

東京工業大学
2022年度 第7回ゼロカーボンエネルギー研究所コロキウム

カーボンニュートラル社会の実現に向けた東芝エネルギーシステムズ の革新炉開発

Advanced reactor development of Toshiba Energy Systems &
Solutions toward Carbon Neutral Society

2022年9月16日

東芝エネルギーシステムズ株式会社

青木 保高^{*1}, 鈴木 哲^{*1}, 木村 礼^{*2}

^{*1} 磯子エンジニアリングセンター

^{*2} エネルギーシステム技術開発センター

Contents

01 開発方針

02 次世代大型軽水炉 iB1350

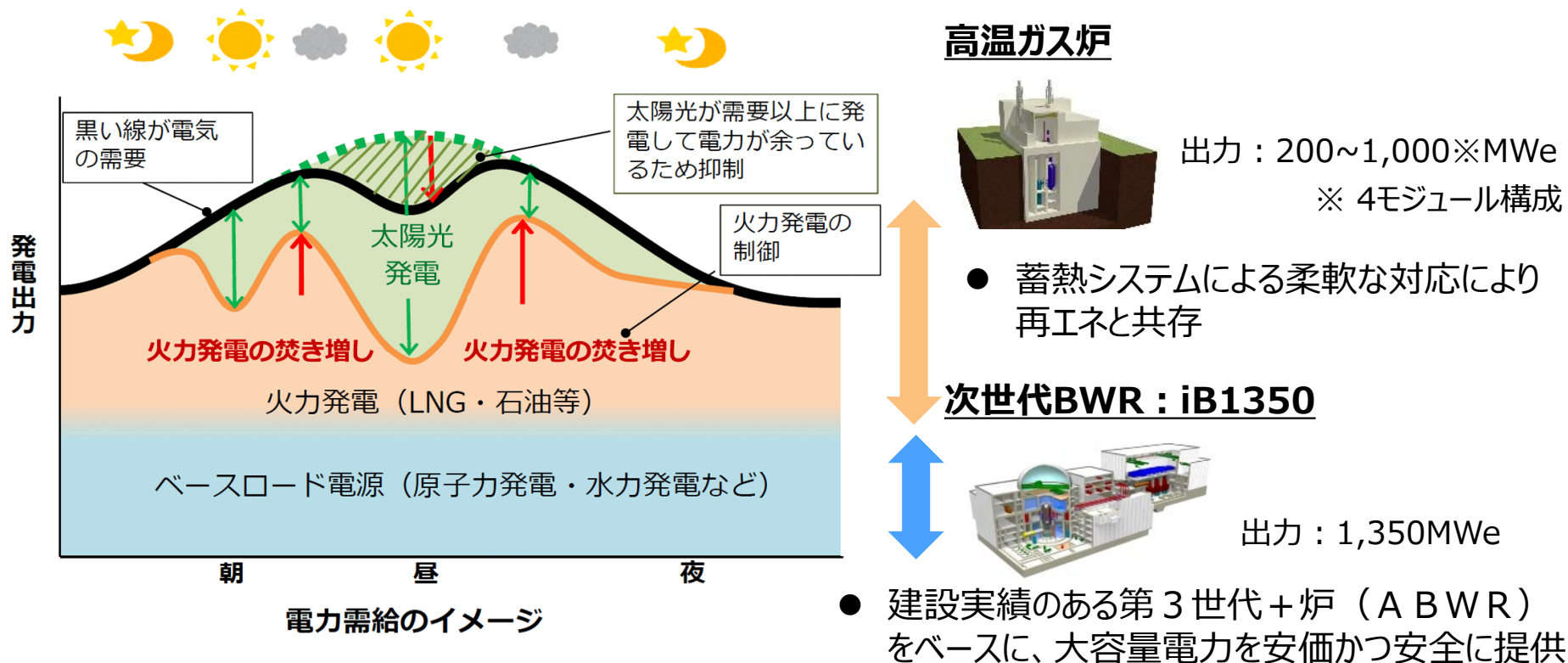
03 高温ガス炉

04 超小型炉MoveLuX™

01

開発方針

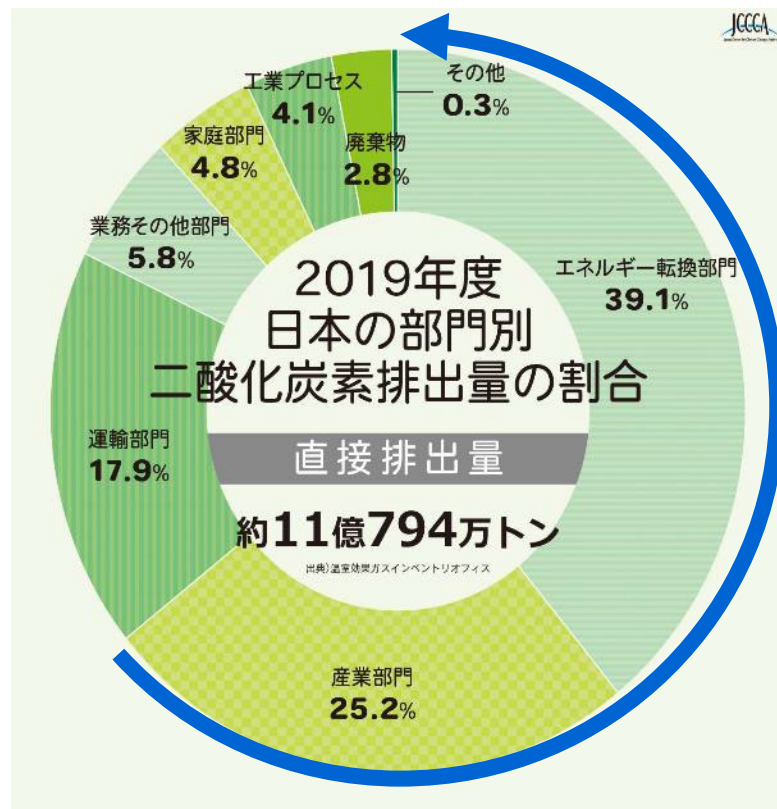
電力市場における需給バランスへの対応



出典：原子力小委員会 第1回革新炉WG (東芝資料)、2022.4.20

次世代炉によりベースロード電源確保と需給調整に対応

産業セクタへのカーボンニュートラルへの貢献



マイクロ・リアクター MovelluX™



- 3MWe/10MWt,
680°Cの温度生成

高温ガス炉



- モジュール当たり
250MWe/600MWt
750°Cの温度生成

小型高速炉：4S



- 最大 50MWe/135MWt,
485°Cの温度生成
- プルトニウム燃焼炉としても
活用可能

出典：原子力小委員会 第1回革新炉WG（東芝資料）、2022.4.20

約500°C以上の高温利用により産業セクタへの展開が可能

02

次世代大型軽水炉 iB1350

iB1350とは

- iB1350のネーミングはinnovative, intelligent, inexpensive BWR 1350を略したものです。
- 炉心、炉内構造物、制御棒駆動系や再循環ポンプなど、原子炉周辺の機器や、タービンや発電機等の通常運転に必要な設備は、既に日本にて建設、運転実績のあるABWRと同一です。
- 格納容器を二重化し、静的冷却系を含む革新的な安全系を採用していますが、これらは既存技術(類似技術)に基づいており、ゼロからの新規開発要素はありません。
- 静的安全系は、テロ対策として航空機落下から防護された格納容器建屋内に収納されており、津波からも防護されます。
- 動的安全系も含めて、多重性と多様性を強化しており、外的事象への耐性も含めて安全性は格段に向上、軽水炉史上最高の安全性を有しています。
- 万一の事故時にも緊急避難、長期移住が不要で、社会との共生が可能です。

