【CCNE連続オンライン企画「原発ゼロ社会への道」 第8回】

「新型原子炉」に未来はあるのか？

いま、なぜ「新型」原子炉なのか？

高温ガス炉と小型モジュール炉等の解説

2021年6月21日

原子力市民委員会委員
元東芝原発設計技術者
後藤政志

解　説

1. はじめに・・・
2. 核分裂反応と減速材、冷却材の関係
3. 原子炉の型式と事故炉
4. 次世代炉、高温ガス炉、小型モジュール炉（MSR）
5. 原発の安全は格納容器防護（過酷事故防護）
6. JAEA2050年将来ビジョンとSDGsと原発
7. 原発の安全性を巡る歴史

はじめに

福島事故とその後の被災地域の復興へのとりくみ、漁業関係者や市民の反対を押し切って「トリチウム処理汚染水」を薄めて海に放出しようとする政府の頑なな姿勢、無理と思える核燃料デブリの取り出しを前提にした廃炉工程等々問題は山積みだ。

原子力規制委員会の事故炉の調査（中間報告）で分かってきた新たな事故の爪痕をみると、福島事故の進展プロセスが未解明であることがはっきりしてきた。

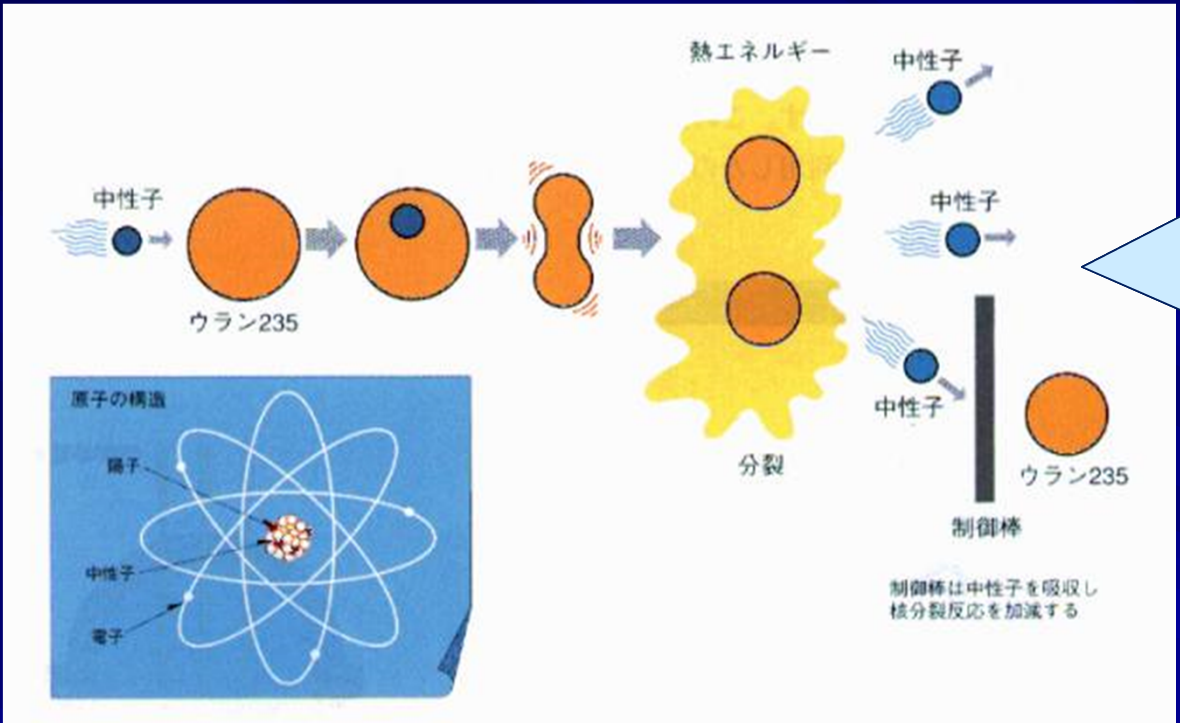
他方で、東京電力のテロ対策等の姿勢が厳しく問われつつも事故炉と同型の沸騰水型原発の再稼働を目指す動きが活発になっている。

しかも、事故原因も明らかでなく、基本的な対策も曖昧にしたまま。

その陰で、持続可能な開発目標「SDGs」のCO_2削減を理由に、今までとは異なるタイプの「新型」原子炉が盛んに、あたかも『原子力の救世主』のごとく喧伝されてきている。代表的な新型の炉型について調べる。

