」はその次の話。

★福島原発事故後の東電の説明では、意外にもマークⅠ（1号機以外の多少改良型）とマークⅡとで「体積－出力比」に大きな違いなし（3.0前後）と強調。でも、マークⅡ改良型（約4.3）と比較すれば両者の“狭さ”は明らかで、2・3号機の“狭さ”が事故の拡大を早めた可能性も。

- ・ 格納容器はマークⅠ、マークⅡのいずれも圧力抑制型で出力が大きくなると格納容器体積を大きくする設計である。
- ・ 相対的な大きさを比較するのに適切な指標として体積－出力比をみると、マークⅠとマークⅡはほぼ同等であり、マークⅠが特別小さいということはない。

表：格納容器体積－原子炉出力比

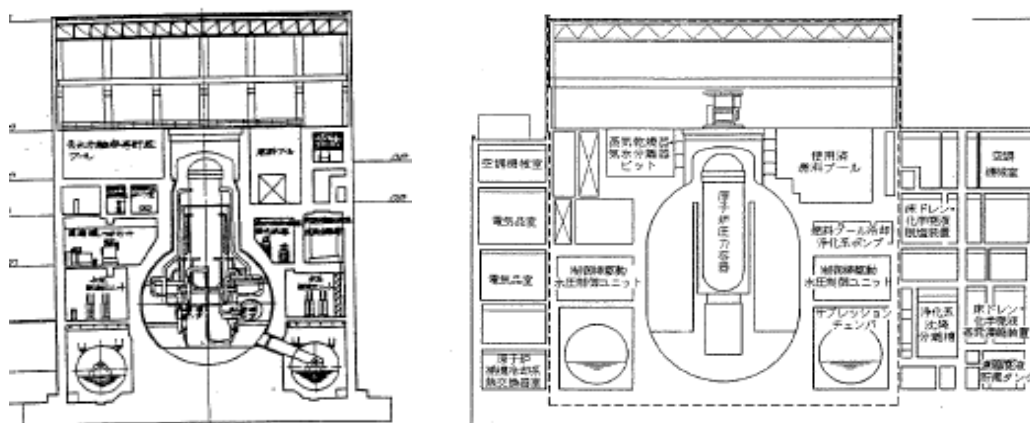
炉	1F-1	1F-2～5	1F-6, 2F-1	2F-2～4	KK-6/7 (参考)
格納容器	マークⅠ	マークⅠ	マークⅡ	マークⅡ改	RCCV
体積－出力比※1, ※2	約4.4	約3.1	約3.0	約4.3	約3.4

※1 格納容器体積[m<sup>3</sup>]/原子炉熱出力[MW t]の値

※2 原子炉熱出力は、設置許可申請書本文より。格納容器体積は、設置許可申請書添付書類八のドライウエル体積（ペント管含む）とサブプレッションチェンバ空間部体積の和。

【東電「最終報告書」 添付資料2-3 (2) 頁】

Q18 女川1（マークⅠ）と女川2（同改良型）で、「体積－出力比」はどっちが大きい？



【左が「女川1」、右が「女川2」：各申請書本文の建屋断面図より】

★女川原発では、東電に倣い計算すると、「女川1」は熱出力1590MW tで、格納容器体積はドライウエル3770+サブプレッションチェンバ2820=6590m<sup>3</sup>なので「体積－出力比=約4.1」、

一方「女川2」は熱出力2440MW t、ドライウエル7900+サブプレッションチェンバ4700=12600m<sup>3</sup>で「約5.2」と“相対的に大きめ”。

(2) 格納容器空間部体積（原子炉熱出力あたりの空間部体積）

女川2号炉は柏崎刈羽6、7号炉や東海第二に比べ、原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が大きいので、格納容器からの除熱機能喪失による過圧事象発生時の格納容器の圧力上昇が遅い。

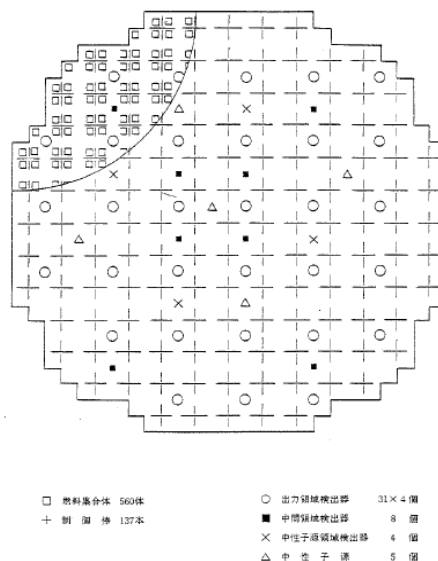
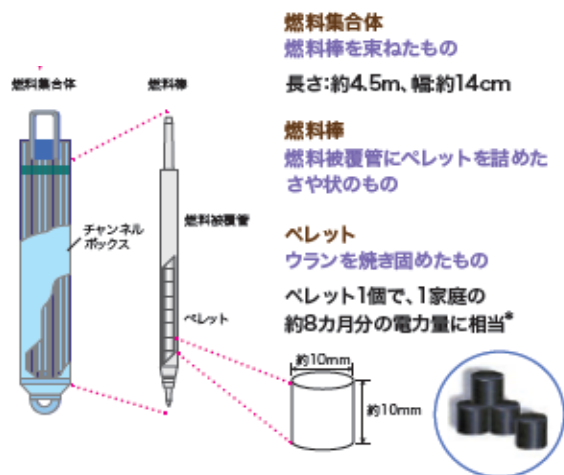
発電所	格納容器自由体積/原子炉熱出力
女川2号炉	12,600m <sup>3</sup> /2,436MW t ≒ 5.2
柏崎刈羽6, 7号炉	13,310m <sup>3</sup> /3,926MW t ≒ 3.4
東海第二	9,800m <sup>3</sup> /3,293MW t ≒ 3.0

【2017. 11. 30 審査資料6：22 枚目】

Q19 女川1の「熱出力」は1590MW t、女川2は2440MW t。一方、女川1の「電気出力」は524MW t（33%）、女川2は825MW t（34%）。では、電気にならなかった「熱エネルギー（約2/3）」はどこへ？ <「ロー2」の図>

## ロー4 燃料ペレット、燃料被覆管、燃料棒、燃料集合体、形状管理、反射材

軽水炉燃料の「濃縮ウラン（二酸化ウラン）」は、「核分裂生成物＝死の灰」を「閉じ込め易い」ように1cm位の円筒形「燃料ペレット」に焼き固められ（セラミック）、約4mの細長い「燃料被覆管（ジルカロイ製）」内に300～350個封入され（上下にバネスペーサー）、1本の「燃料棒」となる。それが、中空の角柱状「チャンネルボックス」内に正方形状（8×8、9×9等）に配置され、1体の「燃料集合体」となる。女川1では「368体」、女川2・3では「560体」が、压力容器下方に円筒状（「ロー2」参照）に装荷される。



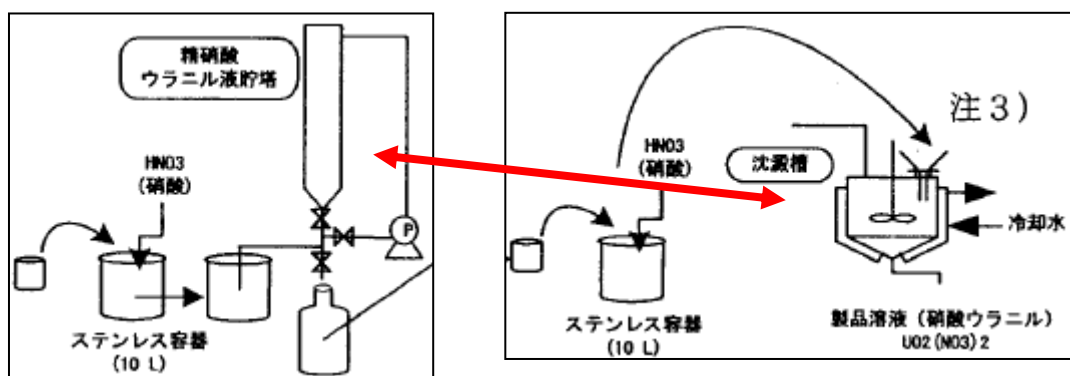
第12図 炉心配置図

【電事連パンプ コンセンサス 26頁】

【女川2申請書 本文】

★燃料棒（集合体）全体を「円筒形状」に配置するのは、外部に漏れ出す中性子（「イー4」参照）を少なくし（＝比表面積を小さくし）、「臨界」を維持し易くするため。

Q20 1999.9.30 東海JCO事故では、中濃縮ウラン（18.8%）溶液を細長い円柱状の「貯塔」違反使用時には問題なく、①円筒状の「沈澱槽」違反使用時に「臨界」したのはどうして？ ②10:35の事故後も「臨界」が継続し、最終的に「決死隊」が沈澱槽（二重構造）外側の冷却水を抜き、翌日6:15頃に収束。それらの理由は、冷却水の「減速効果」？



【 1999.12.24 原子力安全委員会事故報告 84枚目、左：貯塔、右：沈澱槽。次頁左：72枚目 】

★核物質取り扱い施設では「形状管理」が基本。「質量管理」などは人為ミスが不可避。

現地対策本部では、JCO従業員からの沈殿槽の構造等の情報をもとに臨界計算が行われ、作業員被ばくを極力抑制するとの方針のもと、冷却水ジャケットから水を抜くことにより未臨界を達成できるとの見通しが確認されるとともに、ホウ酸水を注入する具体的方法についても検討が行われた。この結果、まず、沈殿槽の冷却水を抜くこととし、転換試験棟の外に設置されているクーリングタワーの配管から水抜きを行うこととなった。

(イ) 減速材及び反射材の種類  
軽水

ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備  
(イ) 一次冷却材設備  
(1) 冷却材の種類  
軽水