iB1350はカーボンニュートラルの扉を開く革新的ABWRです

東芝次世代BWR : iB1350

■ 緊急避難不要、長期移住なしを実現する安全コンセプト

- ▶ シビアアクシデント(SA)時でも高信頼度で格納容器ベントが不要

■ 7日間のグレースピリオド

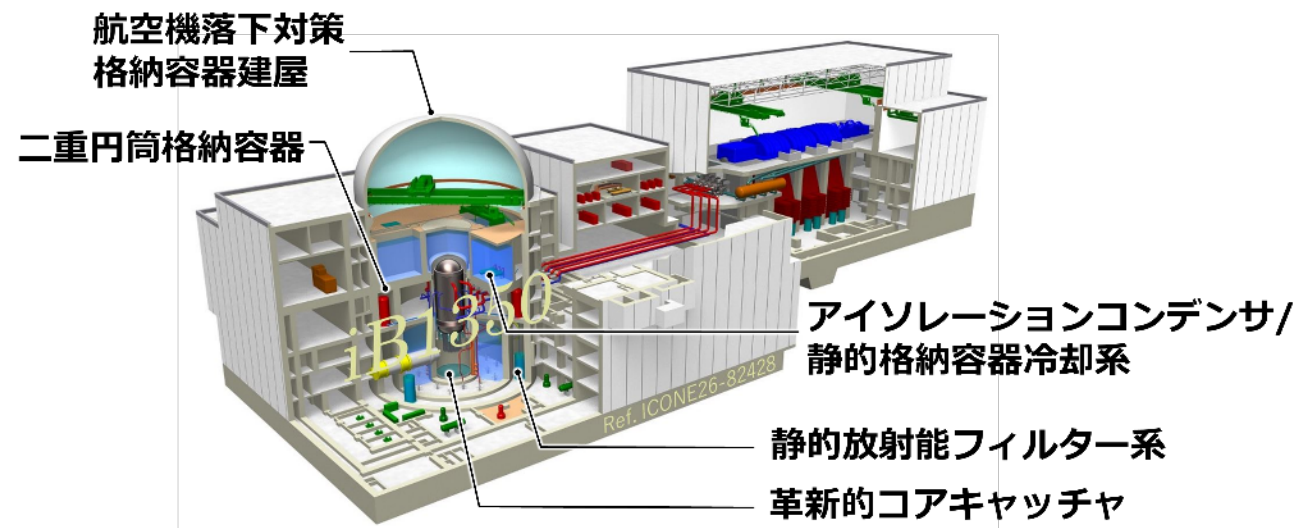
- ▶ 二重円筒格納容器、静的安全系の採用

■ 実績ある工法の採用

- ▶ 建設実績のあるABWRをベース

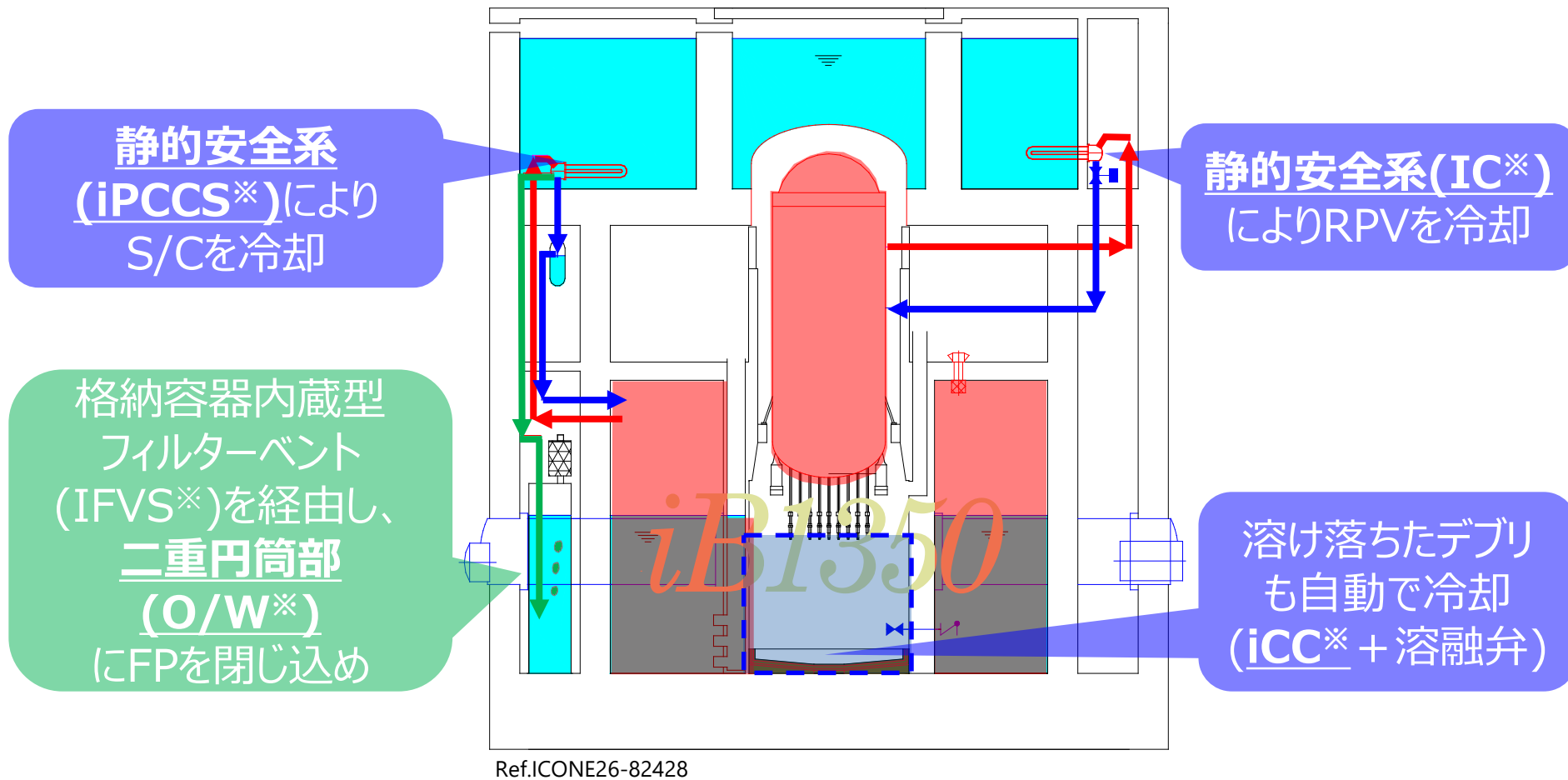
■ 高い経済性

- ▶ 航空機落下対策格納容器建屋により、新規基準で設置が義務付けられている大型テロ対策施設の特重施設を合理化可能



地域社会と共生可能で経済性に優れた革新的安全炉

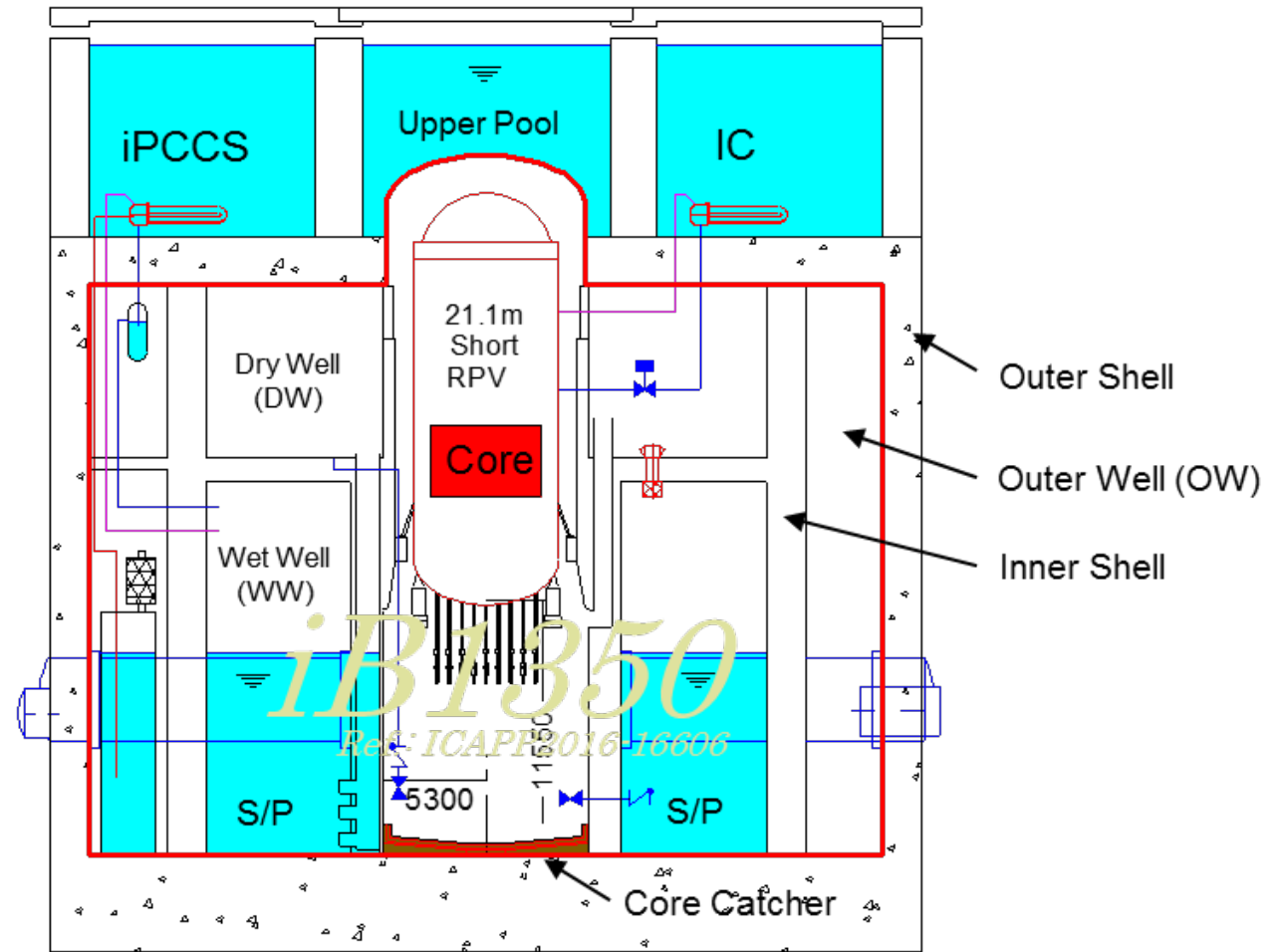
iB1350の静的安全系の概要



大規模自然災害(長期SBO※時)、SA時も炉心と格納容器を自動で冷却

二重円筒格納容器