核分裂反応

連鎖反応の維持には中性子の減速材が必要



減速材

中性子の速度が速いとウラン235に当っても核反応が進まない。減速材の中を通ることで、中性子の速度が落ち、熱中性子となり核反応がすすむ。

原子燃料の濃度

天然ウラン（^{235}U：0.7%, ^{238}U：99.3%）

↓

濃縮ウラン（発電用）（ ^{235}U：3 ～5%）

通常の原発の燃料

↓

^{235}U：10%以上で連鎖反応自己維持

高濃縮ウラン（ ^{235}U：20% ）

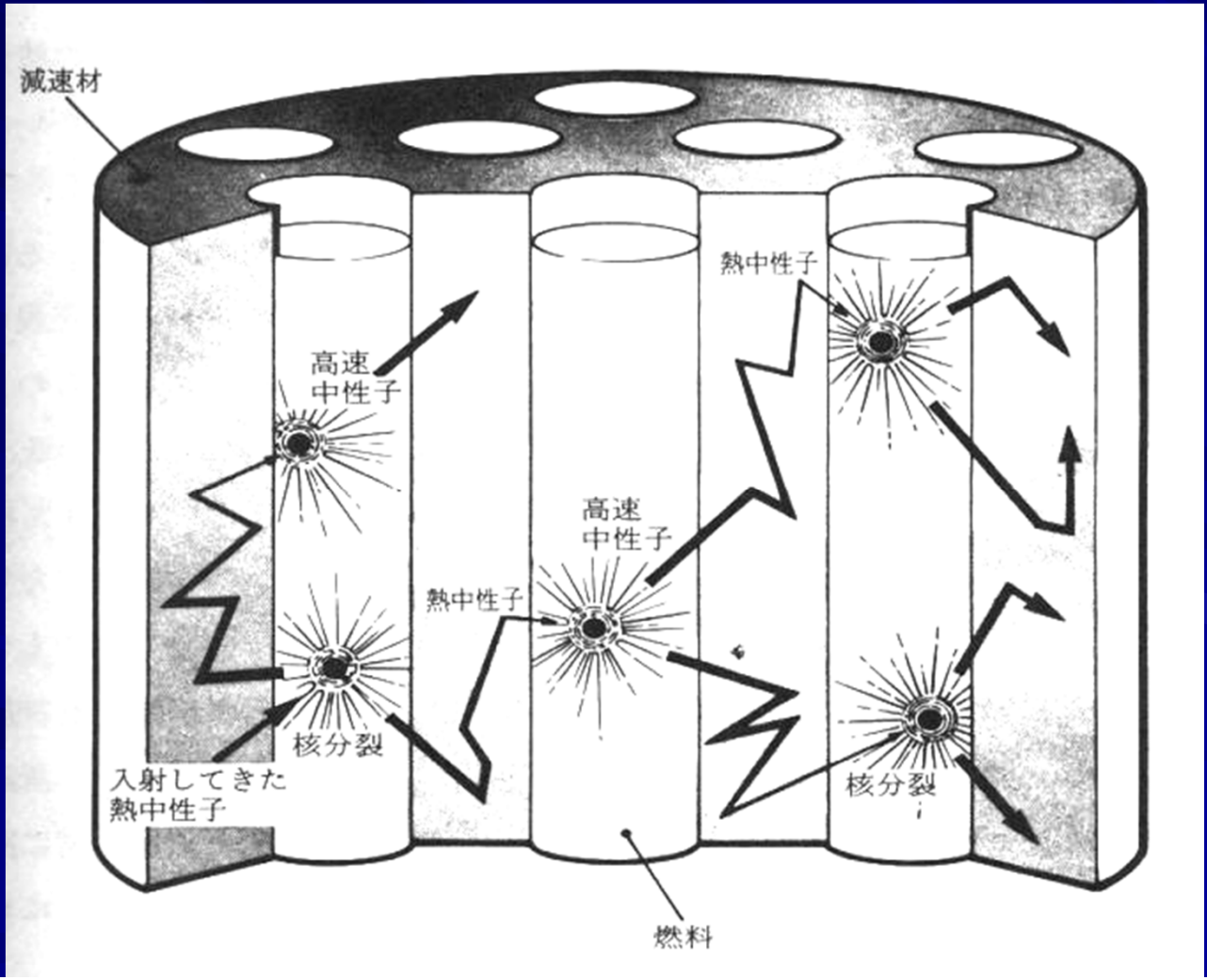
↓

核兵器級濃縮ウラン（ ^{235}U： 約80～93.5%）

細かい数字は、多少異なるデータもある。概略の数字と理解。

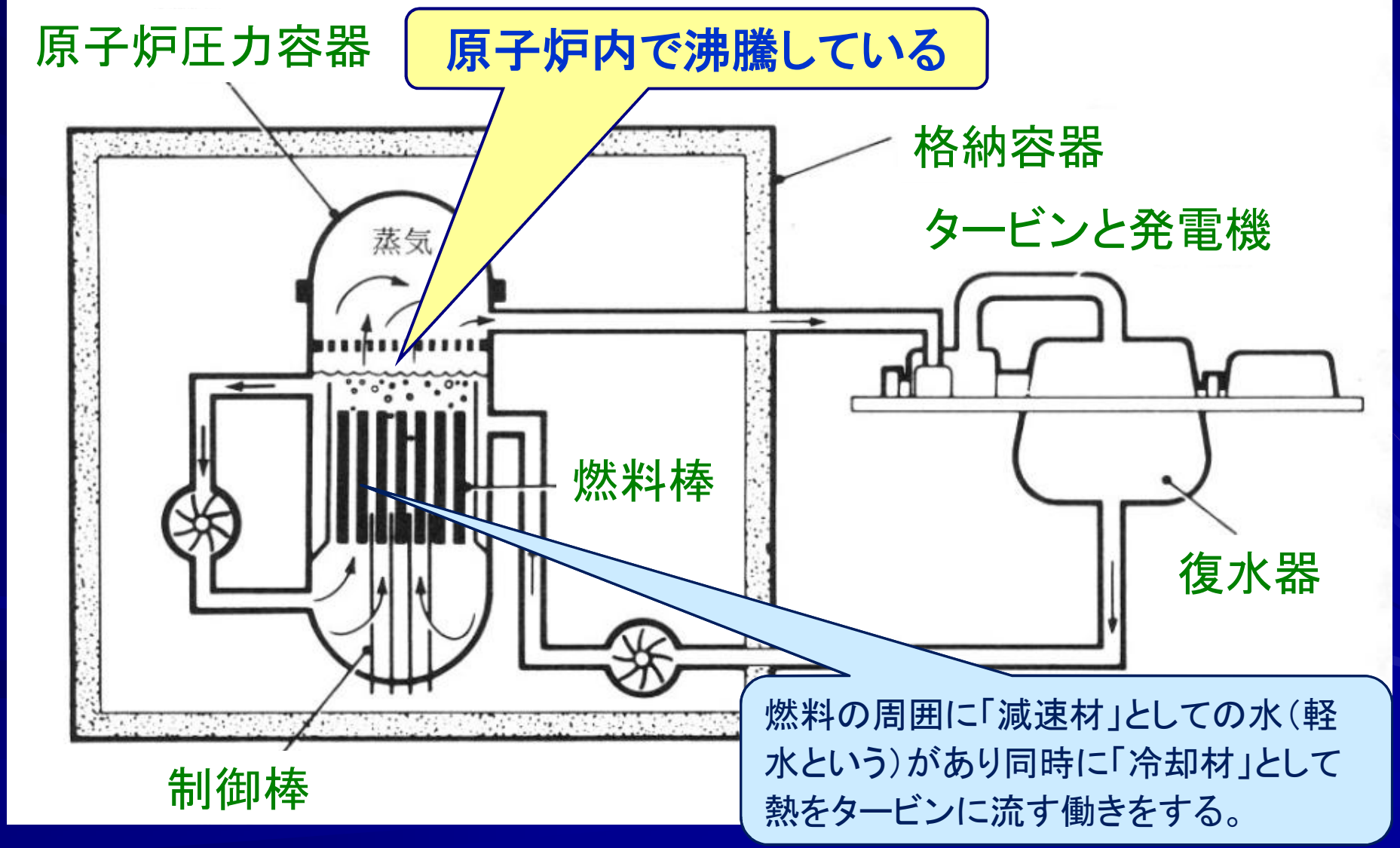
中性子の減速

減速材を燃料の周囲に配置し、中性子の速度を落とし核反応を起こしやすくする。この図は、黒鉛を減速材としてイメージしている。

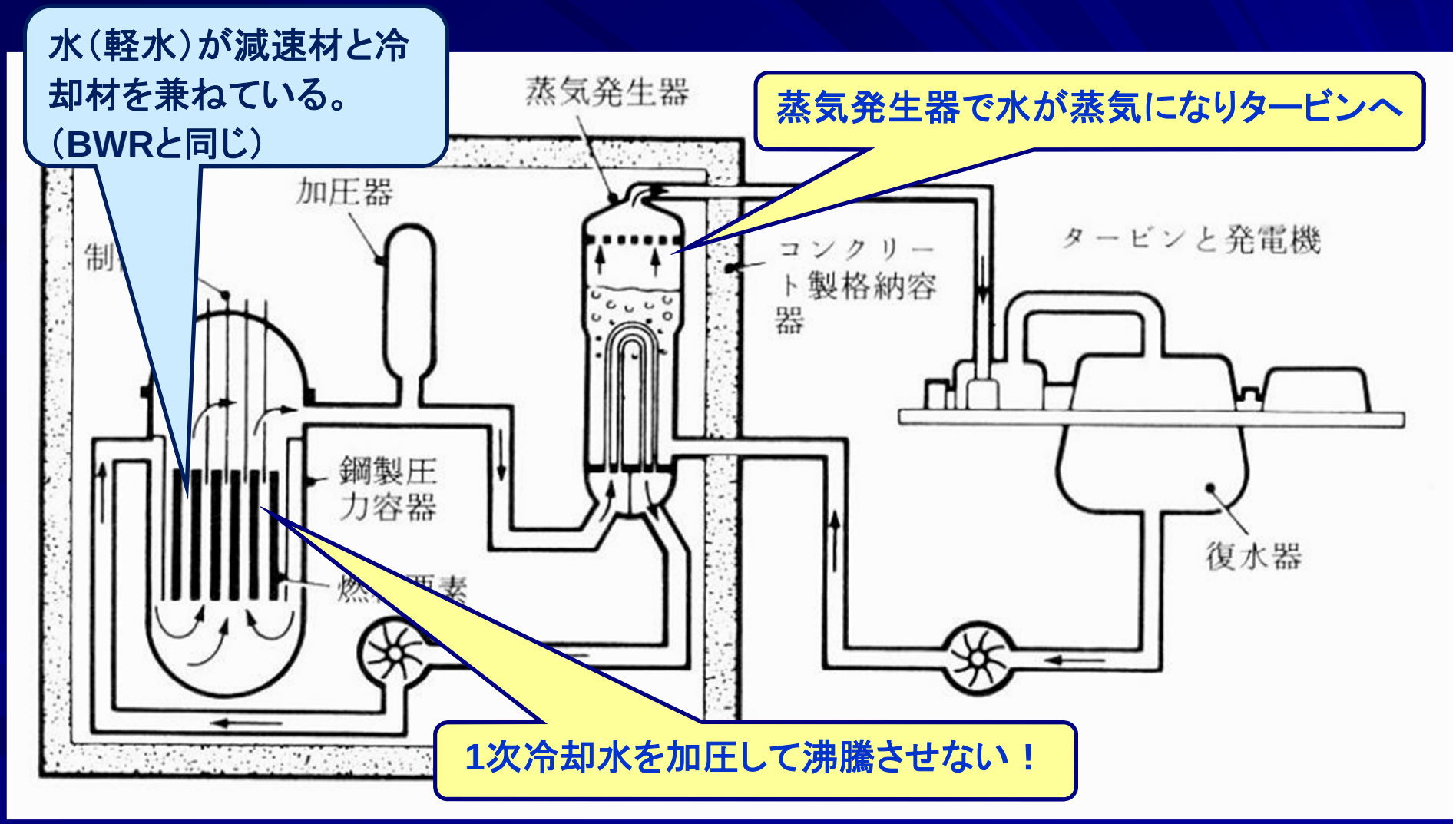


『原子炉技術の発展』
W.マーシャル著　より

BWR（沸騰水型）プラント概念図



PWR（加圧水型）プラント概念図



『原子炉技術の発展』（上）W.マーシャル著　に加筆

原子力の型式と事故炉および将来炉

沸騰水型“福島第一原発”

加圧水型“スリーマイル島原発”

黒鉛炉“チェルノブイリ原発”

表 - 話 - 編 - 歴

原子炉

世代	第1世代原子炉 - 第2世代原子炉 - 第3世代原子炉 -			原子炉
要素	炉心	核燃料（燃料ペレット・燃料棒・燃料	本・使用済み核燃料） - 制御棒 - 冷	減速材 - 原子炉
	保安装置	原子炉格納容器 - 非常用炉心冷却装置 - 原子炉スクラム		
形式	核分裂炉	熱中性子炉	軽水炉	沸騰水型原子炉 (BWR) - 加圧水型原子炉 (PWR) - 超臨界圧軽水冷却炉 (SCWR)
			重水炉	CANDU炉 - 改良型重水炉 (AHWR) - 新型転換炉 (ATR) - ガス冷却重水炉 (HWGCR) - 重水減速沸騰軽水冷却炉 (SGHWR) - 改良型CANDU炉 (ACR)
			黒鉛炉	黒鉛減速ガス冷却炉 (GCR) - 黒鉛減速沸騰軽水圧力管型原子炉 (RBMK) - 溶融塩原子炉 (MSR) - 超高温原子炉 (VHTR)
			その他	有機物減速冷却炉
		高速中性子炉	高速炉	高速増殖炉 (FBR) - ナトリウム冷却高速炉 (SFR) - 鉛冷却高速炉 (LFR) - ガス冷却高速炉 (GFR) - 進行波炉 (TWR) - 一体型高速炉（英語版）
			ADS	加速器駆動未臨界炉 (ADS)
		その他		小型モジュール炉（英語版） - 低減速炉 - 液体金属炉
	核融合炉	磁場型		トカマク - 球状トカマク - ヘリカル型 - 磁気ミラー型 - 磁場配位型 - スフェロマック型 - 高ベータ核融合炉
		慣性型		レーザー核融合 - フューザー - 慣性静電閉じ込め核融合 - パンチ - 磁化標的核融合 - Zピンチ核融合 - 重イオン慣性核融合
		その他		焦電核融合 - ミューオン触媒核融合 - 常温核融合

小型モジュール炉

高速増殖炉“もんじゅ”

黒鉛減速ガス炉

“将来炉”とは

火災を起こし易い

濃縮不要

◆新しい原子炉？・・・何が新しく何が同じか。

熱中性子炉・・・減速材（水、黒鉛、重水）と冷却材（水、ガス）

軽水炉（軽水減速軽水冷却）

⇒メルトダウン、水素爆発、水蒸気爆発、コアコンクリート反応

高温ガス炉・・・高温材料が課題

高速中性子炉・・・中性子を高速のまま核反応（原爆に近い）

⇒核反応制御が難しい、ナトリウムを冷却材にし火災の危険

⇒『もんじゅ』はなぜ失敗したか。

原子力は、1960年代から1970年代にかけて軽水炉の内、加圧水型と沸騰水型に収れんし、約54基もの原発を設置

第四世代原子力システムに関する国際フォーラム（GIF）

高温ガス炉、高速炉を中心
高度な安全性、持続可能性、良好な経済性
米、英、仏、露、中、印が推進

小型モジュール炉（Small Modular Reactor）SMR
安全性の向上、自由化市場への対応、原子力産業活性化
米国、英国、カナダを中心に、アジア、中東の諸国の関心。

SMRは従来、中小小型炉（Small and Medium Reactor）
に対して使われていたが、国際的な小型モジュール炉の開発の動きを
受け、現在は、IAEAも含め一般に小型モジュール炉をSMRと呼んで
いる。

田中隆則 「小型モジュール炉（SMR）を巡る国際動向とそのインパクト」
日本原子力学会誌Vol.60, No.7 (2018)　解説論文

高温ガス炉（HTGR）

特徴

減速材：黒鉛　　冷却材：ヘリウムガス

出力ガス温度：900℃を超える高温

利点

◆自己安定性（核暴走しにくい）が優れている

＊出力密度が低い（軽水炉より）

＊炉心の黒鉛は熱容量大、2000℃の高温に耐える。

＊冷却材のヘリウムは、熱伝導率が高く高温でも安定

＊冷却システムが機能しない時、格納容器からの熱放射で冷却できる。

＊制御棒挿入に失敗して燃料温度が上昇すると、自動的に核分裂が抑制され、（計算によると）原子炉停止まで低下できる。

＊負荷追従運転がしやすい。

◆発電以外の水素製造、合成燃料製造プロセス等への核熱利用

◆日本で最初に導入された原発は1960年着工、1965年臨界に達した英国製ガス炉で（黒鉛減速炭酸ガス冷却炉:GCR）で東海第一原発として営業運転し、1998年廃炉決定。
燃料は天然ウラン187t。電気出力16.6万Kw、黒鉛ブロック約3万個（1600t）。
冷却材出口温度：350℃

高温ガス炉（ HTGR : High Temperature Gas-cooled Reactor)

高温工学試験研究炉　HTTR
（High Temperature Engineering Test Reactor）

高温ガス炉は、1956年英国で開発され、その後英国、米国でも発電用実験炉や原型炉として、開発運転され1990年までに運転終了。
日本では、HTTRが1991年3月に着工、1998年11月に初臨界、2001年12月に定格熱出力30MW、さらに2004年4月に原子炉出口温度950℃を達成した。2003年度から2006年度にかけて安全性実証試験が行われ、高温ガス炉の固有の安全性が確認された。また、HTTRの建設、運転と並行して、高温ガス炉が供給する高温核熱を利用する水素製造技術の開発も進められている、とされている。

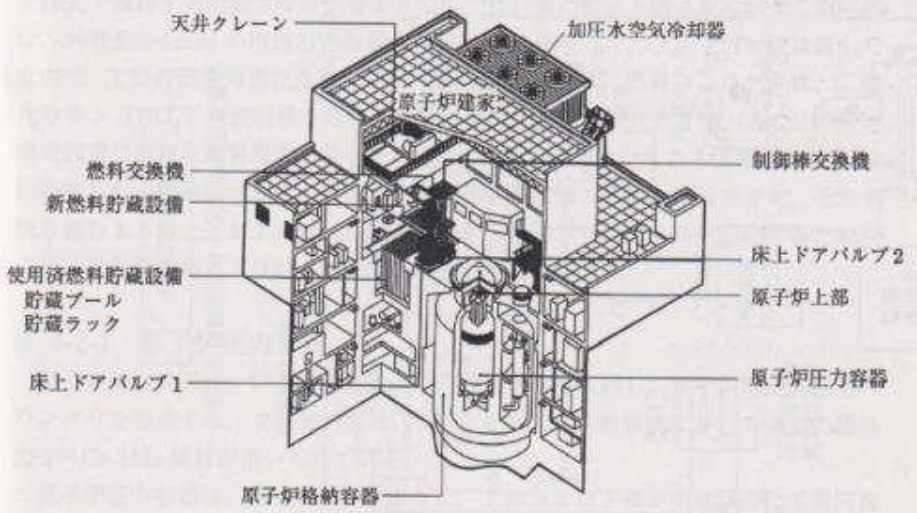


図 4.1 ● 原子炉建家

表 4.1 ● HTTR の基本仕様

項　目	仕　様
原子炉熱出力	30 MW
1次冷却系	ヘリウムガス
原子炉入口冷却材温度	395℃
原子炉出口冷却温度	850℃（定格運転時）
〃	950℃（高温試験運転時）
1次冷却材圧力	4 MPa
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9 m
炉心等価直径	2.3 m
出力密度	2.5 MW/m³
燃料	二酸化ウラン・被覆粒子/黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3～10%（平均6%）
燃料体形式	ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製（2¼Cr-1Mo 鋼）
冷却ループ数	1ループ（中間熱交換器および加圧水冷却器）