【女川2申請書】

★女川2申請書をよく見ると、軽水の役割に「反射材」の記載も。

★中性子線は電荷がなく直進性が強く（相互作用しにくく、空中を1km以上も飛ぶ）、水（コンクリート・人体\*）で反射・停止。東海JCO事故では、避難指示350m圏外住民も1mSv以上被ばくと推定（圏外・大泉氏の裁判は敗訴）。【\*ファットマン効果：JCO事故で、沈殿槽へ溶液を注入した人の「体」が中性子を反射して「臨界」を促進？】

### ロー5 『五重の壁』、原子炉建屋、活性炭フィルター、イオン交換樹脂

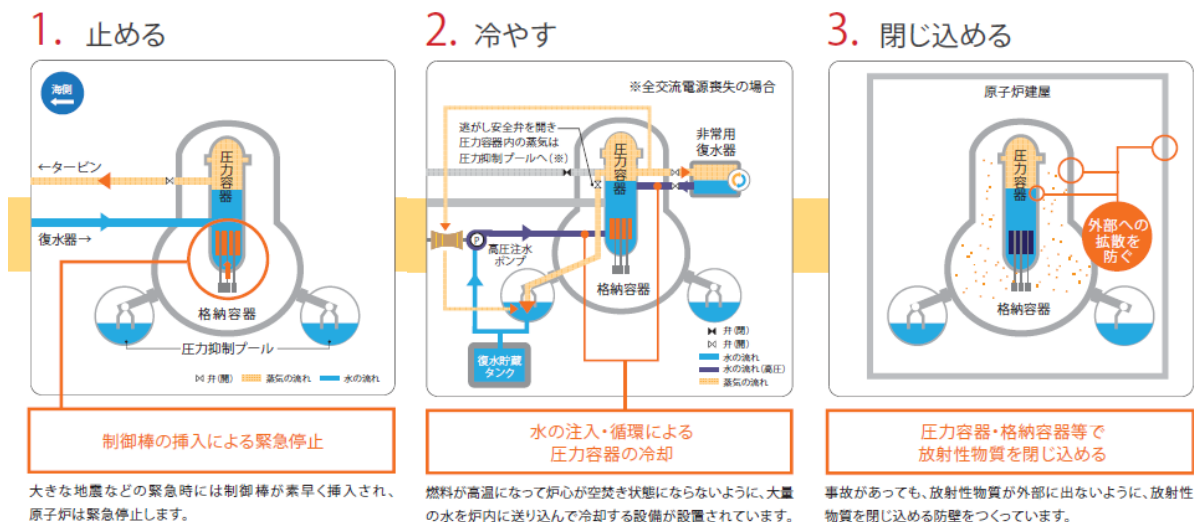
原発の危険性の根源である「核分裂生成物＝死の灰」は、軽水炉では“『五重の壁』＜燃料ペレット・燃料被覆管・压力容器・格納容器・原子炉建屋（換気系の活性炭フィルターで気体状放射能（主にヨウ素131）を数日間吸着・減衰待ち）＞で封じ込める”とされる。

でも、タービンに水蒸気を送るには压力容器・格納容器という『壁』に穴（配管）が必要で、タービン建屋に『二重の壁』（ペレット・被覆管）から漏洩した気体状放射能が移行。また、1次冷却水中で生じた非核分裂性放射能（水が放射化した「トリチウム（水）」や、錆が放射化した「コバルト60」等：「イー6」参照）は、『壁なし』でタービン建屋へ（給水浄化系のイオン交換樹脂で除去 ⇒ 使用済樹脂は新たな放射性廃棄物に）。

### Q21 「活性炭吸着」で長半減期放射能（クリプトン85等）は除去できる？

### ロー6 「止める・冷やす・閉じ込める」、スクラム（緊急停止）、ホウ酸水

原発の安全確保は、福島原発事故でおなじみ？の「止める・冷やす・閉じ込める」が基本。



【東電「事故の経過と教訓」4頁】

< 1 : 止める (未臨界確保) > 燃料集合体は、「ロー4」女川炉心図のように、4体を正方形(田の字)に配置し、真ん中に十字断面の細長い「制御棒(ボロン・カーバイド粉末やハフニウム板)」(女川1:89本、女川2・3:137本)を下から挿入し、中性子を吸収させて核分裂(熱発生)・出力を制御し、事故時には一斉挿入して原子炉を緊急停止(スクラム) = 「核(出力)暴走事故」防止。また、制御棒の不挿入・不作動時には、炉内に「ホウ酸水(五ホウ酸ナトリウム溶液)を注入」して未臨界に。

Q22 東海JCO事故で臨界終息のため沈澱槽に投入した物質は? (「むつ」の教訓?)

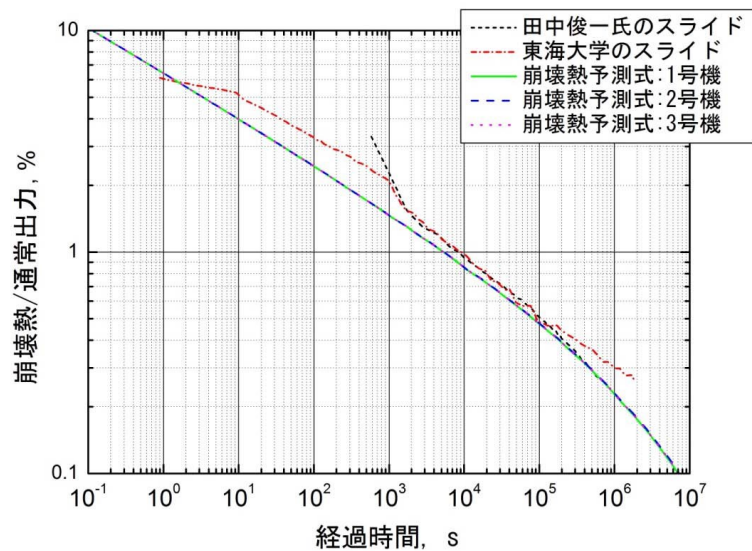
ロー7 崩壊熱、ジルコニウム-水反応(水素)、メルトダウン(炉心熔融)・デブリ

< 2 : 冷やす (崩壊熱除去) > 核分裂反応が止まっても、燃料棒中に大量に生じ蓄積した「死の灰」の放射性壊変(崩壊)により発生する「崩壊熱」<図は去年も使用>が、停止直後で通常運転時の約7~5%も発生し続ける(その後の時間経過に伴い減少)<

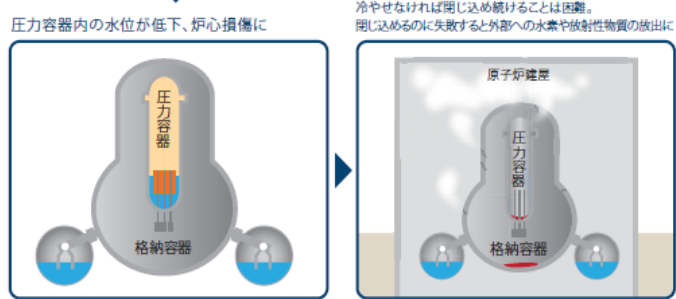
Heat-Transfer Control Lab. Report No. 1, Ver. 4 (HTC Rep. 1.4 2011/04/13)>。

燃料棒を冷却できないと、「燃料被覆管(ジルコニウム合金)」と「水蒸気」が化学反応し(1300℃以上。ジルコニウム-水反応:発熱反応のため過熱促進)、被覆管が損傷し、希ガス・ヨウ素や揮発性のセシウムなどが放出され、大量の水素が発生。燃料ペレット自体も★2300℃以上で熔融開始(燃料損傷⇒炉心熔融:メルトダウン)。

熔融した燃料は、鋼鉄製の压力容器底部を溶かし、制御棒(駆動機構)などと一緒に格納容器へ溶け落ち(噴出し)、組成が複雑な核燃料熔融物(デブリ)を形成・堆積。



冷やすに失敗すると...



【東電「事故の経過と教訓」4頁】

Q23 福島原発事故では地震から約1時間後に電源喪失。その時点での「崩壊熱」は何%?

< 3 : 閉じ込める (放射能放出防止) > 「ロー5」で述べたように、「設計・想定」では『五重の壁』で放射能・死の灰を原発内に「閉じ込める」はず。でも、福島原発事故では、「冷やす」に失敗したことで炉心がメルトダウンし、連鎖的・必然的に「閉じ込め」にも失敗(「格納容器」頼みのBWR安全対策の破綻:詳細は「ハー4」)。

# イロハの「ハ」 原発・女川2号機の安全確保の仕組みや構造

## ハ-1 <基本的な『設計思想』>

多重性・多様性・独立性、単一故障仮定、設計基準事象（DBE）、シビアアクシデント（SA）、アクシデントマネジメント（AM）、『多層防護』

「原子炉施設の故障や破損等に起因して燃料の溶融や大量の放射性物質の放散の可能性…を制御若しくは防止するため、原子炉格納施設及び非常用炉心冷却系からなる工学的安全施設を設ける。」【女川2申請書・添付書類8：5項】

\*「格納容器」については、前記「ロー2, 3, 5, 6」参照。

「工学的安全施設」の基本的な『設計思想』は、**多重性**（複数のバックアップ）・**多様性**（作動原理の異なるもの）・**独立性**（電源・水源・配置その他の系統を分離）。そのため、安全審査で、ポンプや制御棒などの動的機器の「**単一故障**」を**仮定**した異常な「**過渡変化**」や、それを超える「**（重大・仮想）事故**」などの「**設計基準事象：DBE**」に対し、安全が確保される（燃料溶融が生じない）ことの確認や【添付書類8】、放出放射能（量やその影響）が小さいことの確認【添付書類10】等々が要求された<原子力安全委員会「立地審査指針、安全設計審査指針、耐震設計審査指針」など>。