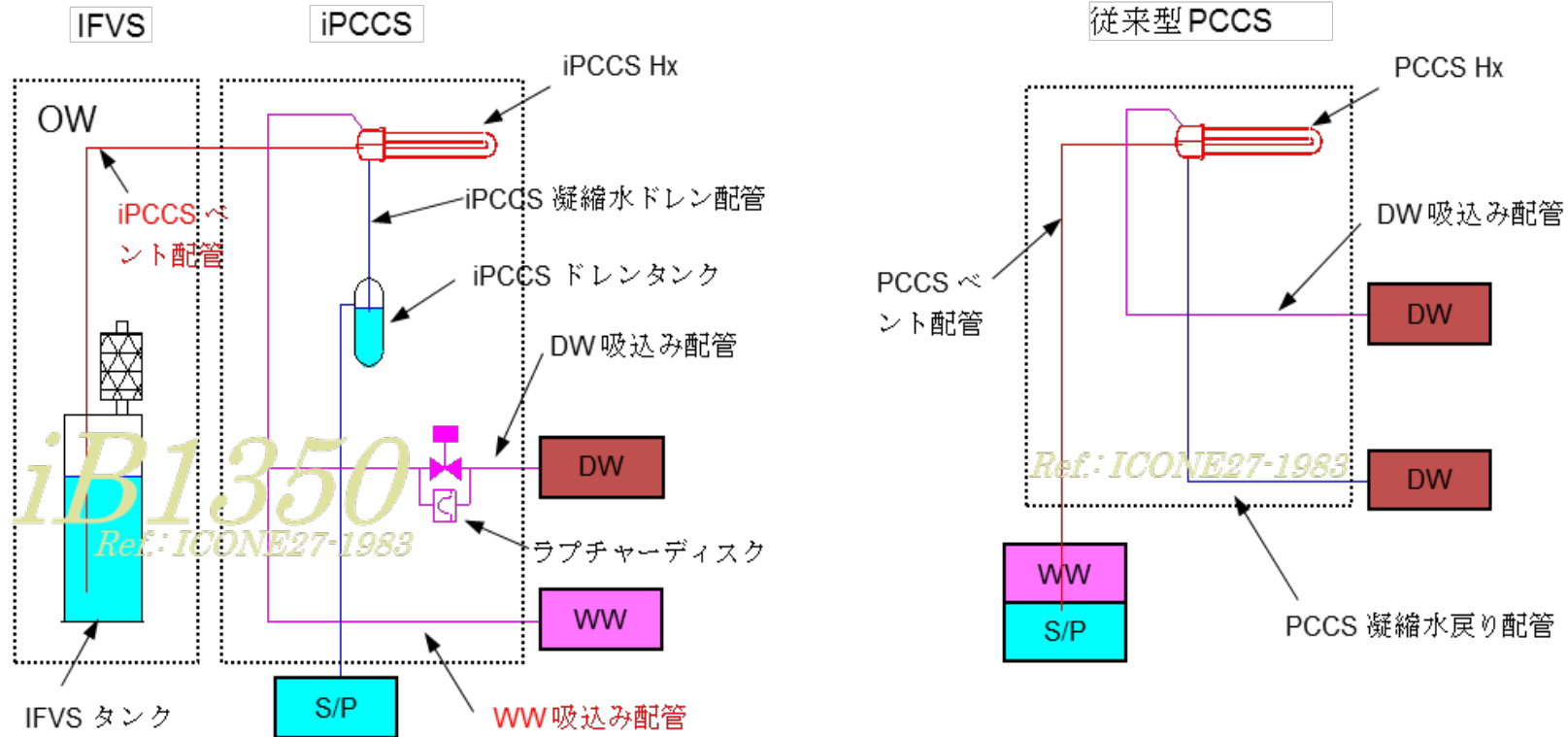
- 従来ABWRの格納容器は内筒 (Inner Shell) までの構成。
- 外筒 (Outer Shell) にも耐圧性と気密性があり、放射性物質 (FP) を二重閉じ込めすることが可能。
- 事故時の圧力を内筒と外筒で分散し、設計圧力を低減。
- 格納容器の貫通部がある円筒部のPCVバウンダリは外筒部のみ。
- 二重円筒化により耐震性が強化され、高耐震地域 (日本等) に最適。



格納容器の二重化によりSA時の圧力低減、FPの閉じ込めに加え、耐震性も強化

革新的格納容器冷却系 (iPCCS)

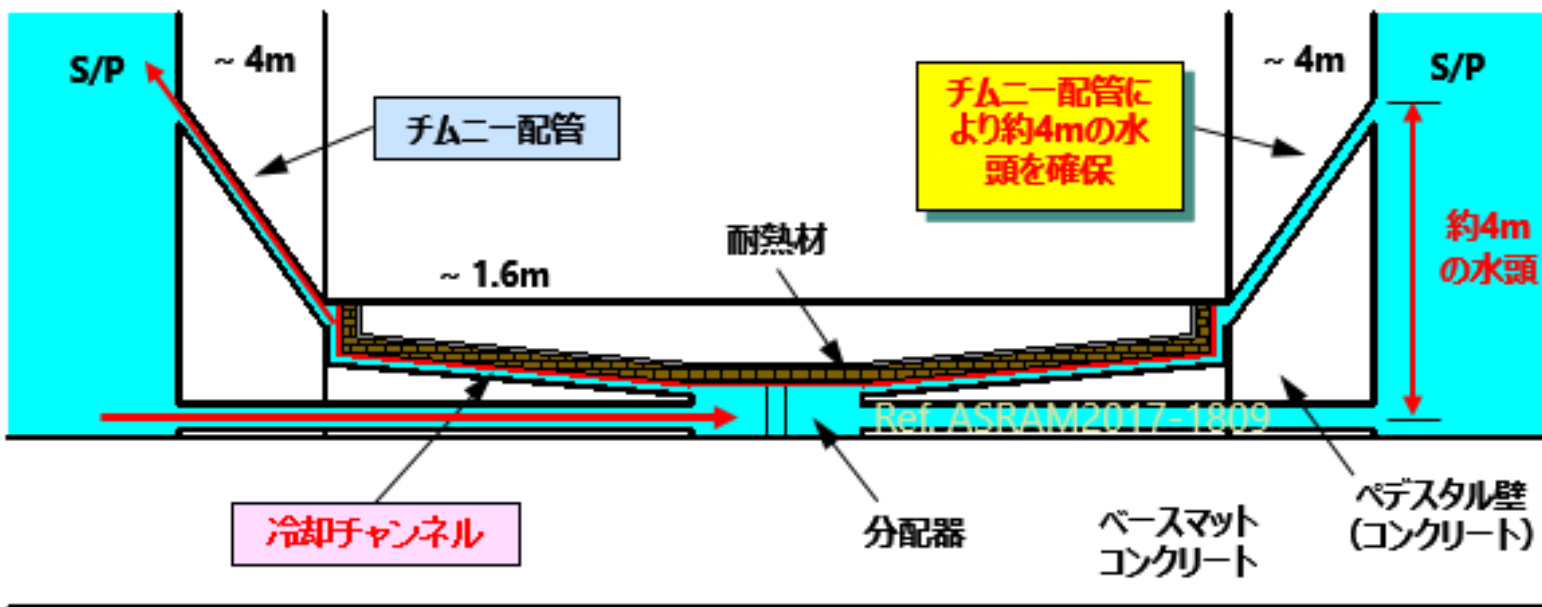
- 従来ABWRには無い大容量のアウトウェル(OW)にガスを排出できるiPCCSは半永久的に機能を継続可能。格納容器内蔵型フィルターベント(IFVS)でFPも除去可能。
- 従来ABWRにPCCSを適用しても、約3日半程度で高温化したWWへガスが排出できなくなり、機能を喪失。