高温ガス炉の技術的課題とデメリット

1. 黒鉛は酸素があると高温で燃え出すおそれがある。
2. 高温設計、熱疲労、熱交換器や配管の吊下げ方法と耐震性の問題。
   高温対策の二重容器や二重配管は構造上、破壊モードが増える。
3. 熱交換器が破損した場合、水が浸入し高温の黒鉛と接触する恐れ
4. ドイツで核燃料粒子が破損して核分裂生生成物が漏れ出る事故が
   あった。燃料球の製造過程でミスがあったり、ばらつきが問題。
5. 大型化が難しい。黒鉛は軽水より減速性能が悪いので、黒鉛層が厚
   くなり炉心が大きくなる。そのため、出力密度は軽水炉の10%程度。
6. 大出力にすると、炉心や格納容器が大きくなり、製造コストが上がり、
   発電に関しては、軽水炉に比べて経済的優位性がない。
   （その後、日本は軽水炉に絞って導入へまい進した。）
7. 発電出力も20万kW程度と小さくなり、小型炉を多数建設することの
   問題も出てくる。

参考資料1

高温ガス炉(HTTR)の詳細

表1　高温ガス炉と軽水炉との主な仕様比較

	高温ガス炉	軽水炉
燃料	二酸化ウラン	二酸化ウラン
(濃縮度)	数%～20%	2%～4%
(被覆材)	セラミックス, 熱分解黒鉛の多層被覆	金属(ジルカロイ)被覆
冷却材	ヘリウムガス	水
減速材	黒鉛	水
冷却材出口温度	750～950℃	290～330℃
熱効率	～45%	30～35%

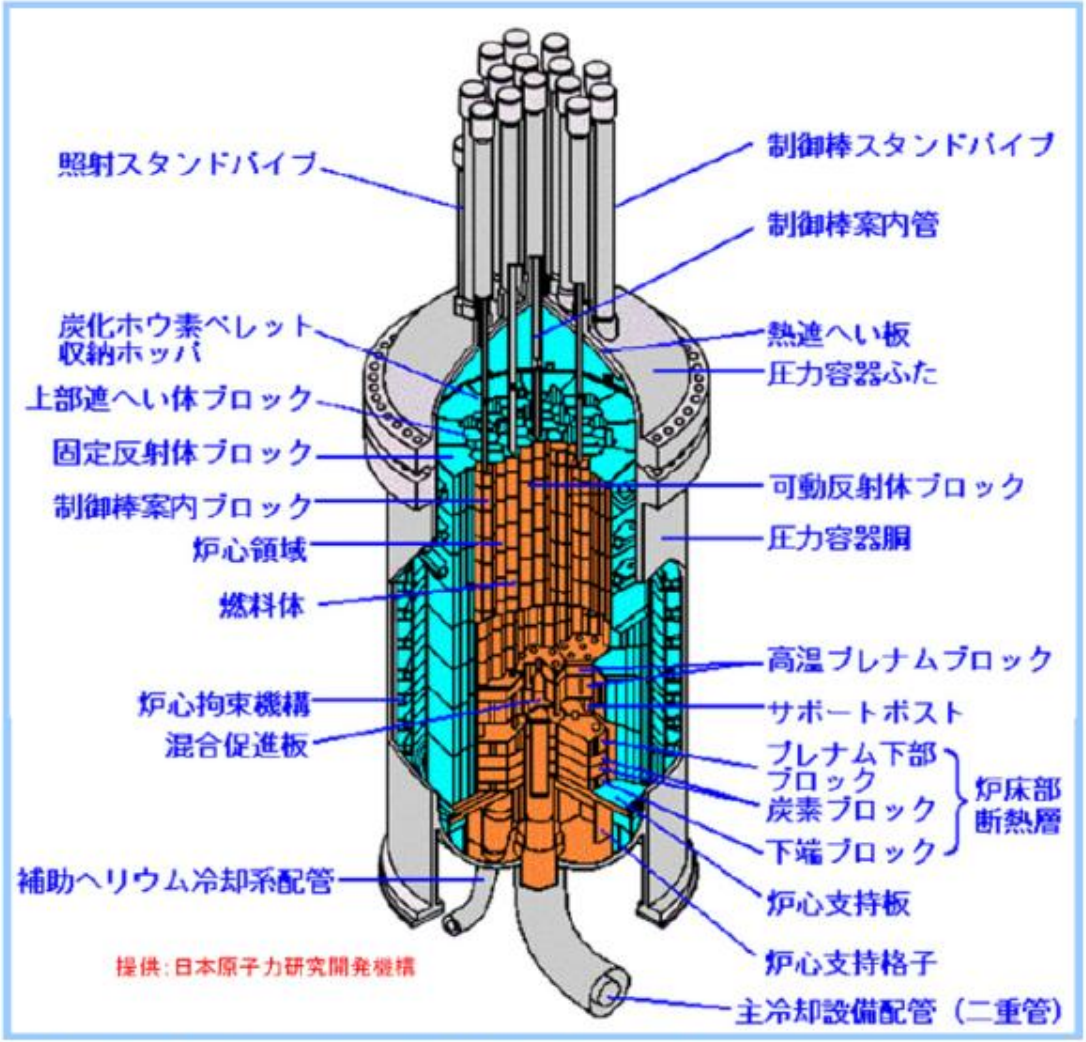


図1　高温ガス炉 HTTR(高温工学試験研究炉)の原子炉構造 (2)

参考資料2

粒子状核燃料と燃料集合体および原子炉

―高温ガス炉（HTTR）―

図4.4右図のような燃料体が原子炉内に多数置かれている。

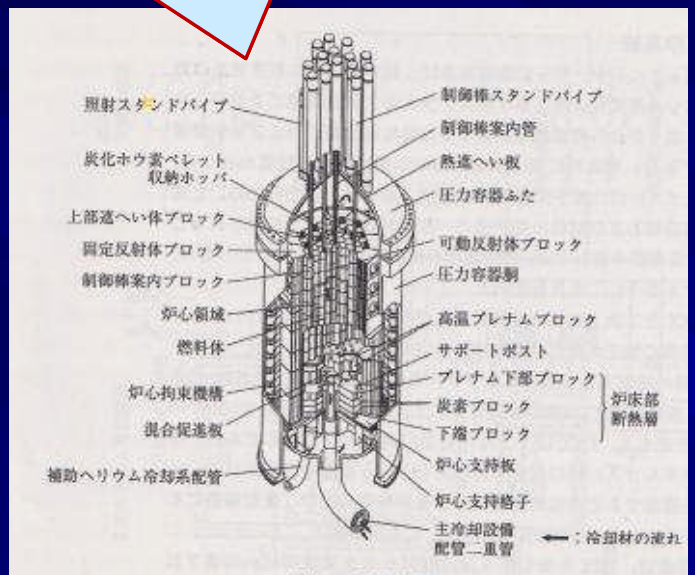


図 4.3 ● 原子炉本体

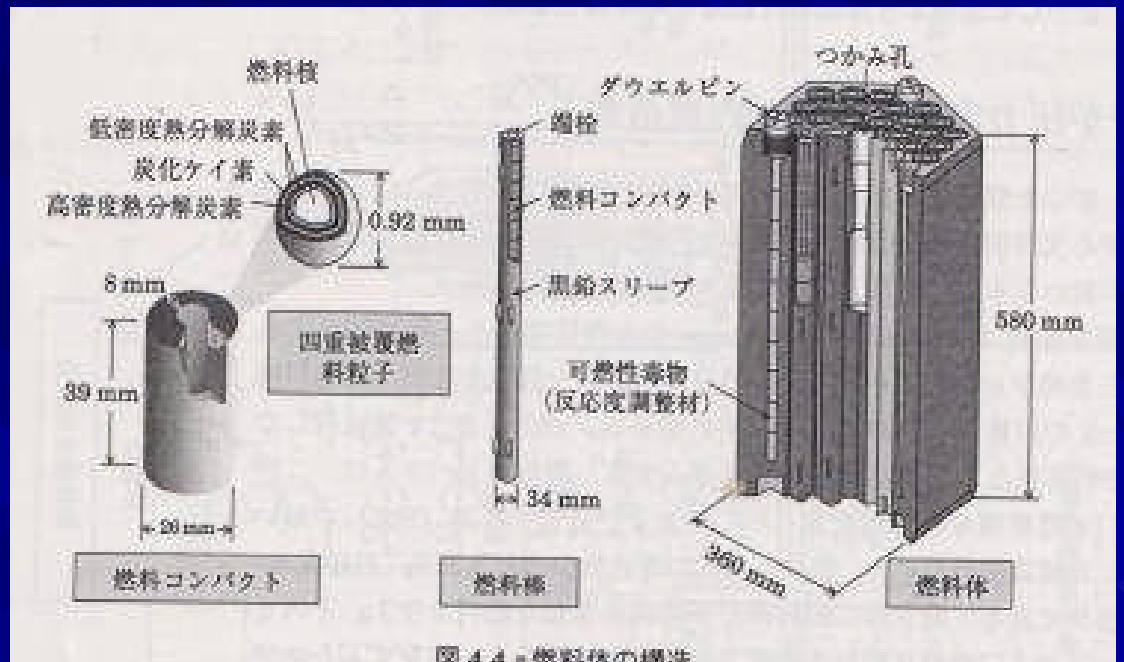


図 4.4 ● 燃料体の構造

表 4.2 ● 原子炉圧力容器の仕様

原子炉圧力容器	
最高使用圧力	4.7 MPa
最高使用温度	440℃
主要寸法	
外　径	5.7 m
高　さ（内のり）	13 m
主要材料	2¼Cr-1Mo 鋼

核燃料は、直径0.92㎜の単価ケイ素で、直径26㎜、長さ39㎜の燃料コンパクトの中に収められている。その燃料コンパクトを黒鉛スリーブの中に入れ、図4.4の右図のような燃料体になっている。