ただし（福島原発事故以前は）、機器の「**共通モード故障（共倒れ）**」を想定しないなど、不十分・不徹底（例 安全設計審査指針27の解説：「長期間にわたる全交流動力電源喪失は、送電線の復旧又は非常用交流電源設備の修復が期待できるので考慮する必要はない。非常用交流電源設備の信頼度が…十分高い場合においては、設計上全交流動力電源喪失を想定しなくてもよい。」などと「**30分以内に電源復旧可能**」と過信し、電源喪失に無防備）。

世界的には、1979のTMI原発事故以降、想定（設計基準事象）を大きく超えて重大な炉心損傷・格納容器破損などに至る「**シビアアクシデント（苛酷事故：SA）**」の規制が具体化。「**アクシデントマネジメント（AM）**」策として、炉心冷却機能の回復（代替注水設備、手動操作化）や格納容器の健全性維持のためのベント（詳細は「ハ-3、4」）等が考案。

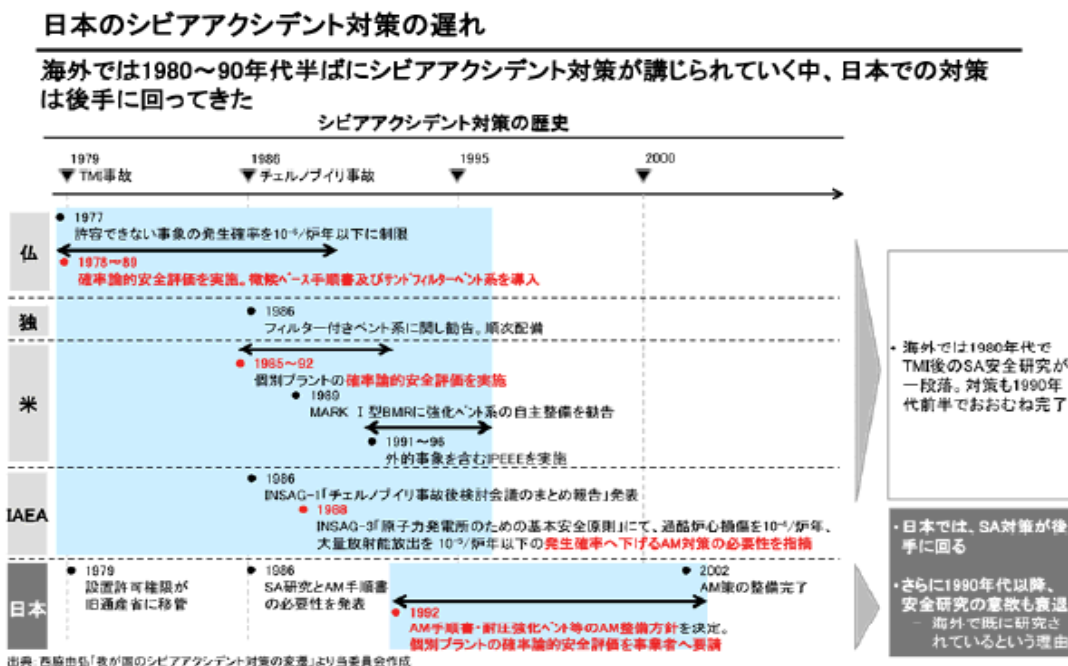


図 1.3.3-3 日本のシビアアクシデント対策の遅れ

【国会事故調：121頁】

一方、日本では、「我が国の原子炉施設の安全性は、現行の安全規制の下に、…いわゆる多重防護の思想に基づき厳格な安全確保対策を行うことによって十分確保されている。これらの諸対策によってシビアアクシデントは工学的に現実には起こるとは考えられないほど発生の可能性は十分小さいものとなっており、原子炉施設のリスクは十分低くなっていると判断される」として、「原子炉設置者において効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備…することは強く推奨されるべきである」として、完全に事業者任せ<H4. 5. 28 原子力安全委員会決定>。

それに対し、世界では、AM対策も含め、住民被害を“緩和（ゼロにすることは不可能！）”するため、「前段否定の論理」で対応策を何重にも講じる『**多層防護（深層防護）**』の考え方を採用。第1層は「事故・故障の発生防止」、第2層は「事故・異常の拡大防止」、第3層は「設計基準事象・事故の制御」、第4層は「シビアアクシデントの緩和」、第5層は「放射能放出の影響緩和＝住民避難」。

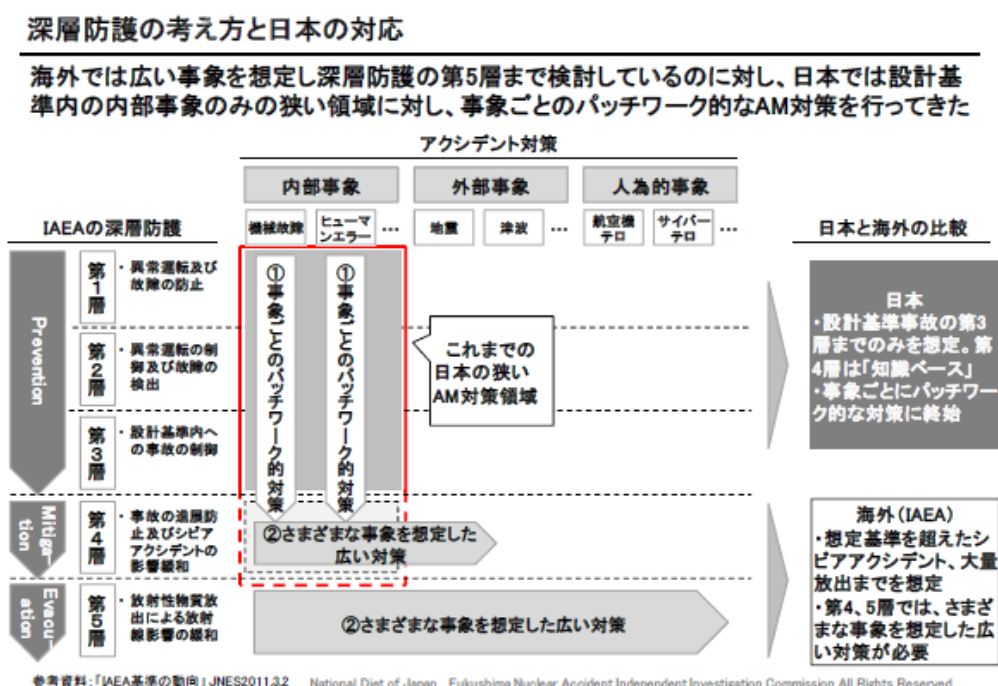


図 1. 3. 3-1 深層防護の考え方と日本の対応

【国会事故調：117 頁】

一方、日本では、第3層DBまでが従前の規制対象。第4層SAは、以前は「事業者任せ」、現在は規制委の適合性審査の対象に、第5層は相変わらずの「自治体任せ」【10. 7・10. 31 で田中三彦さんが強調・批判】。

シビアアクシデント（過酷事故）の診断とその影響緩和を目的としたシビアアクシデントマネジメント ガイドライン（Severe Accident Management Guidelines）も策定されています。これらの運用ガイドラインには、もともとの原子力発電所の設計基準に含まれていなかった格納容器の破損や原子炉冷却材の喪失などの問題に対する対応策も定められています。定められているのは、通常の電源以外で駆動する補機を使い、原子炉や格納容器に注水を行う方法などです。これらのガイドラインと緊急運用手順を組み合わせ、原子力発電所内の広い範囲が失われる事態を緩和します。また、地方自治体の放射能緊急対応手続きとも組み合わせ使用します。

2011年9月11日に起きた同時多発テロを踏まえ、米国の一部原子力発電所には、原子炉建屋が大きな損傷を受けた際に原子炉および燃料プールに注水を行うための追加の対策や機器が用意されました。対策には、電源がなくともさまざまな水源から注水が行えるようにあらかじめディーゼル駆動のポンプ、配管、手順を準備しておくことなどが含まれます。

【2011. 3. 19 「マーク I 型格納容器に関する報告書」：11 枚目】

ハー2 <女川2号機の概要(設備・機器等の仕様) + 新規規制基準の対策>

原子炉型式	沸騰水型軽水炉(BWR)		
定格熱出力	2,436MW		
燃料集合体数	560体		
制御棒本数	137本		
原子炉圧力容器	胴部内径	約5.6m	
	全高(内のり)	約21m	
原子炉格納容器	型式	圧力抑制形	
	ドライウエル	円筒部直径	約23m
		全高	約37m
	サブプレッションチェンバ	円環部中心線直径	約38m
円環部断面直径		約9.4m	
使用済燃料貯蔵能力	全炉心燃料の約400%相当分		
制御棒駆動系	137個(制御棒駆動機構, 水圧制御ユニット)		
ほう酸水注入系	ポンプ台数 : 2台(うち1台は予備)	ポンプ容量 :	約10m <sup>3</sup> /h/台
低圧炉心スプレイ系	ポンプ台数 : 1台	ポンプ容量 :	約1,070m <sup>3</sup> /h/台
低圧注水系	ポンプ台数 : 3台	ポンプ容量 :	約1,160m <sup>3</sup> /h/台
高圧炉心スプレイ系	ポンプ台数 : 1台	ポンプ容量 :	約320~約1,070m <sup>3</sup> /h/台
自動減圧系主蒸気逃がし安全弁	弁個数 : 6台	弁容量 :	約375t/h/個(7.79MPa[gage]において)
原子炉隔離時冷却系	ポンプ台数 : 1台	ポンプ容量 :	約90m <sup>3</sup> /h/台
非常用ディーゼル発電機	3台(非常用ディーゼル発電機:2台, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機:1台)		