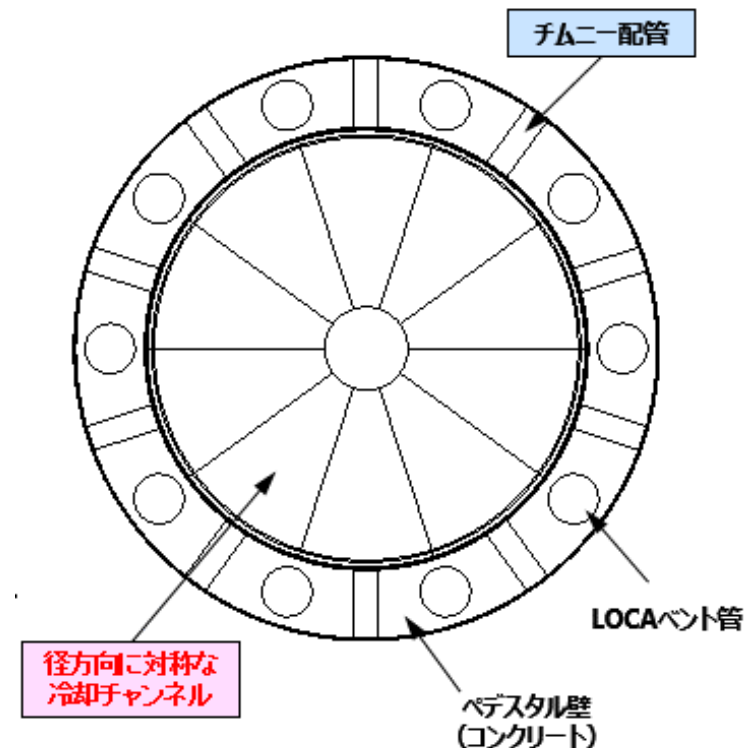
長期SBO時、SA時にも格納容器を7日間冷却することが可能

革新的コアキャッチャー (iCC)

- 径方向に対称な冷却チャンネルを採用し、どの流路にもほぼ均一に冷却水が流れる構成。
- 冷却チャンネルは通常時からS/P水で冠水、SA時には落下してきた炉心デブリによる加熱で自動的に冷却。
- チムニー配管により約4mの水頭を有しており、大きな自然循環流量を確保することが可能。
- 格納容器と一体化しており耐震性に優れている。



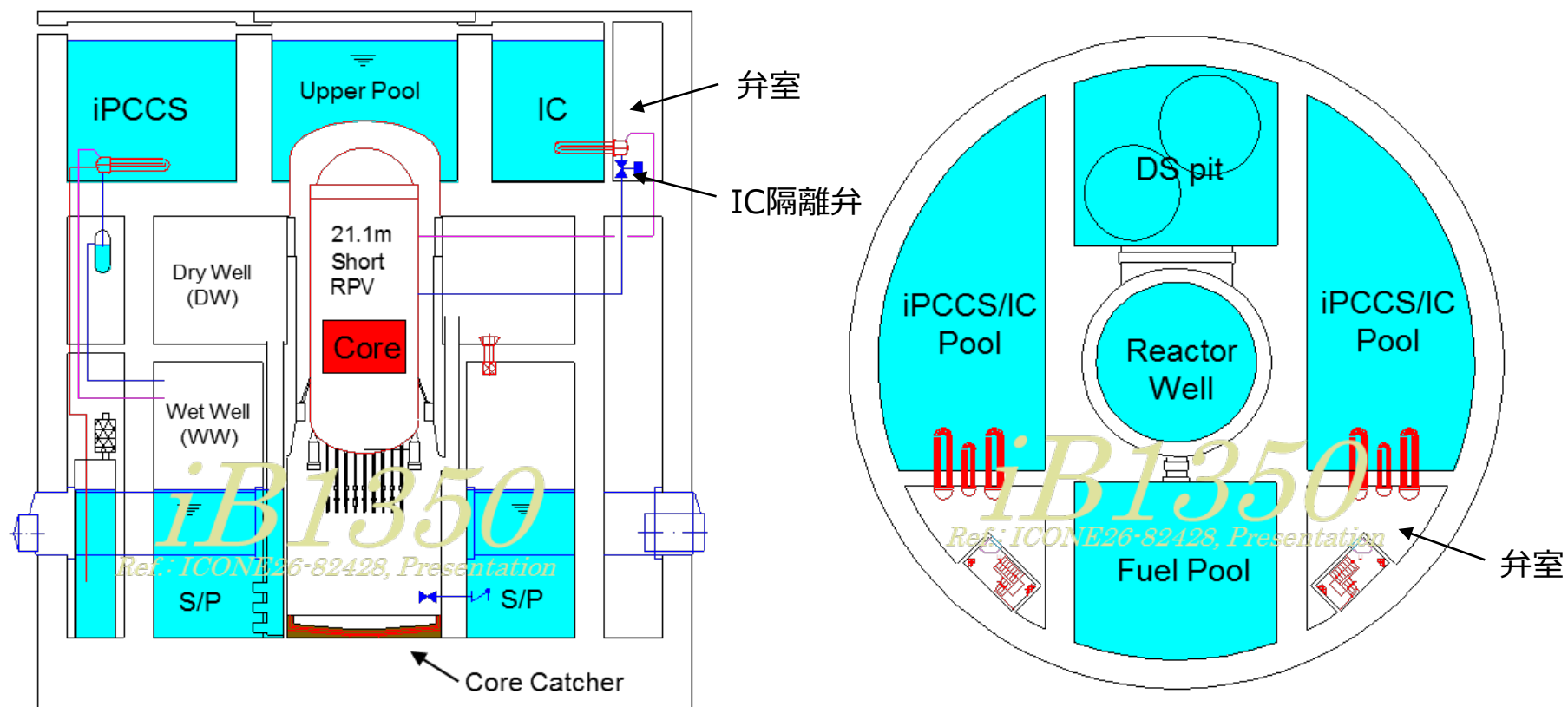
Ref.ICONE26-82428



S/P水により自動的に、時間遅れなしに冷却開始、格納容器一体型で耐震性を確保

アイソレーションコンデンサー (IC)