ヘリウム・水・空気冷却の仕組み

―高温ガス炉（HTTR）―

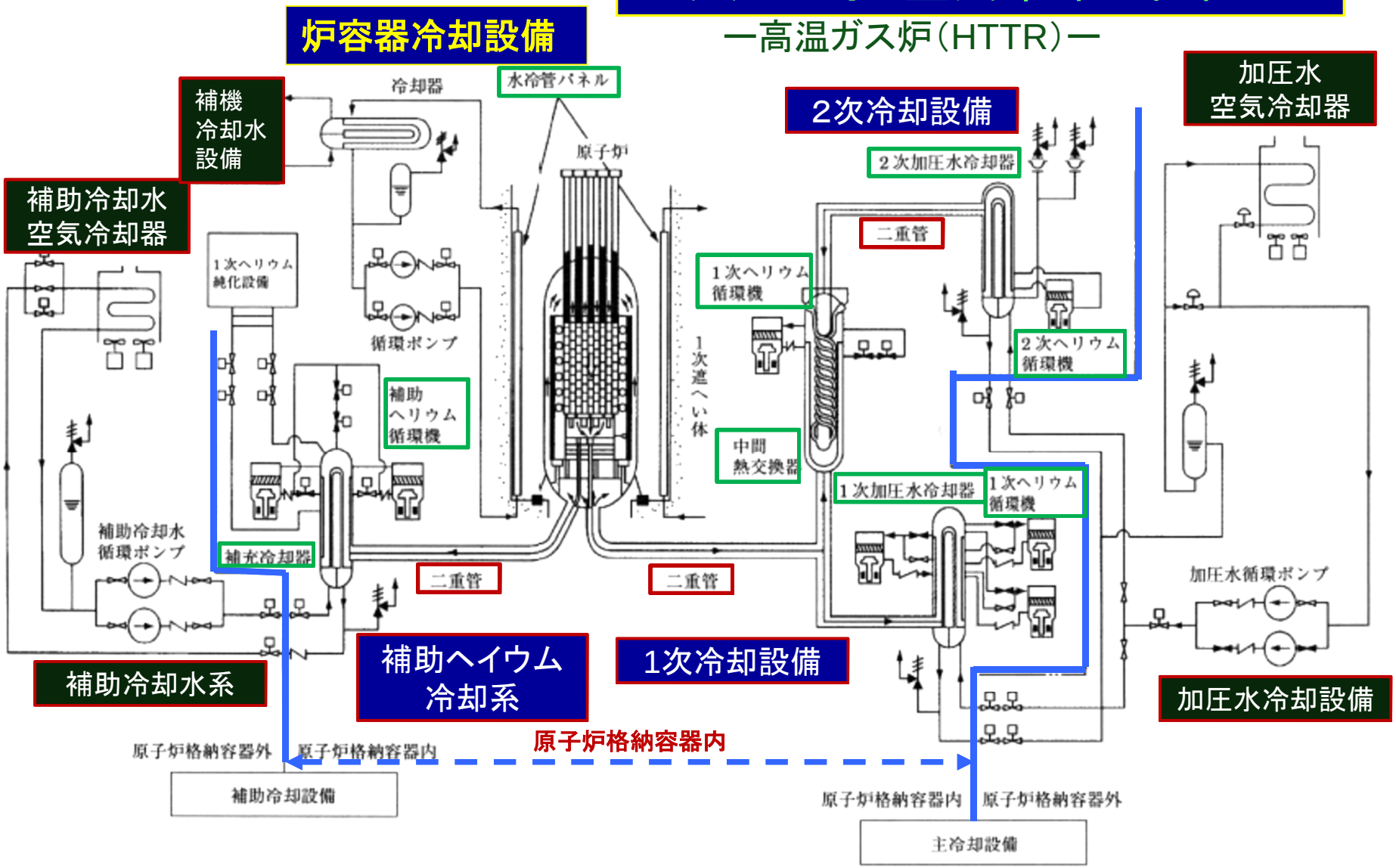


図 4.2 ● 原子炉冷却系統

参考資料4

炉心支持黒鉛構造物と炉心支持鋼構造物

―高温ガス炉（HTTR）―

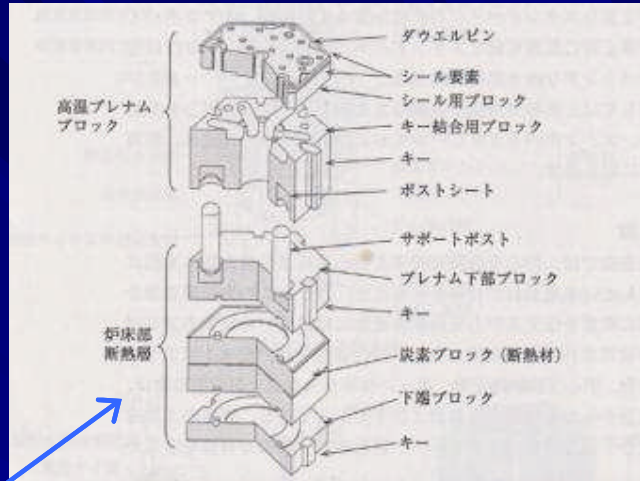


図 4.6 ● 炉心支持黒鉛構造物の高温プレナムブロック，炉床部断熱層等の構成

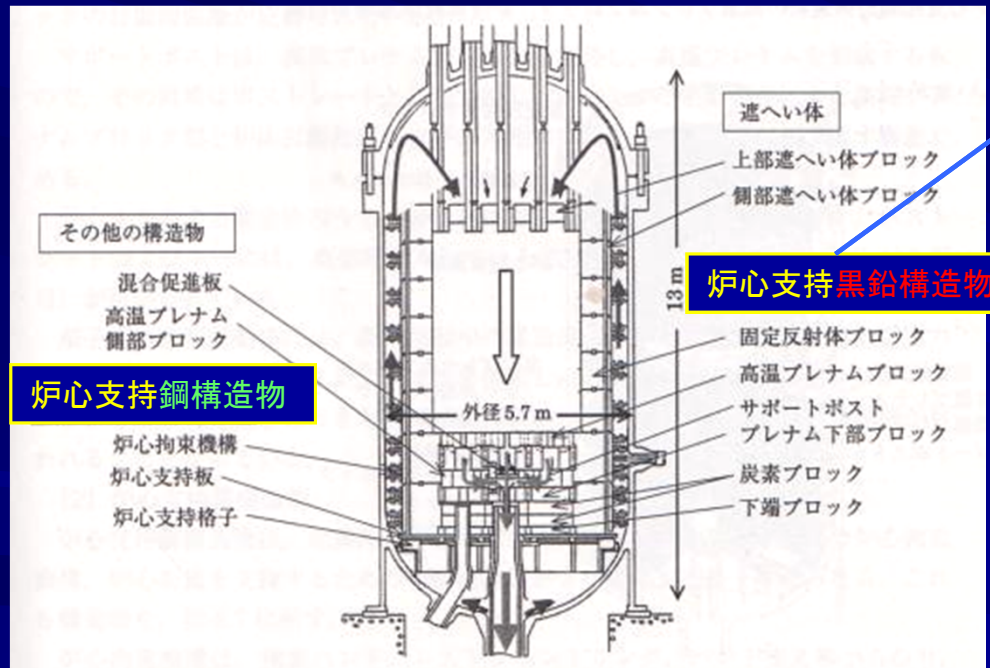


図 4.5 ● 炉内構造物

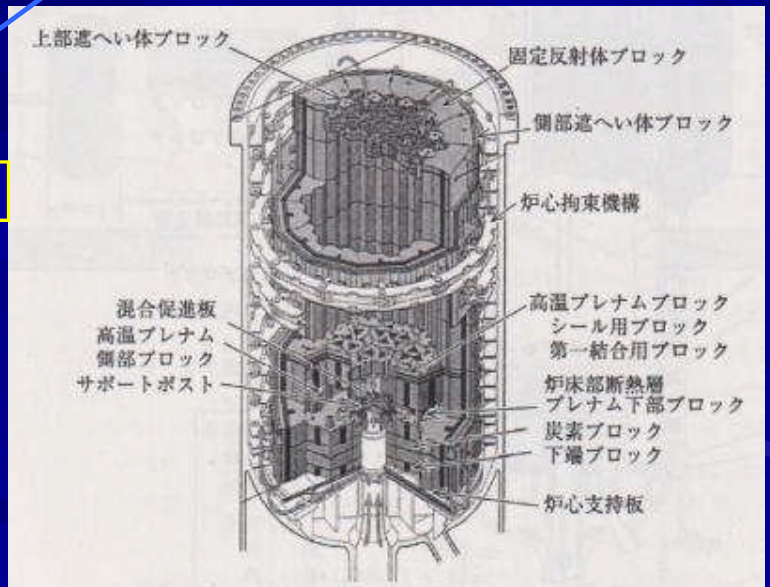


図 4.7 ● 炉心支持黒鉛構造物および炉心支持鋼構造物

参考資料5

1次ヘリウム配管は二重管構造

—高温ガス炉（HTTR）—

複雑な熱対策は様々な破損を誘発する危険

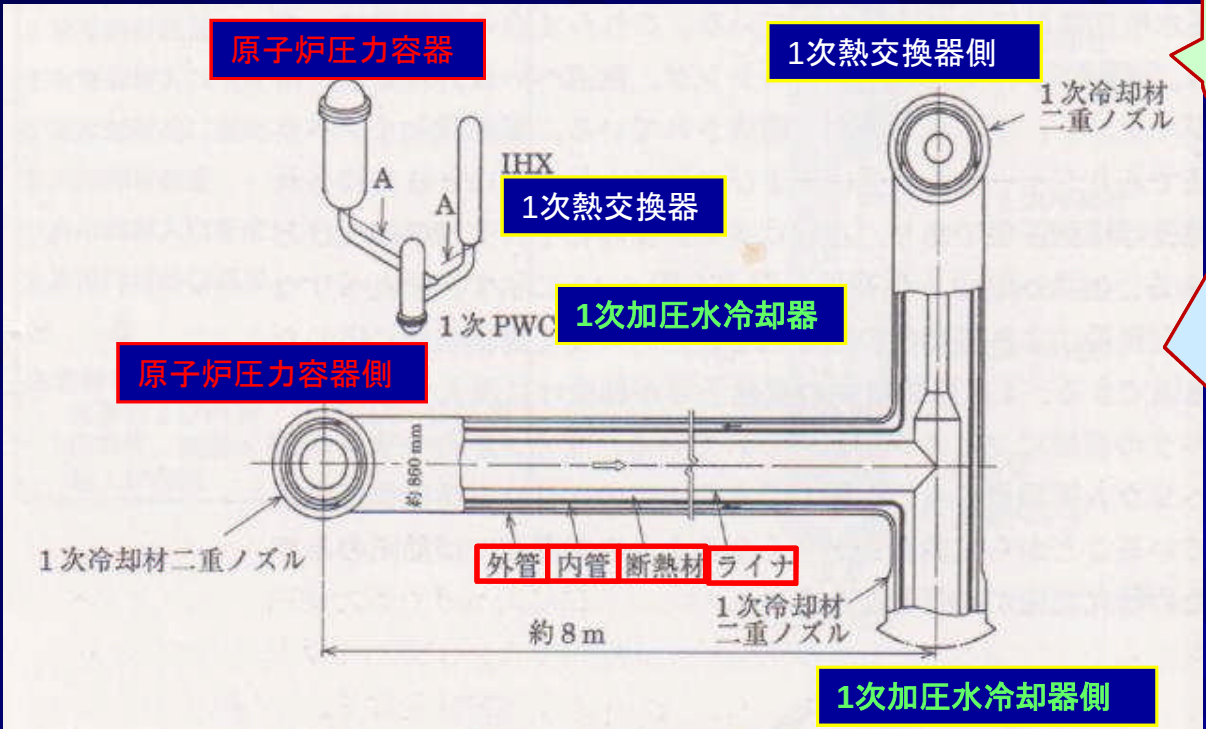


図 4.11 ● 1 次ヘリウム配管である二重管の構造

曲げ部を用意し熱応力緩和する方法はスペースをとるので、原子炉圧力容器以外の冷却系容器、配管は、格納容器内部コンクリートから吊す浮動支持方式を採用。

◆二重管は、内管の内側の表面を断熱材で覆い、さらにその内側をライナで覆い、これらを同心に外管を組み立てたもの。ライナの内側には、950℃の高温ガスが流れ、内管と外管の環状部には、原子炉圧力容器へ還流する低温の1次冷却材を流す。

◆環状部を流れる低温1次冷却材は、内側を流れる高温の1次冷却材より高圧に保つ。

参考資料6

中間熱交換器は外胴が430℃、伝熱管が955℃設計

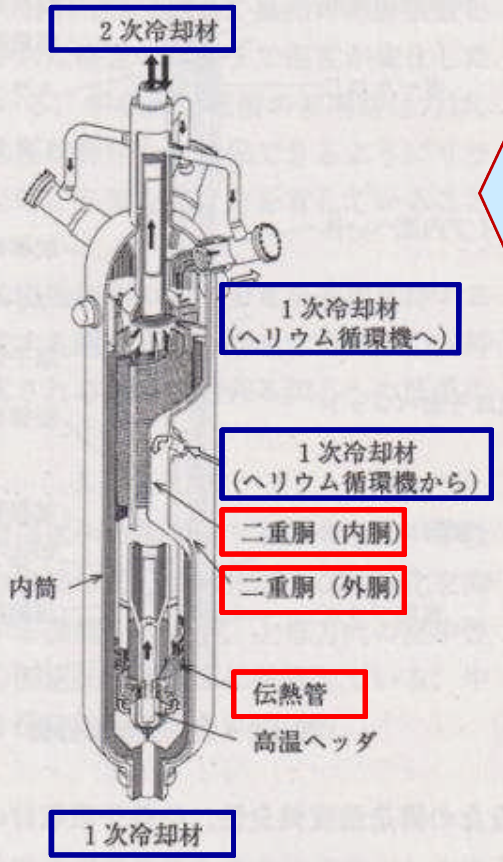
◆955℃という高温（軽水炉は300℃台）に耐える材料の選定と高温設計

◆温度差が525℃もあるため、運転停止毎に繰り返し熱応力による熱疲労が発生しやすい。

—高温ガス炉（HTTR）—

表 4.3 • 中間熱交換器の仕様

最高使用温度	
外　胴	430℃
伝 熱 管	955℃
	高温試験運転時
1 次冷却材流量	12 t/h
1 次冷却材入口温度	950℃
1 次冷却材出口温度	390℃
2 次冷却材流量	12 t/h
2 次冷却材入口温度	300℃
2 次冷却材出口温度	860℃
容　量	10 MW
主要材質	
外胴および内胴	2¼Cr-1Mo 鋼
伝熱管，高温ヘッダおよび内筒	ハステロイ XR