【2014. 1. 8 審査資料「申請の概要について」 : 5頁】

**参考② 新規規制基準で求められる主な対策**

新規規制基準の構成		規制要求内容	主な対策内容
設計基準等(地震・防災)	自然現象に対する対策	地震	3.11地震等で得られた知見を踏まえ、地震発生様式毎に敷地周辺で起こりうる想定地震の再評価を行い、基準地震動を算定されていること 副震工事の実施
		津波	3.11地震等で得られた知見を踏まえ、地震発生様式を踏まえた基準断層モデルを用いて想定津波の再評価を行い、基準津波を算定 防潮堤・防波壁の設置、疎層層の水密化 他
		その他自然現象(竜巻・火山活動等)	【竜巻対策】屋外配置の資機材の固定 他 【火山対策】空調フィルタの予備品準備 他
	火災防護対策	火災により安全性が損なわれないこと	難燃ケーブルの使用、自動消火設備の設置、防火壁の設置 他
内廊漏水対策	漏水により安全性が損なわれないこと	貫通部の止水処理、扉の水密化、配管の耐震性向上 他	
その他(外部電源対策等)	電気系統の信頼性確保	送電線回線の物理的分離などの信頼性確保 他	
重大事故等対策(新規)	停止	原子炉緊急停止失敗の備えの対策	代替制御挿入機能、代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の設置 他
	電源	必要な電源の確保	ガスタービン発電機の設置、電源車の追加配備、可搬型代替直流電源設備の配備 他
	冷却・減圧	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時の対策 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の対策 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策 最終ヒートシンク(最終的な熱の逃がし場)確保	淡水貯水槽の設置、可搬型の注水設備は海水利用可能な設計 他 可搬型代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電、高圧代替注水系の設置 他 低圧代替注水系(常設)の設置、大容量送水ポンプ車の配備 他 主蒸気逃がし安全弁駆動用ポンプの増設 他 可搬型熱交換器の配備、格納容器圧力逃がし装置(フィルタベント系)の設置 他
	格納容器損傷防止	格納容器内蒸気蒸気の冷却、減圧 格納容器の過圧破損防止 格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却	格納容器代替スプレイ冷却系の設置 他 格納容器圧力逃がし装置(フィルタベント系)や格納容器頂部注水系の設置 他 格納容器下部注水(ベダスタル)系の設置 他
放射線物質の拡散抑制	格納容器破損時等の放射性物質の拡散抑制 格納容器内の水素爆発防止 原子炉建屋内の水素爆発防止	放水砲の配備、シルトフェンスの配備 他 格納容器圧力逃がし装置(フィルタベント系)の設置 他 静的触媒式水素再結合装置の設置 他	
基準等対応の	中央制御室	重大事故が発生した場合において運転員がとどまるための必要な設備の設置	空調、照明等への代替交流電源設備からの給電、運転員への重大事故時に求められる被ばく基準を満足するための換気および遮へい設計 他
緊急時対策所	重大事故等に対処	代替緊急時対策所の設置(3号機の原子炉建屋内)、これに加え、更なる信頼性向上の観点から、新たに建設する免震重要構内へ緊急時対策所を設置(その時点で代替緊急時対策所は廃止)	
使用済燃料プール(冷却)	使用済燃料プールの冷却	燃料プール代替注水系、燃料プールスプレイ系の設置 他	

【H26. 11. 11 第1回検討会・資料3 : 23頁】

ハー3 <炉心の損傷防止=冷却手段の確保>

主蒸気隔離弁 (MSIV) 閉、格納容器隔離、主蒸気逃がし弁 (SR弁)、  
隔離時冷却系 (RCIC)、冷却材喪失事故 (LOCA)、



## 緊急炉心冷却装置 (ECCS)、残留熱除去系 (RHR)、ヒートシンク (熱の捨て場)、冷温停止

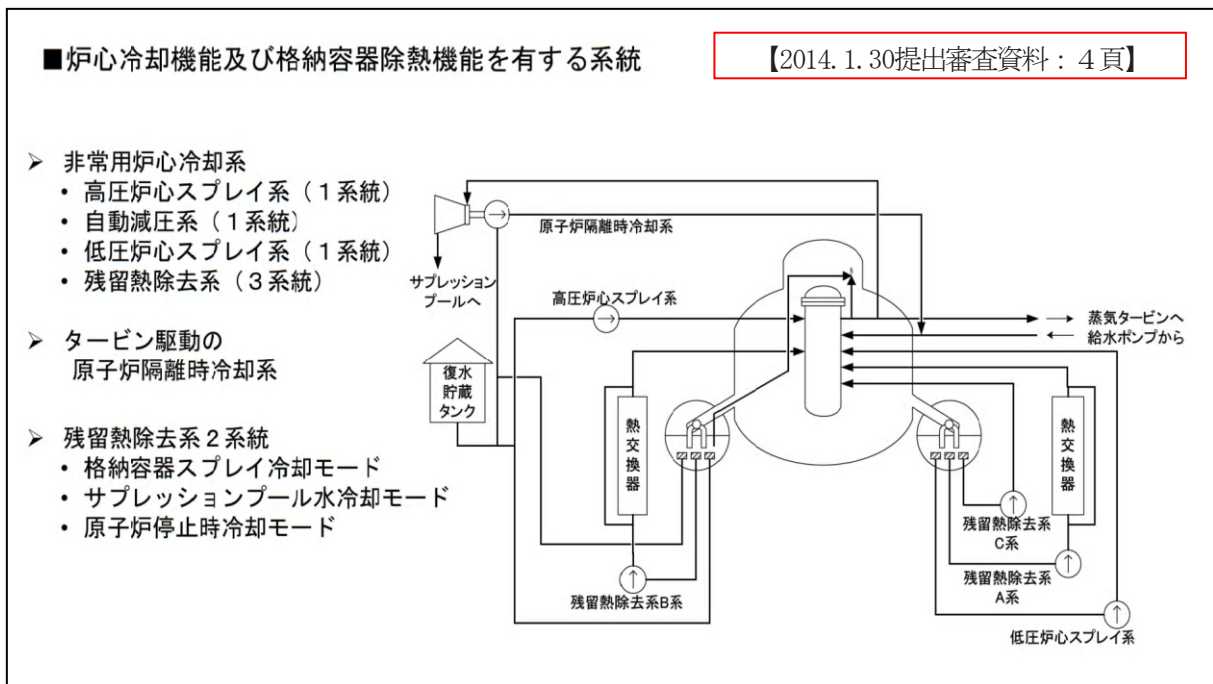
通常時は、炉心で発生した主蒸気 (熱) は、タービンで発電し (イ-5)、主復水器で冷やされ水 (復水・1次冷却水) となり、給水ポンプで炉心に戻される (ロ-2、6)。

地震などの異常発生時には、炉心はスクラムし (核分裂停止)、“壁の薄い”タービン側に放射能 (1次冷却水) が行かないよう、配管の格納容器貫通部の内外に設けられている主蒸気隔離弁 (MSIV) などが閉止し、格納容器が隔離 (封じ込め) される。その際の急激な圧力上昇は、主蒸気逃がし弁 (SR弁) からプールへの主蒸気放出で制御される。

女川2では、隔離時には、主蒸気駆動の原子炉隔離時冷却系 (RCIC) で炉心を冷却・給水し (水源は復水貯蔵タンク、後でサブレッションプールS/C)、行き場を失った主蒸気を (SR弁とともに) プールで水に戻し (消費し)、原子炉を減圧する (プールに放出された分の水がタンクから補給) 。<\*福島原発事故の2・3号機の地震直後の経緯>

配管破断・冷却水漏洩などの冷却材喪失事故 (LOCA: 破断面積や漏洩量に応じて「大～小」) の際は、炉心の水位低下で自動的に各種の緊急炉心冷却装置 (ECCS) で注水・冷却 (水源は同上) 。<中～小LOCA時は炉圧が高いため、初期は高压系 (流量小) で注水し、自動減圧系 (ADS: SR弁の一機能) などで減圧後に低压系 (流量大) で注水。大LOCA時は、大量の水が失われ炉圧も低下するため、高压系・低压系で一斉注水。>

スクラム・MSIV閉によるSR弁・RCIC作動に伴う主蒸気放出や、LOCA時の漏洩水が (減圧沸騰して水蒸気となり) プールに噴出・流下し、プールやドライウエルの温度圧力が上昇すると、残留熱除去系 (RHR) による「格納容器スプレイ」などで、冷却・減圧される。それらの結果、漏洩水 (蒸気) の熱の受け皿となり温度上昇したプール水 (の残留熱) は、RHRで循環冷却・熱交換され、最終的なヒートシンク (熱の捨て場) である「海」に熱を放出し、「冷温停止 (1次冷却水が1気圧・100℃以下)」に至る。