- 過渡事象時や長期交流電源喪失(長期SBO)時に、静的に原子炉の冷却が可能。
- 冷却水は7日分を有しており、それまでは水の補給等を含めて運転員の操作は不要。



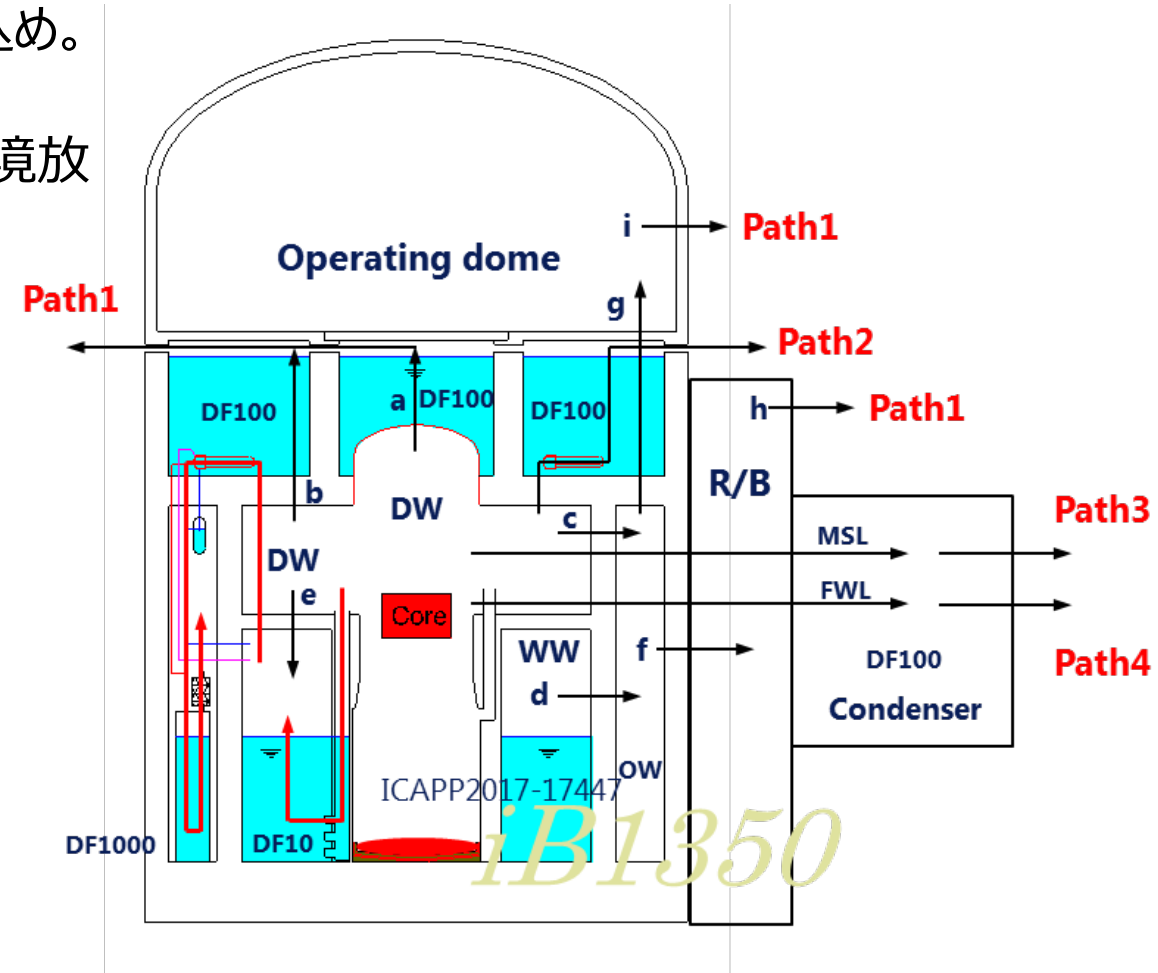
長期SBO時にも、運転員の操作なく原子炉を7日間冷却することが可能

シビアアクシデント時の被ばく線量

- SA時にはノーベントでFPを二重円筒格納容器内へ閉じ込め。
- 緊急避難の判断要素となる事故時の実効線量当量は5mSv/月以下、長期移住の判断要素となるCs-137環境放出量は2.3TBq以下(現在の基準は100TBq)。

核種	環境放出量 (Bq)	実効線量等量(mSv)		
		外部被曝	内部被曝	合計
希ガス	4.8E+16	8.7E-1	—	8.7E-1
I-131	5.5E+13	1.0E-2	2.9E+0	2.9E+0
その他ヨウ素	1.2E+13	6.4E-3	9.5E-2	1.0E-1
Cs-137	2.3E+12	6.2E-4	2.3E-1	2.3E-1
その他核種	1.5E+13	3.7E-3	9.3E-1	9.4E-1
合計	4.8E+16	8.9E-1	4.1E+0	5.0E+0

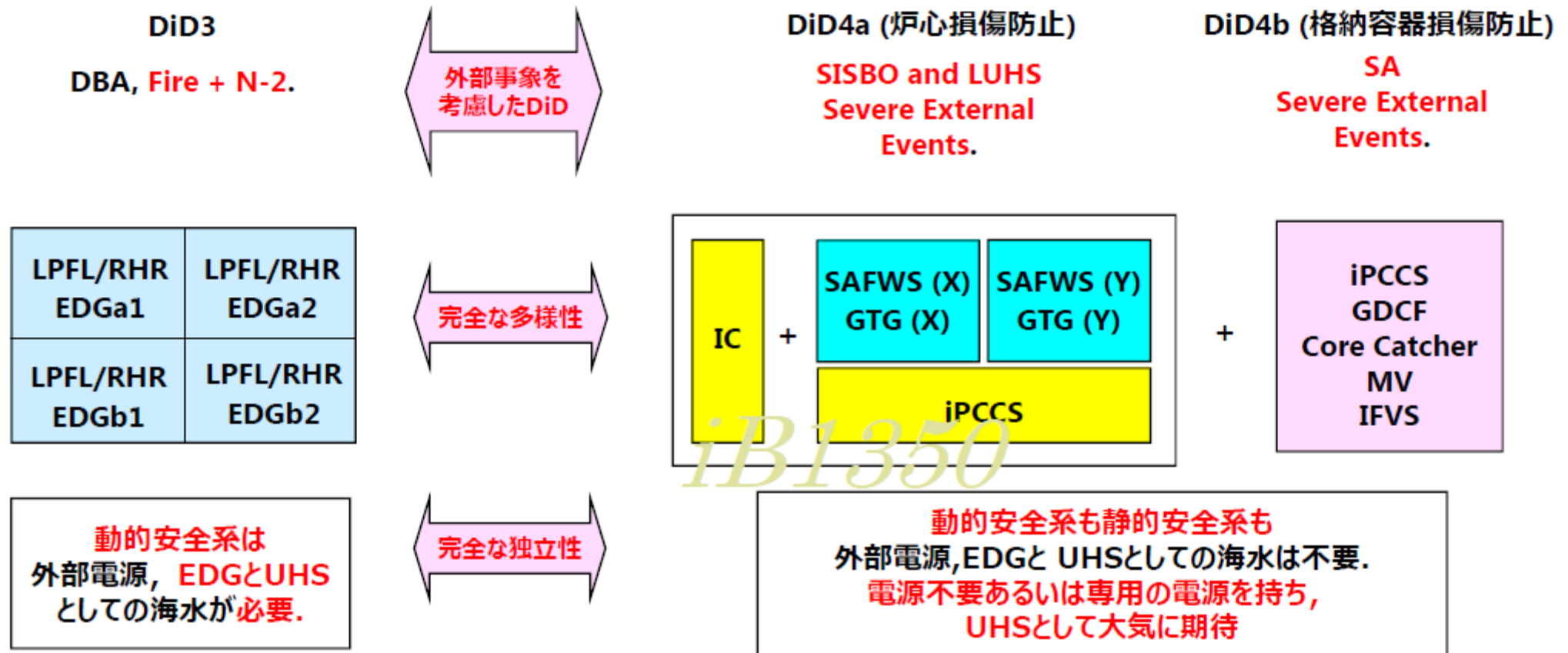
Ref.: ICAPP2017-17447



事故が起きても、地域社会に極力影響を与えないプラント

iB1350の安全系の考え方

- iB1350のIDHSの考え方は、独立した設計基準事故(DBA)用の動的安全系と大規模自然災害(SISBO等)起因のSAに対処する静的安全系により構成される。
- 多重性に加えて、多様性、独立性を強化しており、大規模自然災害時の炉心溶融を回避。
- 万一の炉心溶融時にもiPCCS、コアキャッチャーその他の安全設備により、格納容器破損を防止。