胴部を二重胴構造にして耐圧部（外胴）の使用温度を低くし、二重胴の内胴内側にはライナにより表面を覆ってだ断熱材を設けている。

高温、熱疲労、熱応力を逃がす構造の耐震設計等が重要で、老朽化に伴う破損が懸念される。

高温ガス炉等「新型炉」の意味

高温ガス炉は1950年代から英国で研究が進められ、軽水炉より前に実用化し日本でも東海第一原発に適用された。しかしその後、高温化に伴う技術の困難さもあり、ドイツ等でも失敗により事実上撤退していた。

他方で、黒鉛型の耐震性の弱点から、日本では1970年代には軽水炉（加圧水型PWR／沸騰水型BWR）に乗り換え、続々と建設し、50基を上回る発電プラントを設置してきた。この過程で、PWRもBWRも多くのトラブルを繰り返し、なんとか運転を進めてきたが、1979年の米国スリーマイル島原発事故PWR型が炉心溶融事故を起こし、2011年3月には、福島第一原発で地震、津波を起因とする3基同時メルトダウン事故を起こした。

原発事故の発生確率は理論上1万年に一度（10のマイナス4乗炉年）とか10万年（10のマイナス5乗炉年）に一度などと評価されていたが、現実には世界中で500数十基程度とされる原発の内、実に4基もメルトダウンしてしまった。原発の開発された1950から考えても高々70年しか経っていない。

軽水炉は、事故で冷却水がなくなると中性子の減速効果がなくなり、核反応は自動的に止まると考えられていた。しかし、実際の事故は、冷却材

高温ガス炉等「新型炉」の意味（続き）

がなくなり、核反応は抑制されたが、メルトダウンしてしまった。溶融炉心が圧力容器から流出し、水を入れると、溶融炉心と水が接触し、水蒸気爆発を起こす可能性が高くなる。軽水炉の弱点がそのまま起きたのが、福島事故である。また、事故の初期には、燃料被覆管が高温になり大量の水素が発生することは、スリーマイル原発事故と福島原発事故で共通である。

こうした状況下で、今まで唯一実炉として取り組んできた軽水炉が安全性の面から、無理があると考え、環境問題としてSDGsが話題になってきた時期を見計らって、水素社会などと言って水素の製造にも役に立つとして、出されてきたのが、高温ガス炉や小型モジュール炉である。

しかし、いづれの炉系も、核反応を起こし核のゴミを生産し続けること、過酷事故においては、軽水炉とは異なる形の事故となるであろうが、炉心の冷却に失敗すれば、材料の温度限界を超えてあるいは、想定していない形の事故を起こし大量の放射性物質の閉じ込めに失敗することは否定できない。事故は、当然ながら炉型特有の起こり方をするもので、その対策も一朝一夕にできるものではない。長い歴史のなかで、大小の事故を繰り返しながら分かってくるものである。

高温ガス炉等「新型炉」の意味（続き）

こうした視点は、高速増殖炉「もんじゅ」でも明らかになったことである。「もんじゅ」は、減速材を使用せず、高速の中性子をそのまま燃料にあてて核反応を起こすが、冷却材としての金属ナトリウムは、漏洩して火災を起こし易く、実際にナトリウム漏洩は、軽水炉の冷却材の漏洩とは比べ物にならない位危険である。かつて起きた「もんじゅ」の温度計さや管の流力振動による疲労破壊による事故の原因は、技術的にはごく初歩的な設計ミスであるが、ほんの小さなミスが大事故につながることを、「もんじゅ」は示している。冷却性能がよいからと言ってナトリウムを冷却材に用いること自体が間違っており、そうした大きなリスクがあるのに、それを小手先の技術で乗り越えようとすることが誤りである。

何故なら、機械装置は故障や誤作動を防ぎきれないため、事故対策として組み込む装置が故障した場合の対策が確実になされている必要があるが、そのようなレベルの安全性は獲得できていない。

技術の過信は、原発事故では致命的になり得ることを、福島事故から10年経った今日改めてかみしめてみる必要を感じる。

新しい技術が実用化されるためには、多くの時間とトラブルの経験と、何より厳しくリスクを把握する感覚がなければならないが、仮にあっても、原子力では大量の放射性物質を内包しているが故に無理であろう。

小型モジュール炉　SMR　－何がメリットか？－

従来の大型炉に比べ、安全性の向上、電力自由化への対応、スマートグリッドへの適合性、などの点で時代のニーズにこたえるものとなるとの期待が持たれている。⇒現実には一度決めた炉型は変更など困難であろう。

フルパッシブなど革新的な安全設計が期待され、内臓放射能が小さいこともあり、リスクの低減に伴い合理的な安全基準の適用や防災計画エリアの縮小などが可能　⇒受動的安全に関して、作動できない条件は何か

ほとんどを工場で組み上げる生産方式の採用が可能となり、品質の維持・向上を達成しやすい　⇒量産化技術は、故障と改良を旨とする原子力には不向き

燃料取り換え不要、あるいは取替頻度を小さくすることにより、メンテナンスが容易となり、核セキュリティ上のメリットもある　⇒メンテナンスフリーは困難。情報の核セキュリティ強化は、技術情報を秘密にするため、安全性を阻害する

電力需要が小さい地域や電力グリッドの未発達な地域（途上国等）への普及が可能となる　⇒地域に密着した再生可能エネルギーでも可能。無理に原発は不要。

SMRの課題と対応　事業者団体や経産省の方向性

◆IAEA、OECDおよび米国、英国、カナダ等2014年頃からSMRに関する取り組みを開始している。特に2017年以降活発になってきており、SMRは、「二酸化炭素を排出せず」に手軽な価格のクリーンエネルギーを導入する」と宣伝。
　日本では、過去にSMRの開発を積極的に進めてきた例もあるが、2018年時点ではほとんど中断していた。

主要企業

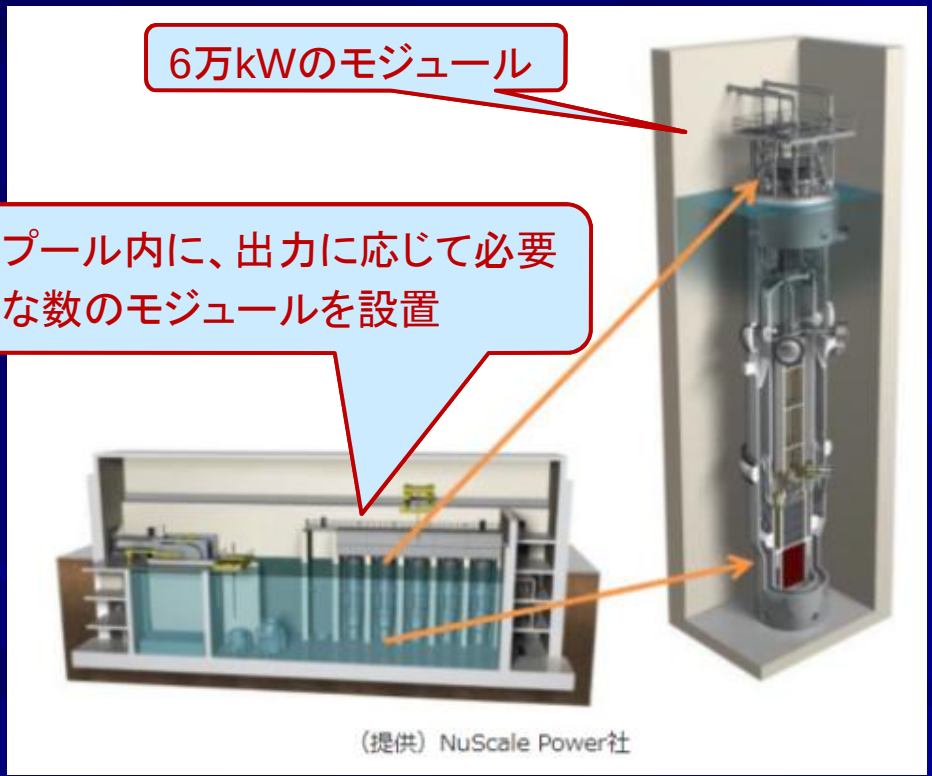
Bechtel、BWX Technologies Inc.、GE - HITACHI Nuc. Energy、MHI、Toshiba、General Atomics、Holtec International、Nuclear Power Corporation of India Limited(NPCIL)、Rolls Royce Pic 等

以下代表的なSMRをいくつか紹介する。

①NuScale SMR

米国NuScale社の小型モジュール炉で、米国エネルギー省の支援を受けNRC審査の最終段階

米国NuScale社はSMR開発の先駆者の１つで、これまで米国エネルギー省からの支援を得ながら開発を進めています。初号機の建設はアイダホ国立研究所(INL)の敷地内に計画されており、米国の原子力規制委員会での審査も最終段階にあります。



（提供）NuScale Power社

特徴

◆モジュール出力6万kW、通常PWRの20分の１

◆最大12個のモジュールを大型プール中に設置

◆1モジュールは、「圧力容器」「蒸気発生器」「加圧器」「格納容器」を含む一体型パッケージで、大型冷却水ポンプや大口径配管が不要

◆各モジュールは、それぞれ独立したタービン発電機と復水器に接続

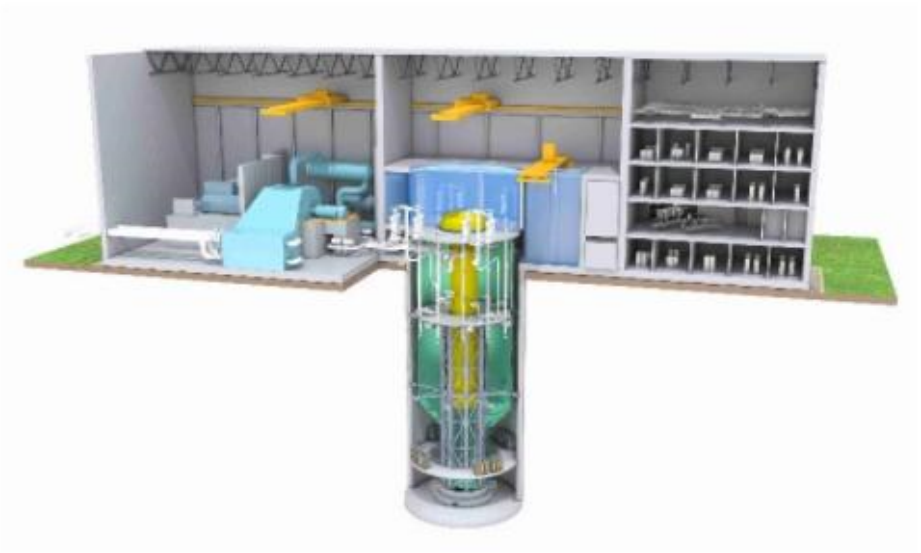
◆小型化と一体型化を図ることにより、大規模な冷却材喪失事故のリスクを回避

経産省ホームページ　より

②BWRX-300

「日立とGE」が、小型モジュール炉として米国、カナダに向けて審査をはじめている。

日立GEニュークリア・エナジー社と米国GE Hitachi Nuclear Energy社はSMRであるBWRX-300を開発中です。同社は、原子力発電所の設計・製造経験と、さまざまな製品のモジュール製造経験が豊富で、その経験を活かした原子力イノベーションを進めています。米国でBWRX-300初号機の建設をめざして、米国原子力規制委員会にはすでに安全審査項目に関する技術レポートを提出しています。また、カナダでの建設も視野に入れ、カナダ原子力安全委員会でも審査を開始しています。