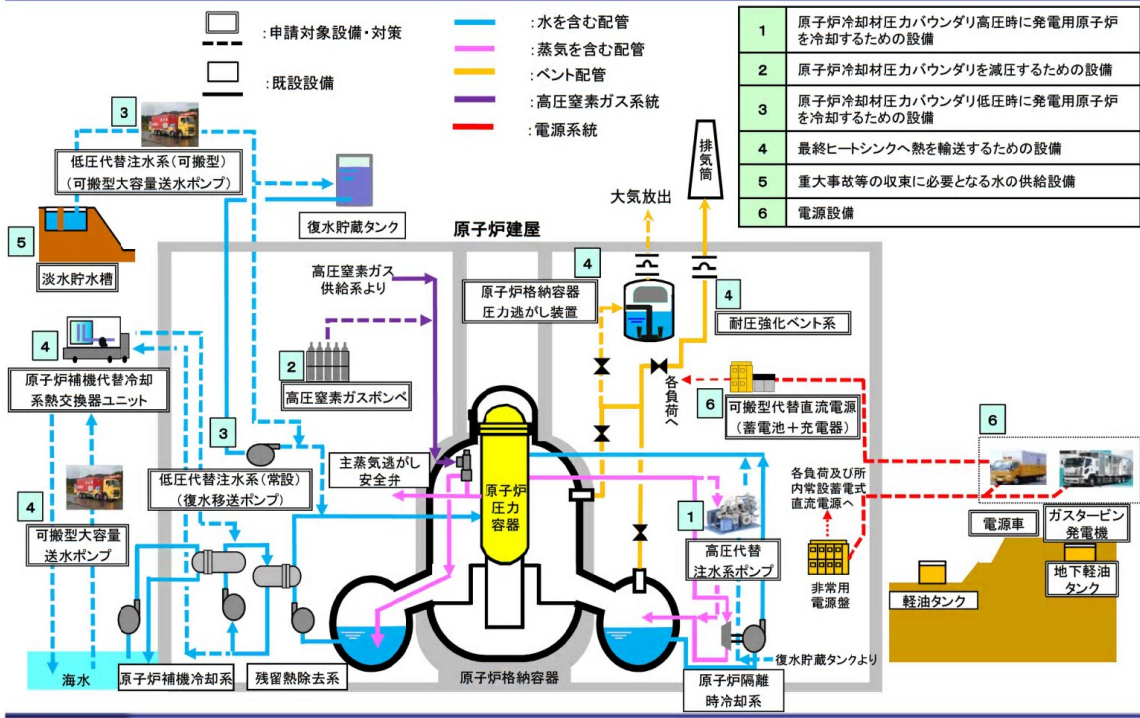


★福島原発事故では、炉心の冷却を担う各種ECCS (や駆動機構・弁) などが電源喪失により機能しなかったことを教訓に、規制委新指針・適合性審査では代替注水設備 (電源設

備を含む) などの追設・配備を要求。女川2での対応案が【下図】。

### 3.5 まとめ: 重大事故等対策【炉心損傷防止対策】

59



【2014. 1. 8 審査資料「申請の概要について」 : 60 頁】

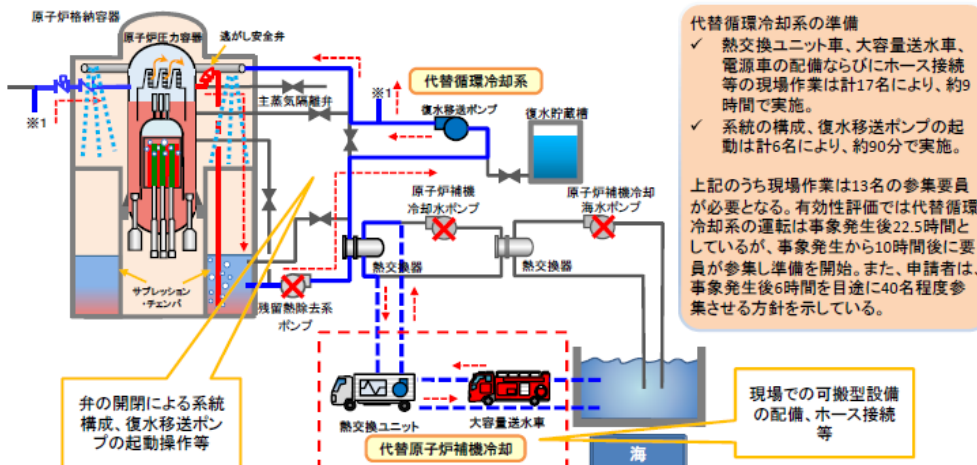
#### ハ-4 代替循環注水系

柏崎刈羽6・7で“話題”となり規制基準化された「代替循環冷却系」は、(最終ヒートシンクへの熱輸送を担う) 残留熱除去系RHRポンプ等が使用できない場合に、復水移送ポンプを利用して(最初はタンク水を注入し、その後の安定化に向け) プール水を循環させ、RHR熱交換器用の冷却水を「外部(熱交換ユニット車両など)」から供給し(海へ排熱)、熱交換・冷却したプール水を原子炉や格納容器へ継続的に注水・除熱。<\*これにより?、KK6・7では最初2個設置予定だったフィルターベント装置は1個に。>

<審査書案 P.213>

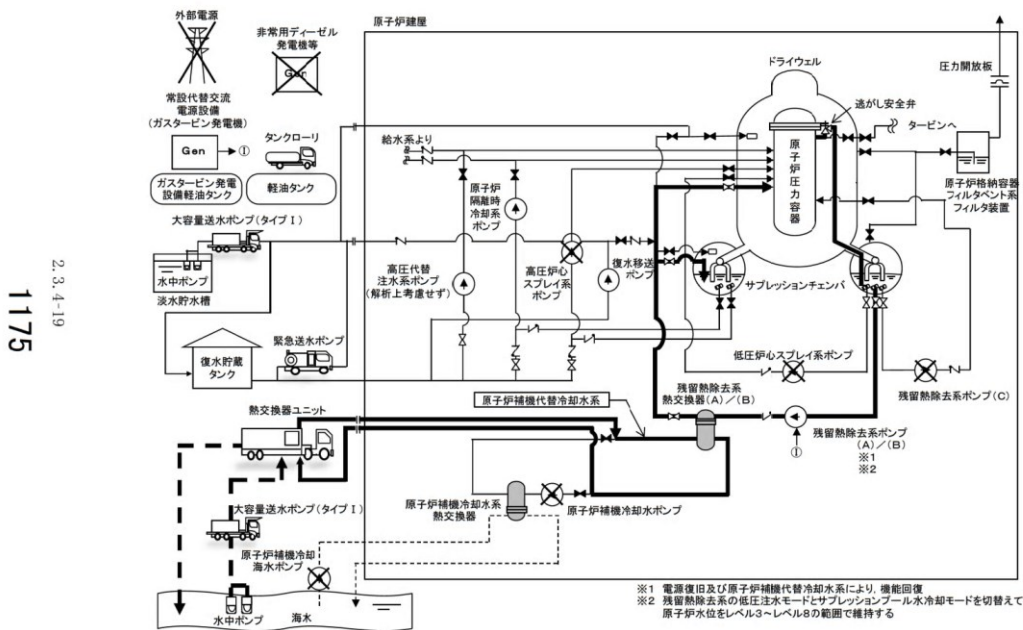
#### 代替循環冷却系について

代替循環冷却系は、サブプレッション・チェンバプール水を可搬型の熱交換ユニット車が接続された残留熱除去系の熱交換器により冷却し、復水移送ポンプを用いて炉心注水及び原子炉格納容器スプレイを行うことができる。



【2017. 9. 27KK審査書案・資料1-1 : 571 枚目】

★女川2では、RHRポンプが復旧？する前提での設計（たぶん）。



第 2.3.4.3 図 「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG失敗）+SRV再閉失敗+HPCS失敗」の重大事故等対策の概略系図(3/3)  
(原子炉注水及び格納容器除熱)

ハー5 <格納容器の破損防止 1>

格納容器の限界（200℃・2Pd）、耐圧強化ベント、格納容器ベント、ウェットベント、ドライベント、フィルターベント

女川2の格納容器の限界は「200℃・2Pd（最高使用圧力の2倍 854kPa[gage] ≒ 8.5気圧）」<後藤さんもよく言及>。

別紙 4.1.1. e-1（補足）

女川原子力発電所2号炉の原子炉格納容器限界温度・圧力について

女川原子力発電所2号炉の設置変更許可申請における重大事故等対策の有効性評価では、原子炉格納容器限界温度を200℃、限界圧力を最高使用圧力の2倍（2Pd：854kPa[gage]）と設定している。 【2017. 11. 30 審査資料5：1083 枚目】

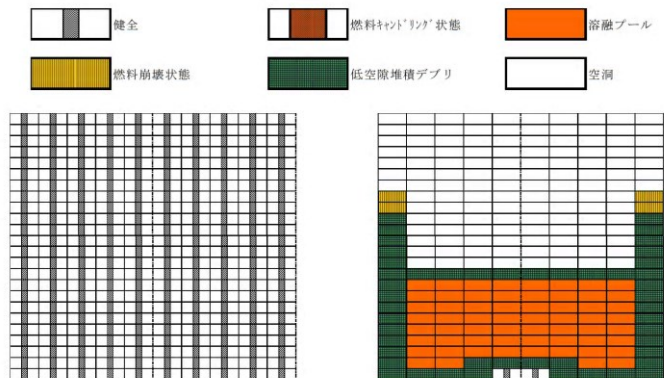
格納容器内では、上記限界を超える可能性のある様々な重大事故（それに伴う物理現象）が想定される。

その共通原因の炉心溶融は、何を根拠にどう判断するのか不明。【商業機密?!】  
僅か1時間の注水の差（遅れ）で溶融の有無に大きな違い？【恐るべし、崩壊熱!】

表1 事故進展解析における炉心溶融・炉心支持板破損・原子炉圧力容器破損の判断

項目	条件	備考
炉心溶融の判断		
炉心支持板破損の判断		
原子炉圧力容器破損の判断		

【2017. 11. 30 審査資料5：1086 枚目】

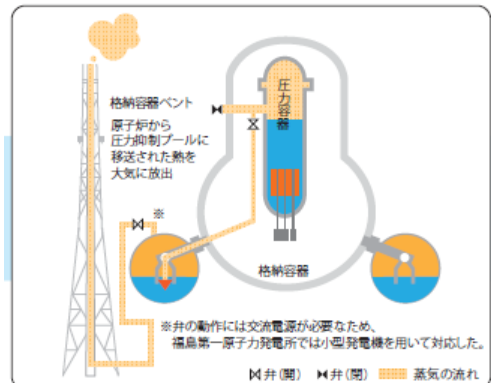


(事故後1時間で注水) (事故後2時間で注水)  
図1 炉心支持板破損前RVP注水による炉心冠水後の炉心状態

【2017. 11. 30 審査資料5：1088 枚目】

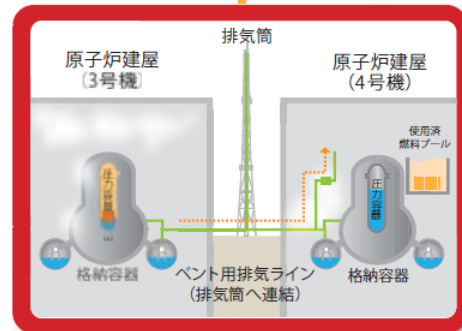
放射性物質封じ込めの“最後の砦”格納容器の「過圧破損」などのSA防止には、高温・高圧状態の解消が第一。そのため、前述したRHR格納容器スプレイなどの注水・冷却設備を用意。