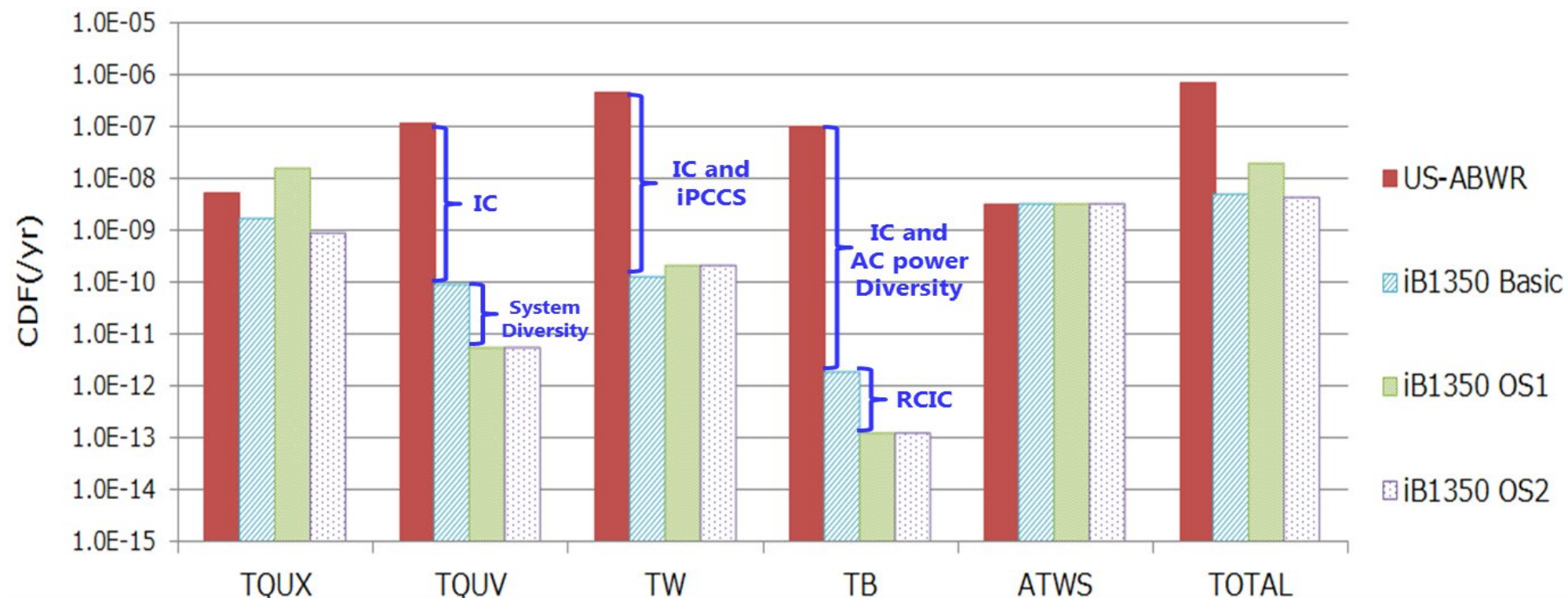
iB1350の安全系の構成

- OS1とOS2は設計基準事故対処設備(DBA区分)にも電源の多様性がある。
- 全てのオプションは動的ポンプ6台構成で同じ。

US-ABWR	iB1350 Basic	iB1350 OS1	iB1350 OS2																																																								
<table border="1"> <tr> <td>DBA</td> <td>SA</td> </tr> <tr> <td>None</td> <td>RCIC Turbine</td> </tr> <tr> <td>LPFL/RHR EDG</td> <td></td> </tr> <tr> <td>HPCF</td> <td>AAC</td> </tr> <tr> <td>LPFL/RHR EDG</td> <td></td> </tr> <tr> <td>HPCF</td> <td></td> </tr> <tr> <td>LPFL/RHR EDG</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="2">No Passive Safety Systems</td> </tr> </table>	DBA	SA	None	RCIC Turbine	LPFL/RHR EDG		HPCF	AAC	LPFL/RHR EDG		HPCF		LPFL/RHR EDG		No Passive Safety Systems		<table border="1"> <tr> <td>DBA</td> <td>SA</td> </tr> <tr> <td>LPFL/RHR EDG</td> <td>SAFWS GTG</td> </tr> <tr> <td>LPFL/RHR EDG</td> <td></td> </tr> <tr> <td>LPFL/RHR EDG</td> <td>SAFWS GTG</td> </tr> <tr> <td>LPFL/RHR EDG</td> <td>IC</td> </tr> <tr> <td></td> <td>iPCCS</td> </tr> </table>	DBA	SA	LPFL/RHR EDG	SAFWS GTG	LPFL/RHR EDG		LPFL/RHR EDG	SAFWS GTG	LPFL/RHR EDG	IC		iPCCS	<table border="1"> <tr> <td>DBA</td> <td>SA</td> </tr> <tr> <td>FLS GTG</td> <td>RCIC Turbine</td> </tr> <tr> <td>FLS GTG</td> <td></td> </tr> <tr> <td>LPFL/RHR EDG</td> <td>SAFWS GTG</td> </tr> <tr> <td>LPFL/RHR EDG</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>IC</td> </tr> <tr> <td colspan="2">iPCCS</td> </tr> </table>	DBA	SA	FLS GTG	RCIC Turbine	FLS GTG		LPFL/RHR EDG	SAFWS GTG	LPFL/RHR EDG			IC	iPCCS		<table border="1"> <tr> <td>DBA</td> <td>SA</td> </tr> <tr> <td>EFWS GTG</td> <td>RCIC Turbine</td> </tr> <tr> <td>EFWS GTG</td> <td></td> </tr> <tr> <td>LPFL/RHR EDG</td> <td>FLS GTG</td> </tr> <tr> <td>LPFL/RHR EDG</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>IC</td> </tr> <tr> <td colspan="2">iPCCS</td> </tr> </table>	DBA	SA	EFWS GTG	RCIC Turbine	EFWS GTG		LPFL/RHR EDG	FLS GTG	LPFL/RHR EDG			IC	iPCCS	
DBA	SA																																																										
None	RCIC Turbine																																																										
LPFL/RHR EDG																																																											
HPCF	AAC																																																										
LPFL/RHR EDG																																																											
HPCF																																																											
LPFL/RHR EDG																																																											
No Passive Safety Systems																																																											
DBA	SA																																																										
LPFL/RHR EDG	SAFWS GTG																																																										
LPFL/RHR EDG																																																											
LPFL/RHR EDG	SAFWS GTG																																																										
LPFL/RHR EDG	IC																																																										
	iPCCS																																																										
DBA	SA																																																										
FLS GTG	RCIC Turbine																																																										
FLS GTG																																																											
LPFL/RHR EDG	SAFWS GTG																																																										
LPFL/RHR EDG																																																											
	IC																																																										
iPCCS																																																											
DBA	SA																																																										
EFWS GTG	RCIC Turbine																																																										
EFWS GTG																																																											
LPFL/RHR EDG	FLS GTG																																																										
LPFL/RHR EDG																																																											
	IC																																																										
iPCCS																																																											
3 DBA divisions	4 DBA divisions	4 DBA divisions	4 DBA divisions																																																								
6 pumps	6 pumps	6 pumps	6 pumps																																																								
3 RHR	4 RHR	2 RHR	2 RHR																																																								
3 EDG	4 EDG	2 EDG	2 EDG																																																								
1 AAC	2 GTG	3 GTG	3 GTG																																																								
1 RCIC	0 RCIC	1 RCIC	1 RCIC																																																								
No passive safety systems	IC/iPCCS	IC/iPCCS	IC/iPCCS																																																								

DBA: Design Basis Accident、AAC: 代替AC電源、SAFWS/EFWS: SA時給水系/緊急時給水系(高圧)、FLS: フラッド系(低圧)、OS: Optimized Safety System、LPFL/RHR: 低圧注水系/残留熱除去系、HPCF: 高圧注水系、EDG: 非常用ディーゼル発電機、GTG: ガスタービン発電機、RCIC: 高圧注水系(蒸気駆動)

iB1350の炉心損傷頻度 (CDF)

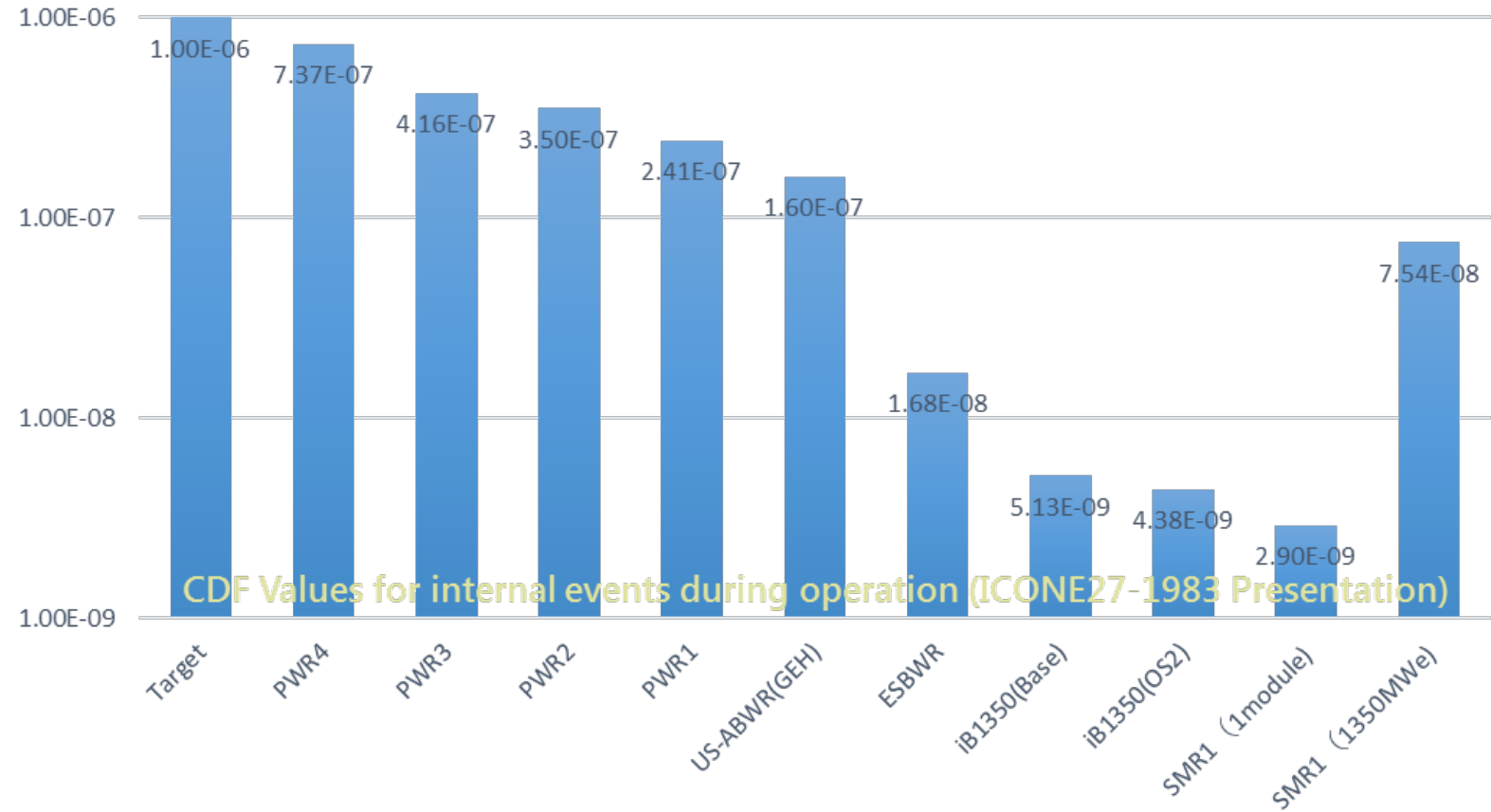


Total CDF and Comparison by Accident Scenarios (ICONE26-82552)