（提供） GE Hitachi Nuclear Energy社

特徴

◆従来の「沸騰水型」よりも構造が単純で、建設コスト、運転コストの低減が可能

◆SMRのメリットである低い総建設費、工場完成一体据付、建設工期短縮による資本リスク、建設リスクの低減が可能

◆ガス火力並みの価格競争力を持ち、米国のガス火力発電プラントの建て替えも視野

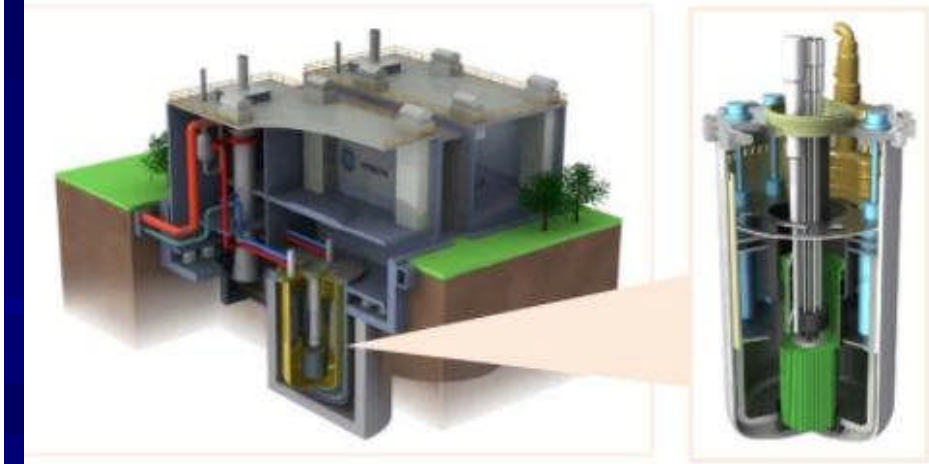
◆圧力容器と一体になった弁を採用し、大規模な冷却材喪失事故のリスクを実質的に回避

経産省ホームページ　より

③PRISM

米国GE Hitachiの高速炉で冷却材にナトリウムを使用。

PRISM（Power Reactor Innovative Small Module）も米国GE Hitachi Nuclear Energy社が開発するSMRですが、こちらは原子炉の冷却に水ではなくナトリウムを使った原子炉です。「高速炉」と呼ばれるタイプの原子炉で、従来の原子炉と比べて廃棄物の有害度が低く、量も少ない、ウラン資源を有効活用できるといった特徴があります。米国エネルギー省は、PRISMをベースとした熱出力30万kWの多目的試験炉（VTR）を、アイダホ国立研究所に建設し、2030年までに運転開始する計画を推進しており、これがPRISM型の原子炉の第1号になると見られています。



（提供）GE Hitachi Nuclear Energy社

特徴

◆空気の自然循環で冷却し、高い安全性・信頼性

◆高速炉は大気圧と同程度の圧力で運転されるから冷却材喪失事故や格納容器の圧力上昇がない

◆出力あたりの原子炉建屋の大きさは、加圧水型、沸騰水型のSMRよりもさらに小さい

◆炉心温度が高く、軽水炉に比べて熱効率を飛躍的に向上できる。

経産省ホームページ　より

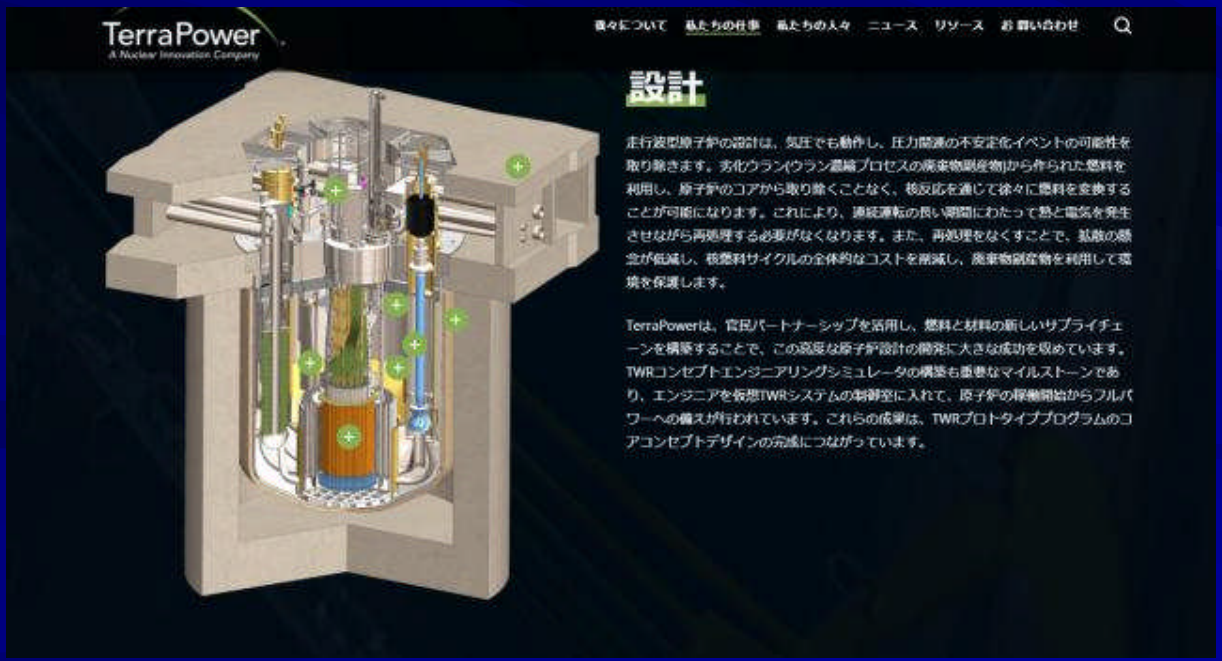
テラパワー社

ビル・ゲイツが設立し、「進行波（走行波）型原子炉」（Traveling Wave Reactor）の開発を目指す。

TWRは、最初に濃縮ウラン（235）を用いて、ウラン238の燃料に点火した後は数十年かかって燃料部が移動していき、燃え尽きるお運転が止まるため、「原子力バッテリー」のようなイメージになるという。

初の理論は1958年にソ連のSavelii Moiseevich Feinbergが提唱

2010年3月に、マイクロソフト創業者のビル・ゲイツが出資するテラパワー社と東芝が共同で技術協力に向けた検討を始めたというニュース[2]以降、日本でも知られるようになった。



ウィキペディアより

進行波炉（TWR）とは

現在広く使われている加圧水型原子炉(PWR)や沸騰水型原子炉(BWR)では、燃料に濃縮ウランを用いているが、進行波炉は、ウラン濃縮過程で多く発生する廃棄物である劣化ウランを用いることができる。増殖炉の一種である。

核燃料である劣化ウランにて核分裂連鎖反応が開始された後、その反応が波状的に60年以上かけてゆっくりと進行する炉であることから、進行波炉と呼ばれている。

炉の反応方法 [編集]

反応原理は、ウラン238（劣化ウラン）に1個の中性子を衝突させると、ある割合でウラン239（核分裂性ウラン）が生成され、それがβ崩壊してネプツニウム239に変化して、さらにβ崩壊してプルトニウム239（核分裂性プルトニウム）となる。その核分裂性のプルトニウム239に中性子が当って核分裂が生じ、その核分裂によって新たに数個の中性子が放出され、生じた中性子は周囲の反射板に当って段々と速度を落した後にウラン238やプルトニウム239に吸収されて次の反応を促し、核分裂反応が連続的に進行する。以上の過程で生成される熱エネルギーを利用するというもの。

$$^{238}_{92}\mathrm{U} + ^{1}_{0}\mathrm{n} \rightarrow ^{239}_{92}\mathrm{U} \rightarrow ^{239}_{93}\mathrm{Np} + \beta \rightarrow ^{239}_{94}\mathrm{Pu} + \beta$$

テラパワー社の資料[3][4][5]に拠れば、冷却材に金属ナトリウムを使用するプール型の炉である。

核燃料としては劣化ウランが用いられる。劣化ウランは、核分裂性のウラン235の含有率が0.2%程度であり、大部分が非核分裂性のウラン238であるため、通常の原子炉では核燃料として使用されない。

核分裂連鎖反応の開始時には濃縮ウランを使用する。一旦連鎖反応が開始された後の通常発電状態、すなわち、定常状態においては、中性子がウラン238に衝突することで核分裂性のプルトニウム239を生み出す。プルトニウムは核分裂し、エネルギーと中性子を生み出す。なお、濃縮ウランは反応開始時のみ必要とされる。

利用済み（核分裂反応が終了した）領域が増大し、利用可能（核分裂反応が可能な）領域が減少することにより、核分裂反応が起こっている領域が徐々に移動（進行）することから、「進行波炉」という名前が付けられている。

新規技術をどうみるか

◆基礎研究を重ねる中で、新しい概念の技術が生じることはあり得る。

◆しかし、研究レベルで出された新しい技術を実機に適用するには、さらに実用化レベルの開発が必要である。

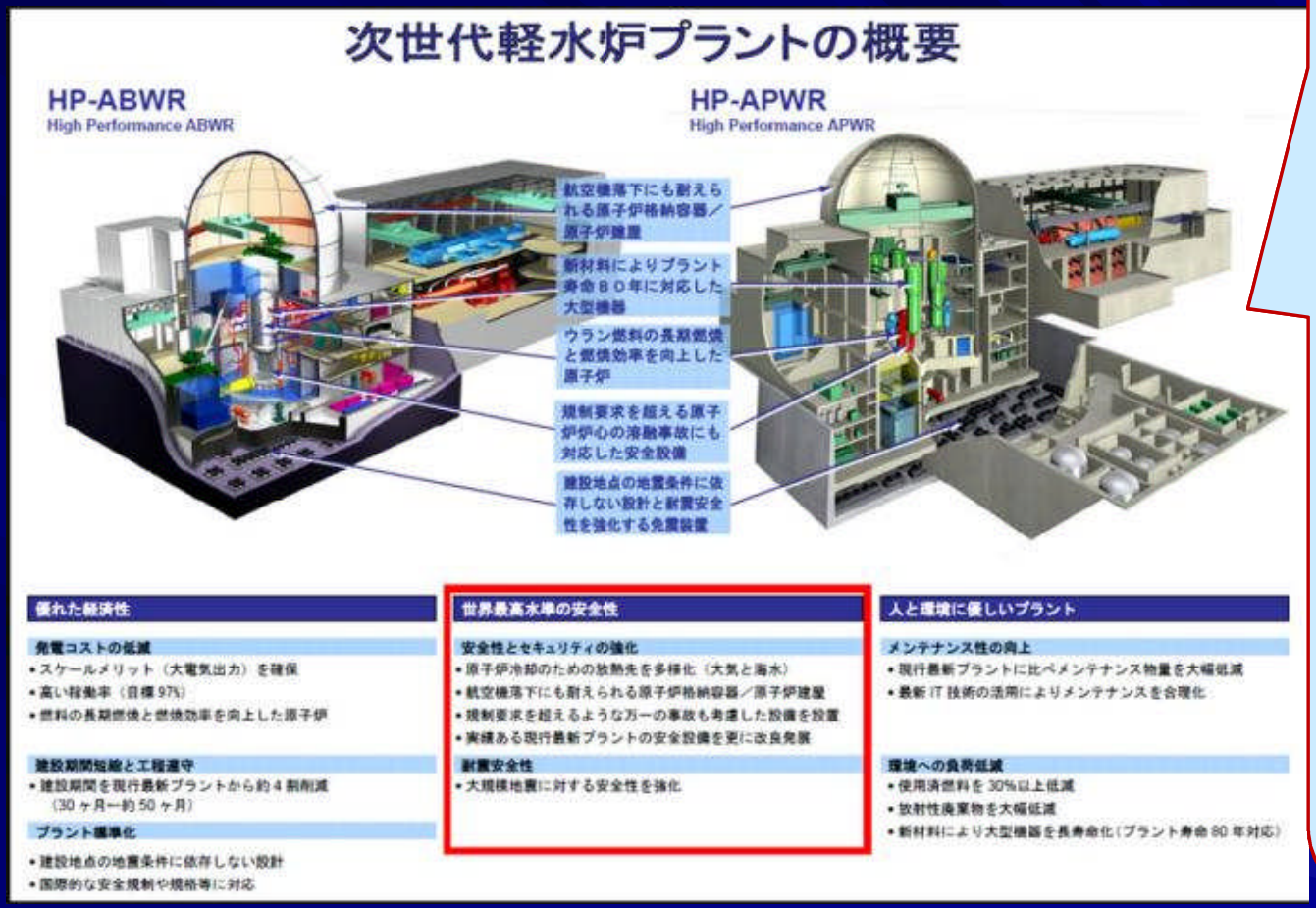
◆特に、従来と環境条件等が異なる新しい炉型は、特有の条件における材料や、仕組みの実証性が必要である。