このうち、女川原発も含む国内BWRでは、福島原発事故以前、“自主的”に（既設の排気設備では強度不足のため）「耐圧強化ベント（配管・ライン）」を新設し、容器内に充満した高温高圧ガス（水蒸気や放射能）を意図的に放出（大気が最終ヒートシンク）する「格納容器ベント（手順）」（ウェット・ドライの2経路）を整備。ウェットベント<右上図>は、サブ



【東電「事故の経過と教訓」上6頁、下27頁】

レッションプール上部空間からの気体放出で、格納容器内に充満したガスを一旦プールに放出し、水蒸気は凝縮させ、水溶性放射能はプール水に溶かし込み、放射能放出量の低減を期待（水素や放射性希ガス等の非凝縮性ガスと難溶性放射能が放出）。ドライベントは、ドライウェルからの単なる“垂れ流し”。【10.7・10.31で後藤政志さんが強調していた、格納容器の設計思想（封じ込め）の放棄・矛盾】



ベントの役割は①「SA防止」と②「SA緩和」。

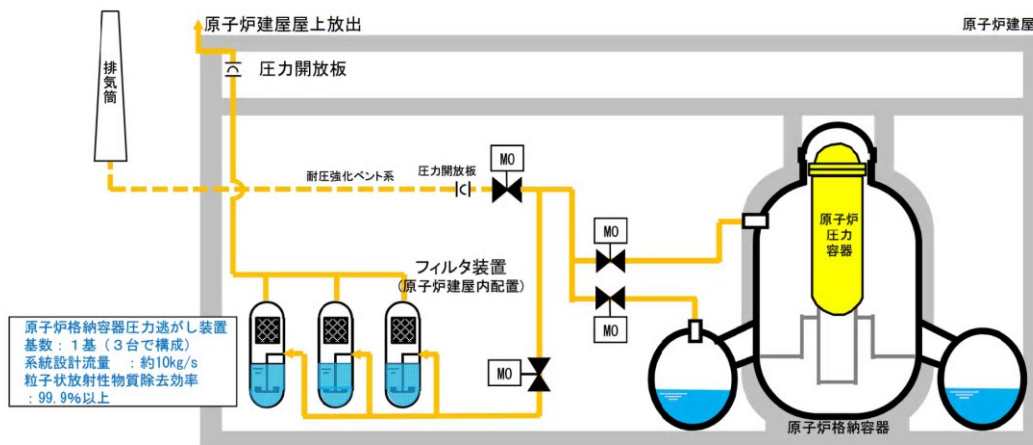
3号機より水素流入

①主蒸気駆動の冷却機器やSR弁からの長時間の蒸気噴出や、大LOCA時の冷却材噴出などの際の、SAに至る前の過圧破損対策。炉心は損傷しておらず、格納容器内に放射性物質は少ないため、比較的容易に実施可能。

②炉心損傷後は、放射性物質や水素・希ガスが充満するため、ウェットベントでも、セシウムやヨウ素の低減は見込めるものの、大量の放射性物質が環境に放出される。格納容器破損による放出より“少しマジ”という緩和策<前門の虎、後門の狼>。【福島原発事故では、ベントをした1・3号機より、ベント失敗・格納容器破損が疑われる2号機から大量の放射能放出と推定】

★日本では主にSA防止策と位置付けられたため、海外の諸対策（サンドベント、フィルターベント、アイスコンデンサー等）なし。適合性審査でやっと「フィルターベント」。

★女川2では、原子炉建屋内に「3個の並列フィルター＝1装置」の設置（共倒れの危険性）。



【2014.1.8 審査資料「申請の概要について」：40頁】

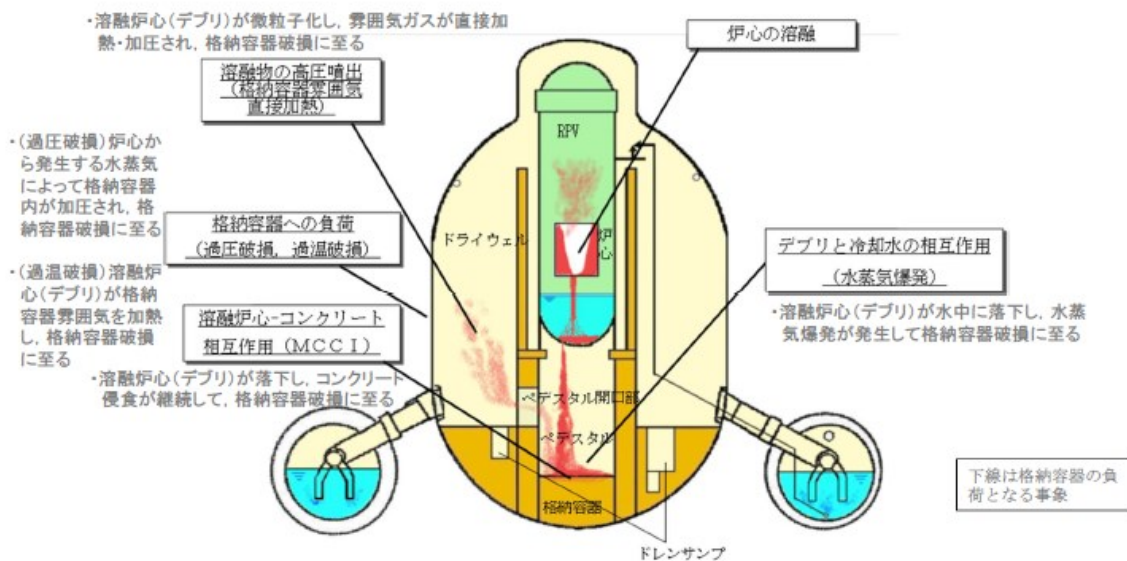
ハー6 <格納容器の破損防止 2>

直接加熱、溶融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI)、水蒸気爆発 (炉外FCI)、  
圧カスパイク、格納容器下部注水系

「溶融炉心 (デブリ)」や「水蒸気」が圧力容器底部から格納容器へ移行 (噴出) すると、

1. 格納容器内の雰囲気ガス (運転時は窒素充填) を直接加熱・加圧<雰囲気直接加熱>。
2. 溶融炉心と接触したコンクリートが脱水・化学変化 (侵食) し、格納容器破壊に至る。同時に、水素・一酸化炭素・二酸化炭素などの非凝縮性ガスが発生・加圧。格納容器スプレィやサプレッションプールは効果なし<溶融炉心-コンクリート相互作用 : MCCI>。
3. 圧力容器真下のペDESTAL部に漏洩水などの低温の水があると、デブリが落下した際、水が急激に沸騰・気化し、**水蒸気爆発 (炉外FCI : 液体の水の衝突による衝撃波 : 「鳴り砂」No.270 の解説参照)** や**圧カスパイク (水蒸気発生による圧力波)** が発生。特に前者の大きな物理的力でペDESTAL部が損傷すると、圧力容器の支持に悪影響。【横に倒れたり下に落ちたら大変！】

<格納容器内で考慮すべき物理現象 (格納容器破損に至り得る現象)>



【2015. 2. 10 第3回検討会・資料3 : 17 頁】

★「2 MCC I」対策として、デブリ落下に備え予めペDESTAL部に水張り (3. 4 m) をする「格納容器下部注水系」 (次々頁の図 [3]) を追設。

★ところが、「下部注水対策」で、逆に「3 水蒸気爆発など」の危険性が故意にもたらされる事態に。

東電はKK6・7 審査書で「水蒸気爆発の可能性は極めて低い」として無視=対策なし (「鳴り砂」No.270 の解説)。しかし、その根拠に挙げた実験は、実機条件から乖離したもの。<\*このような姿勢は‘福島以前と同じ’>として、10. 31 後藤さん・高島さんが批判。「ハー1」の電源喪失を無視した“言い訳”とも同じ>。

③ 溶融炉心－冷却材相互作用 (2/5)

水蒸気爆発の発生の可能性

- 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用のうち、衝撃を伴うものを「水蒸気爆発」と呼ぶ。
- 「水蒸気爆発」現象の発生過程については、右記のようなメカニズムにより説明がなされている。
- 水蒸気爆発については、**実機において想定される溶融物(二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物)を用いた大規模実験を参照し、これらの大規模実験と実機条件を比較した上で、実機においては水蒸気爆発の発生の可能性が極めて低いことを確認している。**(補足説明参照)

【補足説明】

- 水蒸気爆発が発生した一部実験の特徴としては、**外乱を与えて液－液直接接触を生じやすくしていること、もしくは、溶融物の初期の温度を高く設定し溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが挙げられる。**
- 実機においては、液－液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくい。また、実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすい。

水蒸気爆発発生のメカニズム



191

【2017. 9. 27KK審査書案・資料1-1：704枚目】

一方、東北電力も、当初は水蒸気爆発について、東電同様に実験結果を示し「発生可能性は極めて低い」とし<2015. 3. 10 審査資料1-2-1：添付資料3.3.1>、2016. 8. 25時点でも同趣旨。しかし、2017. 11. 30時点で、一応は考慮することにしている？

(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の観点から格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器破損を生じさせるため原子炉注水に失敗するシーケンスを選定する。