静的安全系とシステム多様化でCDFは 10^{-9} /炉年オーダー
SA時の対策だけでなく、炉心損傷防止機能も大幅に強化

他炉型との炉心損傷頻度(CDF)の比較

- 最新の海外PWR炉のCDF値は 10^{-7} /炉年のオーダーでGEHが評価したUS-ABWRのCDF値よりも高い。
- iB1350(OS2)のCDF値は、大型軽水炉の中では最小となり、 10^{-9} /炉年のオーダーに。
- SMR(1モジュール50MWe想定)の中にはCDF値がiB1350よりも若干低いものがあるが、同一電気出力相当で比較すると、CDF値は大幅に上昇する。



CDF Values for internal events during operation (ICONE27-1983 Presentation)

**iB1350のCDF値は最新の海外PWR炉より2桁小さく、
同一出力で比較するとSMRよりも1桁小さい**

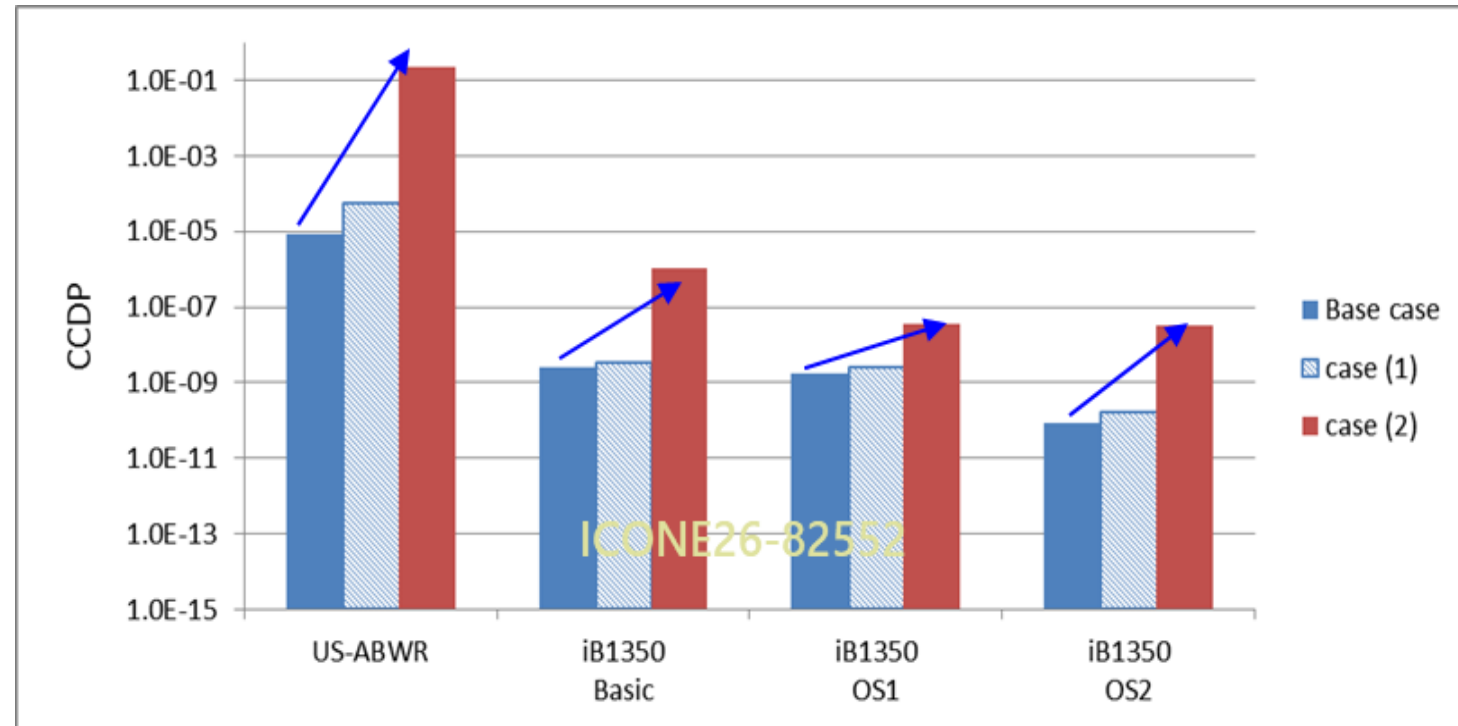
iB1350の外的事象に対するプラント耐性

- 甚大自然災害に対するプラントの耐性を評価。
- 外電喪失が発生頻度 1 で発生したと仮定、さらに、外的事象による安全機能喪失を仮定し、条件付き炉心溶融確率（CCDP）を評価。

	評価条件	甚大自然災害のタイプ
ベースケース	LOOP（電源復旧あり）	通常のLOOP（自然災害なし）
想定ケース 1	LOOP（電源復旧なし）	巨大竜巻、巨大地震、大型台風 (ex. 千葉県台風)
想定ケース 2	LOOP（電源復旧なし） さらに 最終的な熱の逃がし場の 喪失 (LUHS) 及びそれによ って SBO が従属的に発生	LUHS/SBO を発生させる甚大な 自然災害。巨大津波、巨大サイク ロン、巨大ハリケーン、巨大台 風 (ex. 3.11)

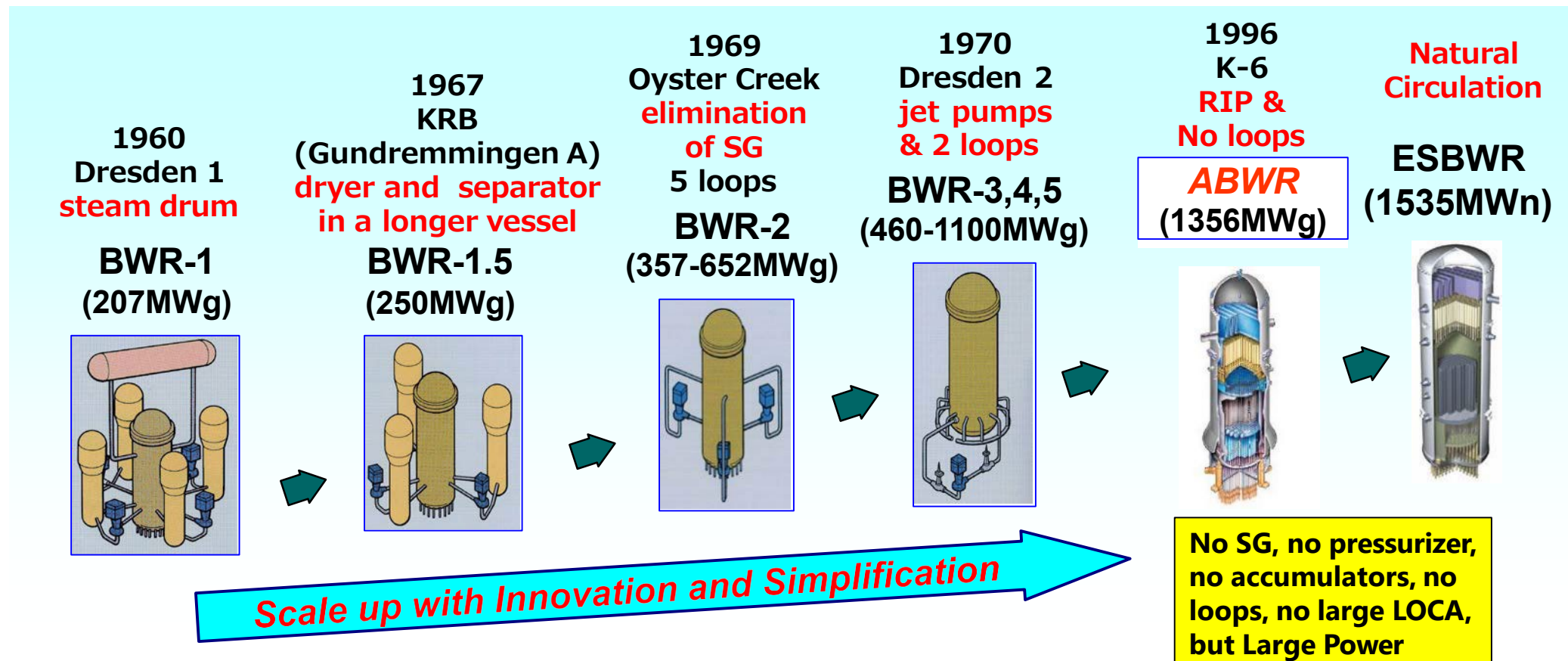
iB1350の外的事象に対するプラント耐性

- 想定ケース1ではICのないUS-ABWRがベースから若干増加。iB1350はICと電源の多様性からほぼ増加なし。iB1350は長期外電喪失に極めて強い。
- 想定ケース2ではUS-ABWRはLUHSによりECCSとEDGが喪失、CCDPは0.2程度に増加。一方、iB1350のCCDPはICと電源の多様性により 10^{-8} ～ 10^{-6} と極めて低い。Basicでは 10^{-6} 、特にGTGが3系統あるOS1とOS2では 10^{-8} とさらに低い。
- iB1350は3.11のような甚大自然災害においても、実質的に炉心溶融しない。