◆その上で、開発された実機は、長期間運転と保守を繰り返して、初期故障をなくし、さらに開発時にわからなかった故障や事故のリスク回避を試みる。

◆新技術の適用の可否を判断する時には、メリットよりも、大規模事故の発生がないか確率論的リスク評価も動員して評価することが必要である。

◆実機製作上の概念、例えばモジュール化等の工法も、環境が異なると大きなでメリットになり得る。実際に、米国ウェスチングハウス社と東芝が行った大規模モジュール工法は、品質欠陥の後戻り作業の大きな障害になり、自滅した。

次世代軽水炉も模索



同じ軽水炉で、今まで無視してきた航空機落下や炉心溶融後の過酷事故対策など、できるとは思えない。
軽水炉の弱点はそのまま残っている。

仮にできるとしても数十年先になり、再エネとの価格競争で到底無理であろう。

福島第一事故の教訓と知見に基づき、安全性をさらに高度なものとするために必要な技術開発を実施し、深層防護の更なる強化を図り、世界最高水準の安全性を確保するための技術開発（**免震技術、過酷事故対策技術等**）等である。さらに安全性の高く、より**社会的受容性の高い新型軽水炉**を目指し、プラント概念の見直しを進めている。

過酷事故（シビアアクシデント）

設計想定範囲

炉心溶融

通常状態

過渡状態

事故状態

シビアアクシデント

原発は『炉心溶融』を起こさいように設計してきたはず。
炉心溶融後の過酷事故対策は、焼け石に水である。

地震津波等

冷却材喪失事故

全電源喪失事故

航空機落下等

核反応制御失敗

炉心損傷

圧力容器損傷

格納容器損傷

水素爆発

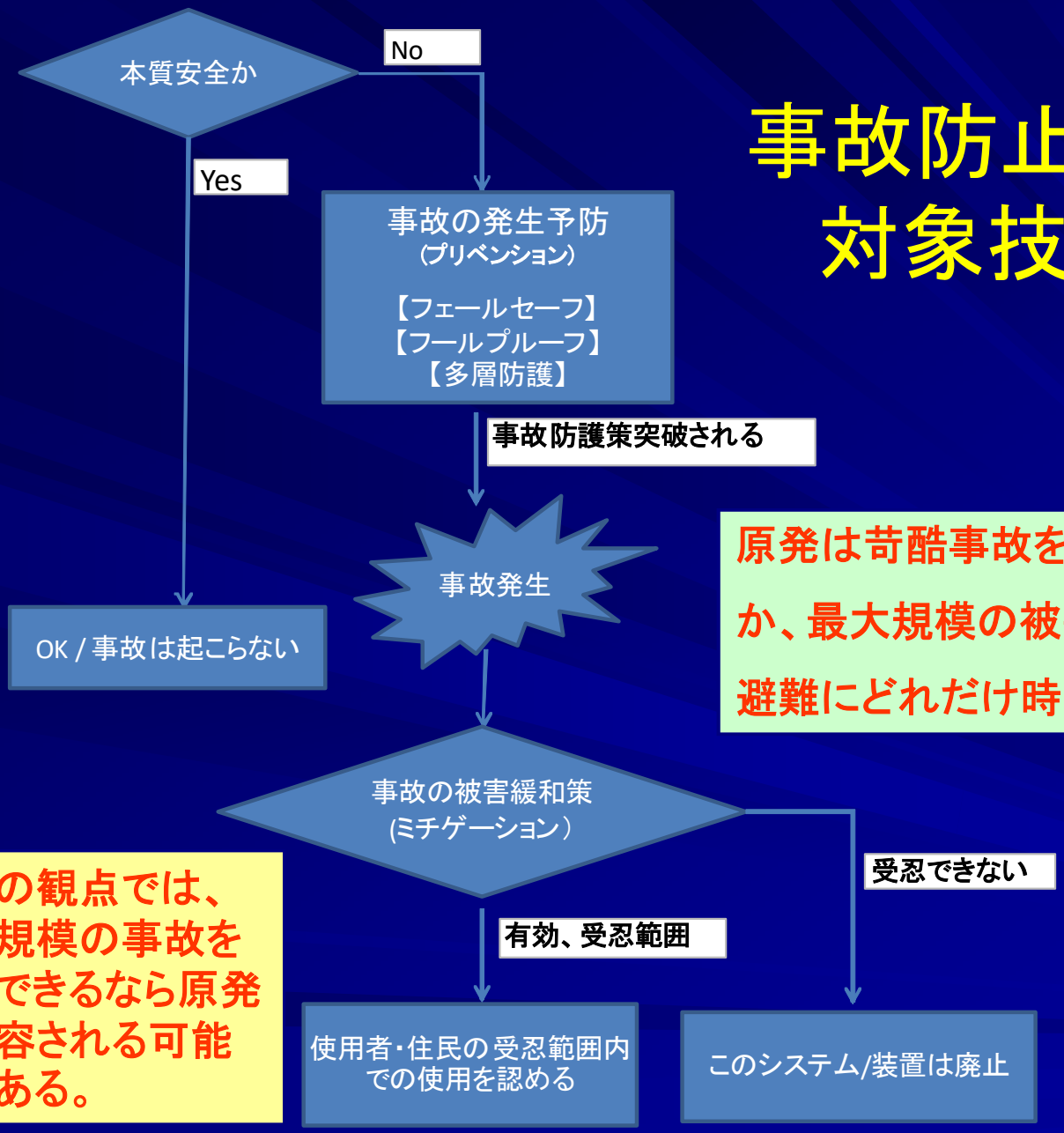
水蒸気爆発

再臨界

コア・コンクリート反応

止める／冷やす／閉じ込める

事故防止の考え方と対象技術の受忍



原発は苛酷事故を確実に回避する術を持つか、最大規模の被害を示す義務がある。

避難にどれだけ時間がかかるか？

安全の観点では、最大規模の事故を受忍できるなら原発は許容される可能性がある。

最大規模の事故を受忍できないら原発は許容されない！

表1　第4世代原子炉と国際短期導入炉の選択結果

(1)第4世代(GEN-IV、2030年までに導入)

①超臨界圧軽水冷却炉 (SCWR)

②ナトリウム冷却高速炉 (SFR)

③鉛合金冷却高速炉 (LFR)

④超高温ガス炉 (VHTR)

⑤ガス冷却高速炉 (GFR)

⑥溶融塩炉 (MSR)

(2)国際短期導入炉(INTD、2015年までに導入)

①改良型BWR (ABWR-II、ESBWR、HC-BWR、SWR-1000)

②改良型圧力管型炉 (ACR-700)

③改良型PWR (AP600、AP1000、APR1400、APWR+、EPR)

④一次系一体型炉 (CAREM、IMR、IRIS、SMART)

⑤モジュラー型高温ガス炉(GT-MHR、PBMR)

[出所] (1)原子力委員会:研究開発専門部会第7回革新炉検討会(2002年11月7日)
報告書付録1「各国の動向」、http://aec.jst.go.jp/jicst/ NC/teirei/siryo2002/siryo44/siryo2_3_2_1.pdf　3/13
(2)U.S.DOE:A Technology Roadmap for Generation IV Nucear Energy Systems, http://gif.inel.gov/roadmap/pdfs/gen_iv_roadmap.pdf,17/97, 25/97～26/97

脱炭素社会を目指す重要な視点が、産業界ではなく、NPO団体から出されている。

ATFJ Appropriate Technology Forum Japan

APEX Asian People's Exchange

2021 年 2 月 27 日

脱炭素社会構築のための適正な技術選択に関する提言

適正技術フォーラム
特定非営利活動法人 APEX

原子力は、安全対策や廃炉処理等のコストが嵩み、一方で再生可能エネルギーのコストが急速に低下していることから、経済的に見ても優位性を失いつつあります。まして、きわめて甚大な事故のリスク、十万年もの長期にわたる隔離・保管を要する放射性廃棄物の問題等を考えれば、脱炭素社会のエネルギー源として選択される合理性はありません。

※http://www.apex-ngo.org/pdf/framework_draft20191208_japanese.pdf

「日本原子力研究開発機構（JAEA）」の将来ビジョンを見る

将来ビジョン JAEA 2050 + の概要

将来ビジョンの位置づけ

❒ わが国の政策目標(「エネルギー基本計画」、「パリ協定に基づく成長戦略としての長期戦略」、Society5.0*1、持続可能な開発目標 (SDGs))を踏まえ、原子力機構が将来にわたって社会に貢献し続けるために、2050年にむけて、何をめざし、そのために何をすべきか、を取りまとめたもの

① 2050年に向けて、何をめざすか

❒ 原子力のポテンシャルを最大限活用し、将来社会の変革に向けた貢献をめざす
- ◆ 原子力科学技術で、気候変動問題の解決に貢献
- ◆ 安全性を向上させた核燃料サイクルを含むエネルギーシステムにより、エネルギーの安定確保に貢献
- ◆ 原子力科学技術を通じて未来社会 (Society5.0) の実現に貢献

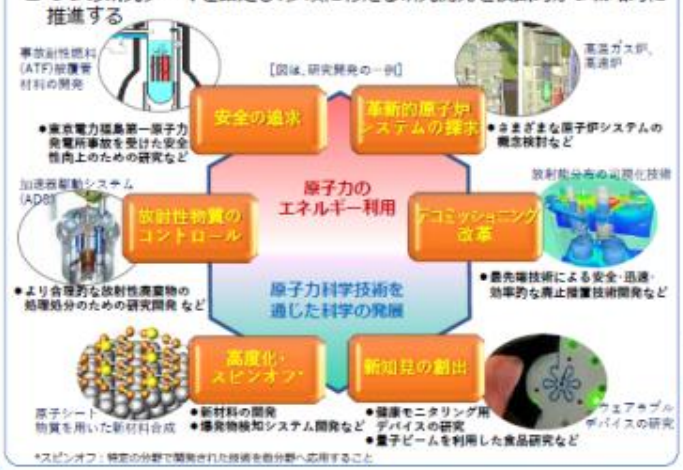
❒ 東京電力福島第一原子力発電所事故の反省のうえに立って原子力安全の価値を再認識した "新原子力" の実現をめざす
- ◆ "新原子力"：従来の取組を超えて、将来社会への貢献をめざし、社会との双方向の対話とともに以下の実現をめざす新たな取組
  - ✓ 一層の安全性向上を含む「S+3E」*2と社会的課題の解決に応える原子力科学技術システムの構築
  - ✓ 他分野との積極的な融合によるイノベーションの創出
- ◆ "新原子力"の実現に向けて、原子力を巡るELSI*3を含めた諸課題に原子力科学技術を駆使して挑戦し、解決策を提案

*1：「第5期科学技術基本計画」において初めて提唱されたわが国がめざすべき未来社会の姿のこと。IoTですべての人とモノがつながり、様々な知識や情報が共有され、新たな価値を生み出し、また、AIにより、必要な情報が必要な時に提供されるようになり、ロボットや自動走行車などの技術で、少子高齢化、地方の過疎化などの課題が克服されることが期待されている。
*2：「エネルギー基本計画」では、エネルギー基本政策の視点として、安全性(Safety)を前提とし、安定供給(Energy security)、低コストでの供給(Economic efficiency)、環境への適合(Environment)からなる「S+3E」をかかげている。
*3：Ethical, Legal and Social Issuesの略で、原子力科学技術を利用するうえで不可避な倫理的、法的、社会的問題。