【2017. 11. 30 審査資料5：63枚目】

炉外での溶融燃料－冷却材相互作用 (FCI) による格納容器破損では、炉外 FCI 時に発生する可能性のある水蒸気爆発において、爆発時の動的荷重によって圧力容器を支持するペDESTAL構造物の損壊から圧力容器の変位を生じ、格納容器の配管貫通部破損に至ることを想定している。

この想定に従い、炉外 FCI 時のペDESTALフラジリティは、LS-DYNA コードにより動的荷重評価モデルを作成し、水蒸気爆発で発生する機械的エネルギーに対するペDESTAL鋼板の最大塑性歪みを解析することで作成している。

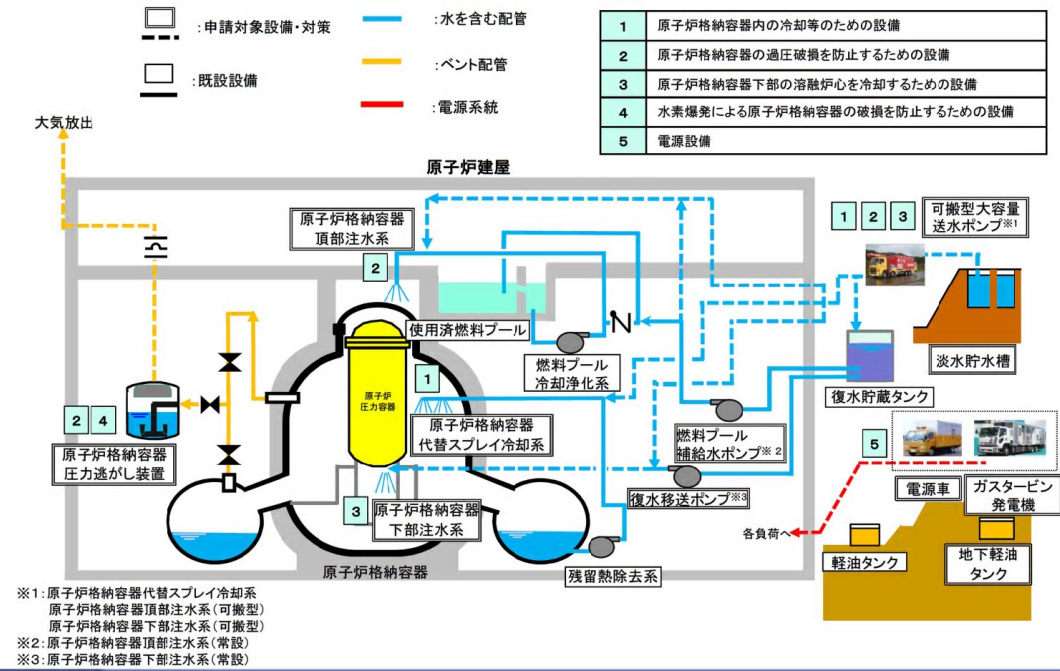
解析により求めたペDESTAL鋼板の最大塑性歪みを、ペDESTAL支持機能が喪失すると仮定した塑性歪みに対する割合から、ペDESTAL破損確率に変換し、機械的エネルギーに対して線形的に近似することで、任意の機械的エネルギーに対するペDESTAL破損確率の因果関係 (ペDESTALフラジリティ) の作成を行っている。

なお、ペDESTAL破損は保守的に格納容器破損に直結すると仮定して、格納容器破損確率を評価している。

【2017. 11. 30 審査資料5：1150枚目】

### 3.5 まとめ:重大事故等対策【格納容器破損防止対策】

60



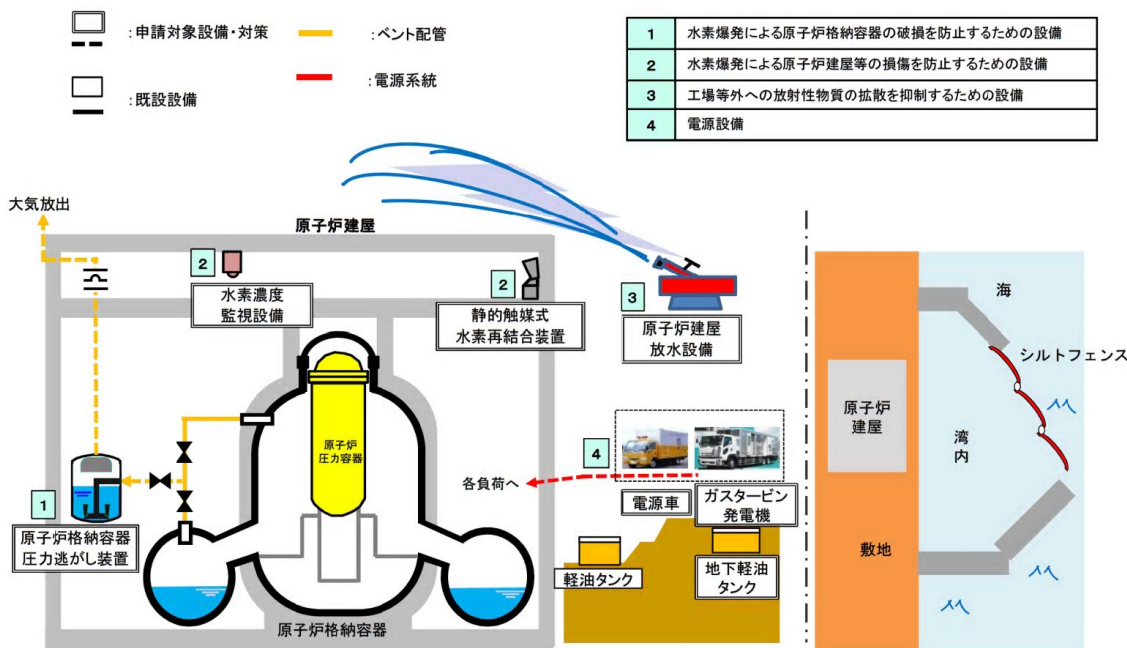
【2014. 1. 8 審査資料「申請の概要について」 : 61 頁】

### ハー7 <放射能放出防止>

見方によっては第5層?の「原子炉建屋放水設備」。でも、その除去効率は何?

### 3.5 まとめ:重大事故等対策【放射性物質の拡散抑制対策等】

61



【2014. 1. 8 審査資料「申請の概要について」 : 62 頁】

★結局は早目に避難するしかない。それより『廃炉』が一番！！

## 【 目次 兼 原発関連用語集 】

### イロハの「イ」 原子力発電の基礎

- イー1 原子、原子核、原子番号、質量数、同位体
- イー2 放射性同位体 (核種)、放射線、壊変 (減衰)、半減期
- イー3 核分裂、連鎖反応 (臨界)、原爆
- イー4 原子力発電、制御棒、減速材、熱中性子、Pu生産、原子炉
- イー5 軽水炉、核分裂片、核分裂生成物 (死の灰)
- イー6 使用済み核燃料、再処理、高レベル放射性廃棄物、TRU、放射化生成物

### イロハの「ロ」 原子力発電の仕組み

- ロー1 原発の種類、圧力容器、定期検査、高燃焼度燃料
- ロー2 PWRとBWR、格納容器 (ドライウエルD/W、サプレッションチェンバS/C)、再循環ポンプ、ボイド、インターナルポンプ
- ロー3 国内BWRの種類 (格納容器のタイプ)、「体積-出力比」
- ロー4 燃料ペレット、燃料被覆管、燃料棒、燃料集合体、形状管理、反射材
- ロー5 『五重の壁』、原子炉建屋、活性炭フィルター、イオン交換樹脂
- ロー6 「止める・冷やす・閉じ込める」、スクラム (緊急停止)、ホウ酸水
- ロー7 崩壊熱、ジルコニウム-水反応 (水素)、メルトダウン (炉心熔融)・デブリ

### イロハの「ハ」 原発・女川2号機の安全確保の仕組みや構造

- ハー1 <基本的な『設計思想』>
  - 多重性・多様性・独立性、単一故障仮定、設計基準事象 (DBE)、シビアアクシデント (SA)、アクシデントマネジメント (AM)、『多層防護』
- ハー2 <女川2号機の概要 (設備・機器等の仕様) + 新規制基準の対策>
- ハー3 <炉心の損傷防止=冷却手段の確保>
  - 主蒸気隔離弁 (MSIV) 閉、格納容器隔離、主蒸気逃がし弁 (SR弁)、隔離時冷却系 (RCIC)、冷却材喪失事故 (LOCA)、緊急炉心冷却装置 (ECCS)、残留熱除去系 (RHR)、ヒートシンク (熱の捨て場)、冷温停止
- ハー4 代替循環注水系
- ハー5 <格納容器の破損防止 1>
  - 格納容器の限界 (200℃・2Pd)、耐圧強化ベント、格納容器ベント、ウェットベント、ドライベント、フィルターベント
- ハー6 <格納容器の破損防止 2>
  - 直接加熱、溶融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI)、水蒸気爆発 (炉外FCI)、圧力スパイク、格納容器下部注水系
- ハー7 <放射能放出防止>