② 2050年に向けて、何をすべきか

"新原子力"を実現するための研究開発

❒ 6つの研究テーマを設定し、多岐にわたる研究開発を横断的かつ戦略的に推進する



持続可能な原子力利用のための取組・挑戦

❒「放射性物質のコントロール」と「デコミッショニング改革」を通じて、バックエンド問題に着実に取り組み、原子力科学技術の研究開発のサイクルを構築する

➢ 将来の原子力利用につながる、これまでの原子力利用で発生した"原子力レガシー"への取組、新たな産業分野づくりへの貢献

➢ 環境負荷低減に向けた取組への挑戦

国際協力・国際貢献、地域の発展

❒ 原子力先進国との研究開発協力、国際機関や原子力新興国への貢献、研究開発成果の国際社会への普及・展開などに積極的に取り組む

❒ 核不拡散、核セキュリティの体制強化に貢献していく

❒ 地域の一員として地域の発展のために貢献していく
- ➢ 地域の方々の一層の信頼感の醸成
- ➢ 地域の暮らしへの貢献
- ➢ 地域社会とのパートナーシップの構築
- ➢ 未来の科学者・技術者の育成への貢献

組織づくりと人材確保・育成

❒ 原子力コミュニティだけにとどまらず、他分野のセクターと連携・協働し、将来社会に貢献できる組織をつくる

❒ 幅広い分野からの人材の確保・育成を進める

「日本原子力研究開発機構（JAEA）」の将来ビジョンから見えてくるもの

「気候変動問題の解決」は、原子力を利用しなければできないことではない。

「安全最優先」としながら、なぜ危険な原子力を求めるのか、矛盾している。

「安全性を向上させた核燃料サイクル？」など、どこにあるのか。
技術的に成立しているとは言えない核燃サイクルが、エネルギーの安定確保とは真っ向から矛盾する。

① 2050年に向[illegible]をめざすか

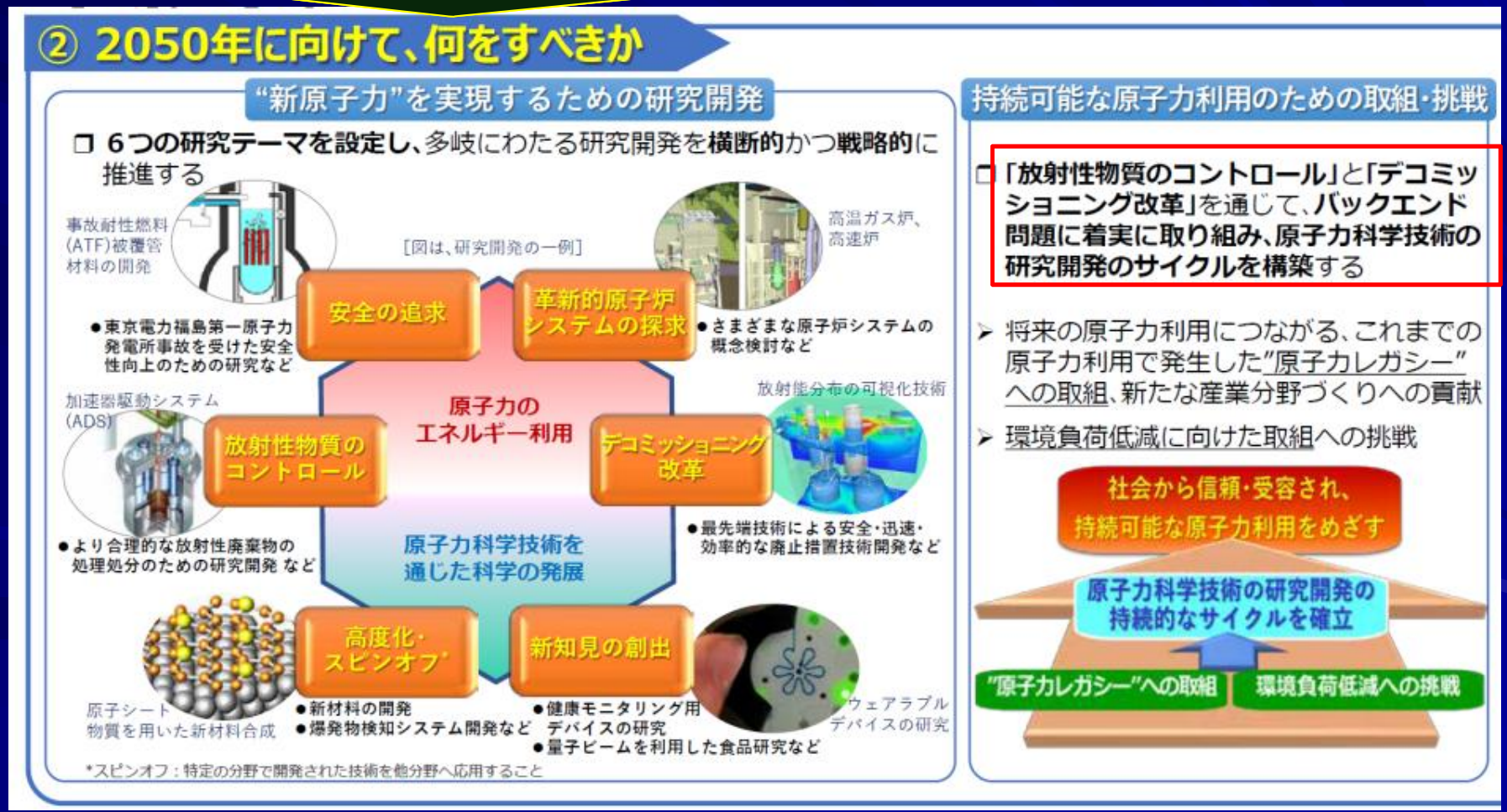
❒ 原子力のポテンシャル[illegible]大限活用し、将来社会の変革に向けた貢献をめざす
- ◆ 原子力科学技術で、気候変動問題の解決に貢献
- ◆ 安全性を向上させた核燃料サイクルを含むエネルギーシステムにより、エネルギーの安定確保に貢献
- ◆ 原子力科学技術を通じて未来社会 (Society5.0) の実現に貢献

❒ 東京電力福島第一原子力発電所事故の反省のうえに立って原子力安全の価値を再認識した "新原子力" の実現をめざす
- ◆ "新原子力"：従来の取組を超えて、将来社会への貢献をめざし、社会との双方向の対話とともに以下の実現をめざす新たな取組
  - ✓ 一層の安全性向上を含む「S+3E」*2と社会的課題の解決に応える原子力科学技術システムの構築
  - ✓ 他分野との積極的な融合によるイノベーションの創出
- ◆ "新原子[illegible]実現に向けて、原子力を巡るELSI*3を含めた諸課題に原子力科学技術を駆使して挑戦し、解決策を提案

"新原子力"は、福島事故原因の解明など全くできていない（原子力規制委の中間報告は結論が全く書いていないし、事故プロセス自体を分析して、規制に反映していない）まま、どのようにして「原子力安全の価値を再認識」したのか？
一層の安全性向上を含む「S＋3E」の前提となる安全性Sが成立していない。

「日本原子力研究開発機構（JAEA）」の将来ビジョンから見えてくるもの

中途半端な「安全の追求」と見込みのない「放射性物質のコントロール」と「バックエンド問題に着実に取り組み・・・」は、「持続不可能」な原子力利用としか見えない。



原子力はSDGsの17項目中少なくとも9項目に抵触する！

放射性物質は、③健康な生活、⑥安全な水、⑦クリーンなエネルギー、⑩被ばく労働と事故の被害の不平等性の克服、⑪住み続ける、⑫つくる責任、つかう責任、⑭海と⑮陸の豊かさ、⑯テロの目標になり、平和と公正等に矛盾する。

発電における運転で「CO_2」を排出しないことは、「日常的な放射能汚染と核のゴミの無期限な管理、そして大規模な原子力事故の危険性」のデメリットを帳消しにできるものではない。

私たちは、原子力をエネルギーとして取り出すことを放棄する権利、「原子力の恐怖と不安から解放される権利」がある。そして、その権利は決して他の人たちに強制されない自立した人間の人格権を構成する。

SDGs目標

世代を超えてすべての人々の健康的な生活を確保し、福祉を推進する。⇒『原発から解放』しか道はない。

◆原発はどの国も通常運転時に大量の放射性物質を流している。
トリチウム（液体、気体）の環境への放出はやめよう。

◆原発の「運転・保守・管理」による通常時の被ばく労働を無くそう。
低線量被ばくは線量に応じた被害（確率的影響）が想定される。

◆原発事故時における、「事故収束のための作業に伴う高線量被曝」を避けよう。大事故が起こると命を賭して事故収束を担う『特別な作業員』が必要だ。被ばく者が大量にでることがあり得る。
福島では、今も廃炉作業や事故調査による被ばくが続いている。

◆原発事故の放射能汚染による半永久的な強制立ち退きを無くす。
ふるさとを失う苦しみと不安からの解放。

◆原発大規模事故による、多数の被曝者を出すことは許されない。

原発の安全性を巡る歴史

Ⅰ　軽水炉の開発　1950年代実用化　★日本では、1970年代

◆ECCS（緊急炉心冷却系）とさらに原子炉格納容器を設置
◆BWR型は「圧力抑制機能」で小型化(PWRの7分の1から10分の1程度)
◆LOCA（冷却材喪失事故）が起きても、格納容器圧力・温度が設計条件以内

Ⅱ　日本でBWR（PWR）の改良発展型へ　1970年～

◆マークⅠ⇒マークⅠ改、 マークⅡ⇒マークⅡ改、ABWR　と格納容器を改良
◆安全性は出力当りで見ると、改良どころか悪くなった（別途報告済み）。

1979年　スリーマイル島原発2号機炉心溶融事故（PWR）
1986年　チェルノブリイリ原発4号機核暴走事故（RBMK炉）

Ⅲ　1992年　シビアアクシデント対策の必要性（原子力安全委）

◆SA対策は「格納容器防護」が中心で、規制ではなく自主基準　⇒　十分な検討なしに対策
◆格納容器過圧破損に対して「格納容器耐圧ベント」を提唱　⇒　格納容器耐性評価研究へ
◆ベントにフィルターはつけず（電力会社が反対）。

2011年3月11日　福島第一原発事故（3機メルトダウン、4機壊滅的破壊）

Ⅳ　～2021年現在　新規性基準でシビアアクシデント対策義務化

資源エネルギー庁
新規制基準の説明

『 原発の安全性に「絶対はない」として、不確実なリスクにも対応できるよう、安全性の向上を常に目指す姿勢を持つこと』

『新規制基準に適合していると認められても、「より安全」であることを目指し、原発事業者は自主的な取組を継続的に行うこと』

シビアアクシデント対策：設計を超える重大事故が起こった場合の対策を講じる

◆安全機能を持つ複数の機器や設備を同時に失うことの無い対策を行う（多重性・多様性・独立性の確保）
⇒外部電源は2つ以上のルート（多様性）、蓄電池、非常用ディーゼル発電機用意。
電源車を準備（多様性、独立性）。可搬型ポンプ車（多様性、独立性）

◆炉内の圧力が高くなって水が入らなくなることを防ぐ
⇒圧力を下げるため炉内のガスを外部に放出する「フィルタ・ベント」などを設置

◆水素爆発を防ぐ
⇒水素濃度を低減する装置の設置

◆放射性物質の大気中拡散を抑える
⇒原子炉建屋に放水する過般型の放水砲の整備

◆テロ対策
⇒発電所の設備を遠隔操作できる設備

シビアアクシデント対策は、
「初期消火に失敗した火事で、たくさんの消防車を用意するようなもの」

放水砲など、茶番に等しい。
テロ対策はほとんど無意味
『原発並べて自衛戦争できない』

参考資料

1. 原子力教科書「原子力プラント工学」 岡 芳明 ほか共著 オーム社 平成27年 第1版 5刷
2. JAEA ホームページ https://www.jaea.go.jp/JAEA2050/ 「将来ビジョンJAEA2050＋の概要」
3. 経産省ホームページhttps://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyo/smr_01.html 「小型モジュール炉」
4. 「小型モジュール炉（SMR）を巡る国際動向とそのインパクト」 田中隆則 原子力学会誌Vol.60、No7. 2018
5. 用語等検索 『ウィキペディア』、『ATOMICA』

ご清聴
ありがとうございました

By Goto