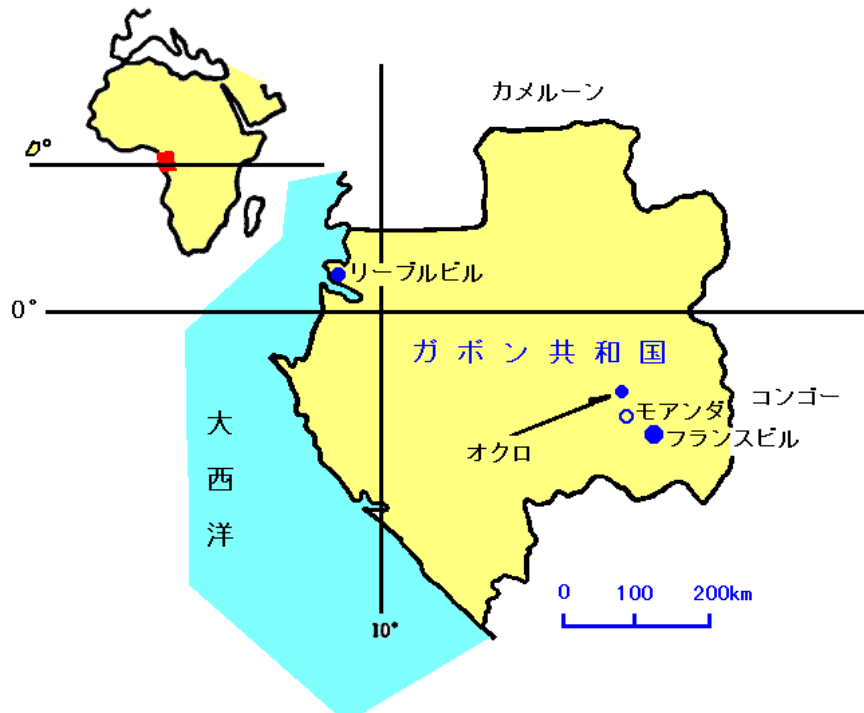
🔧 **あなたもきっと どこかで闘う MANUFACTURE** 🛠️

松任谷由実「月曜日のロボット」より

♡ 今日の『基礎』が、少しは皆様のお役に立てれば幸いです ♡

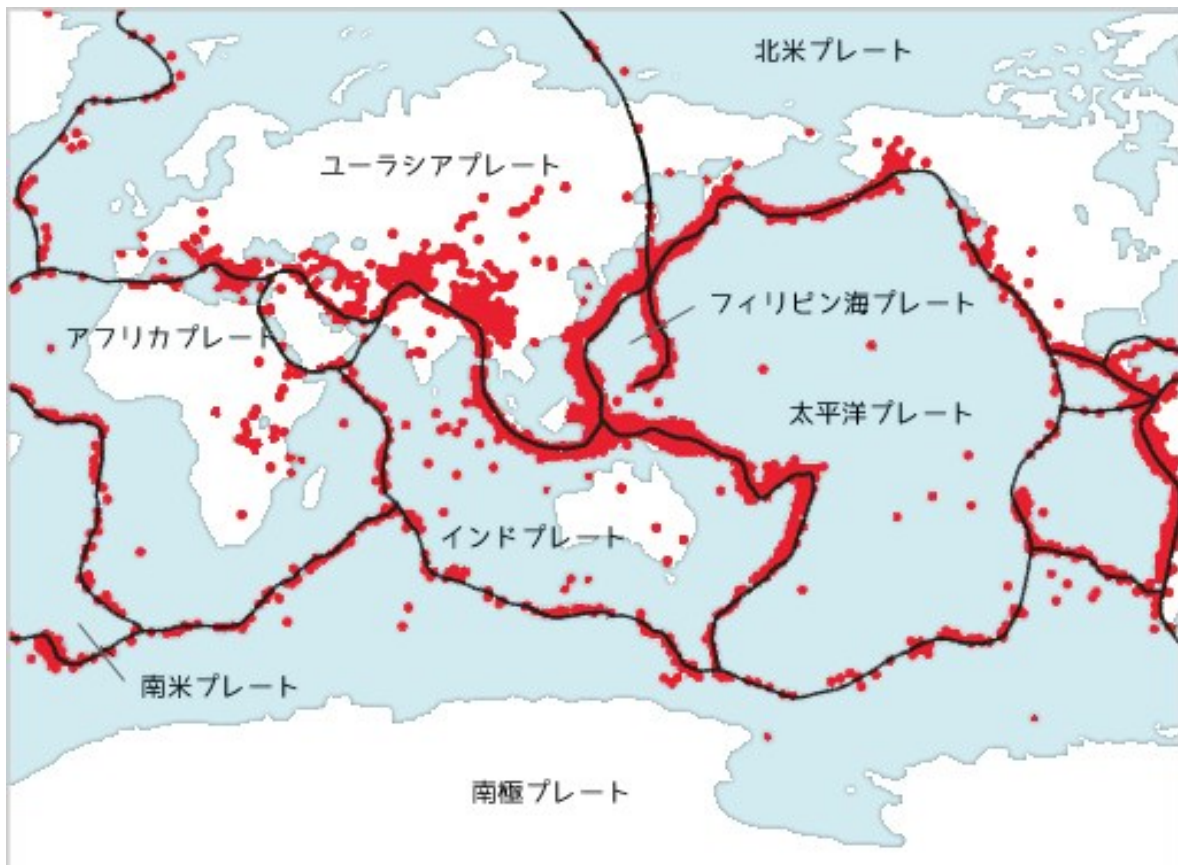






### 図1 ガボン共和国とオクロ

[資料提供] フランスビル・ウラン鉱山会社 (COMUF)



# 大気酸化還元状態の記録

## ・定性的な指標:

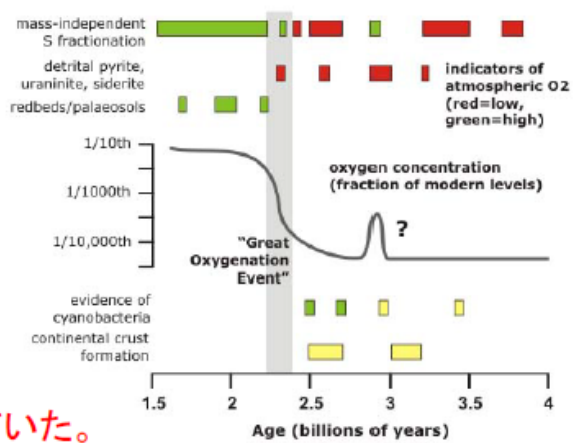
(還元大気)

砕屑性黄鉄鉱・ウラン鉱・BIF

(酸化大気)

赤色砂岩層、真核生物化石

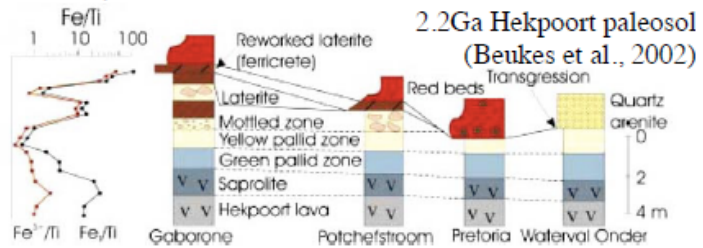
おそくとも20億年前には  
地表の酸化的風化がはじめていた。



## ・化学指標(1): 古土壌(Paleosol)

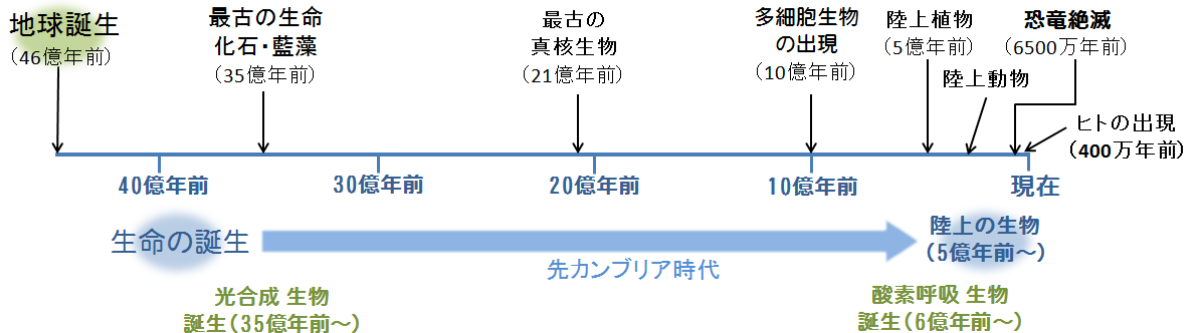
風化により溶岩から溶脱したFeは  
大気が酸化的ならば酸化鉄として  
土壌表面で再沈殿(還元的なら失われる)

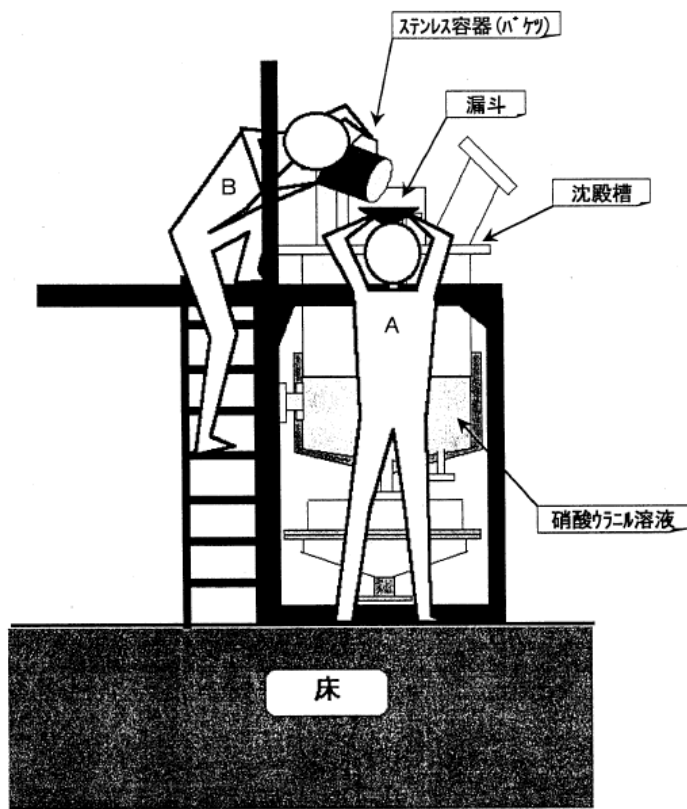
\*ただし保存の問題



## ・化学指標(2): 硫黄の非質量依存同位体分別(MIF)

### 地球と生命の歴史





図IV-1 2人の作業状況