iB1350は甚大自然災害によるLUHS/SBOへの耐性が極めて大きい

BWRの一次系の変遷 - BWRは大電力でシンプルなシステムを確立

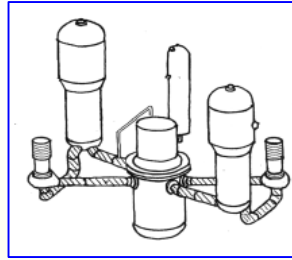


Ref: ICONE26-82428

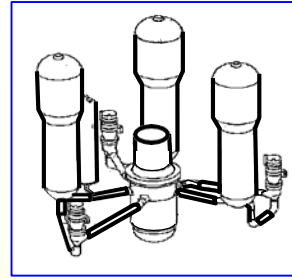
BWRは革新的なシンプルさを追求することで、SMRのようにシンプルなシステム構成としつつ、経済性を考慮した大電力発電を両立させることに成功

PWRの一次系システムの変遷 – 複雑なシステムの大型炉

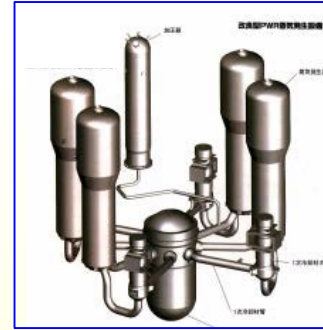
2-Loop
(600 MW)



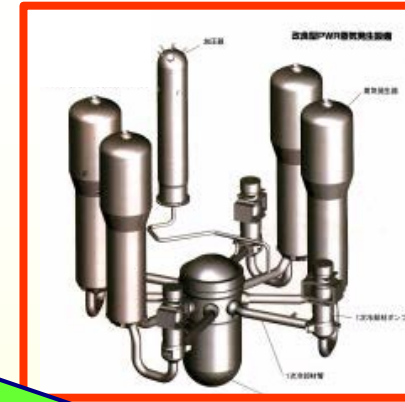
3-Loop
(900 MW)



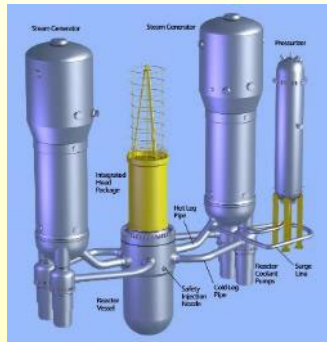
4-Loop
(1300 MW)



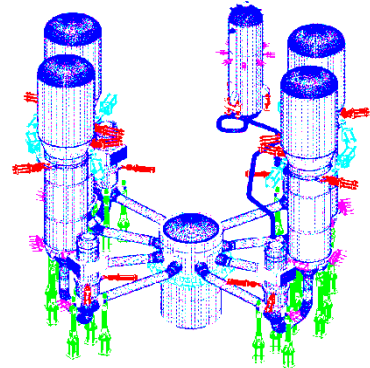
Larger 4-Loop
(1600 MW)



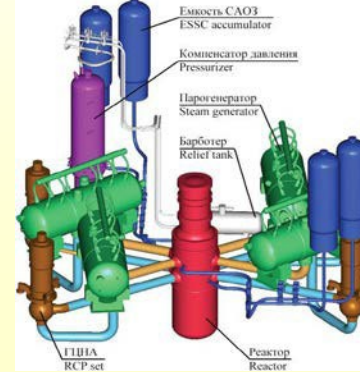
Power Increase without Innovation reached Complication.



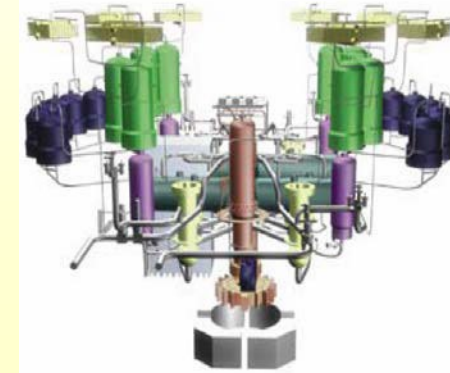
AP1000(8)



EPR(10)



VVER-1200(10)



VVER-TOI(26)

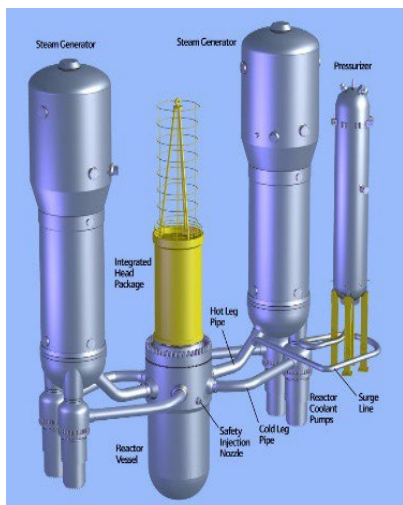
Ref: ICONE26-82428

PWRは1次ループを増加させることで出力増加に対応してきたが、CV内にこれ以上のループを入れるスペースはなく、大型PWRの開発は困難

SMRはシンプルに見えて実はもっと複雑！？

- ◆ SMRはPWRのような蒸気発生器(SG)が不要に見えるが、内蔵型蒸気発生器を採用している。したがってSGをコンパクトにする必要があり、SMR1基当たりの出力を50MWeGに制限することになる。
- ◆ ゆえに 比較的コンパクトな大型炉であるAP1000™(1200MWeG)に置き換えようとするすると24基ものSMRが必要となる。

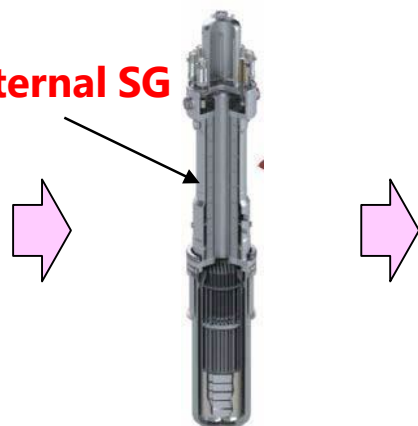
Large and Complicated



AP1000™
1200 MWeG
8 vessels

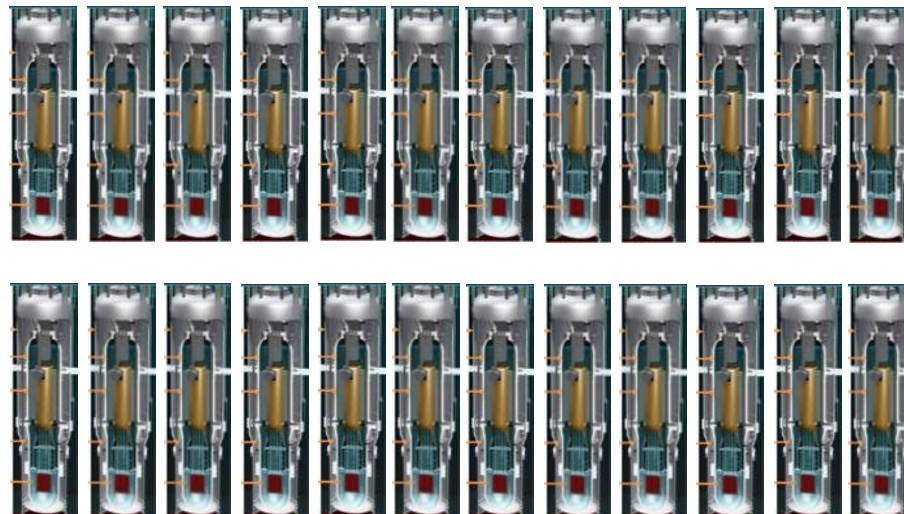
Simple but Small

Internal SG



SMR
50 MWeG
1 vessel

More Complicated to produce 1200 MWeG

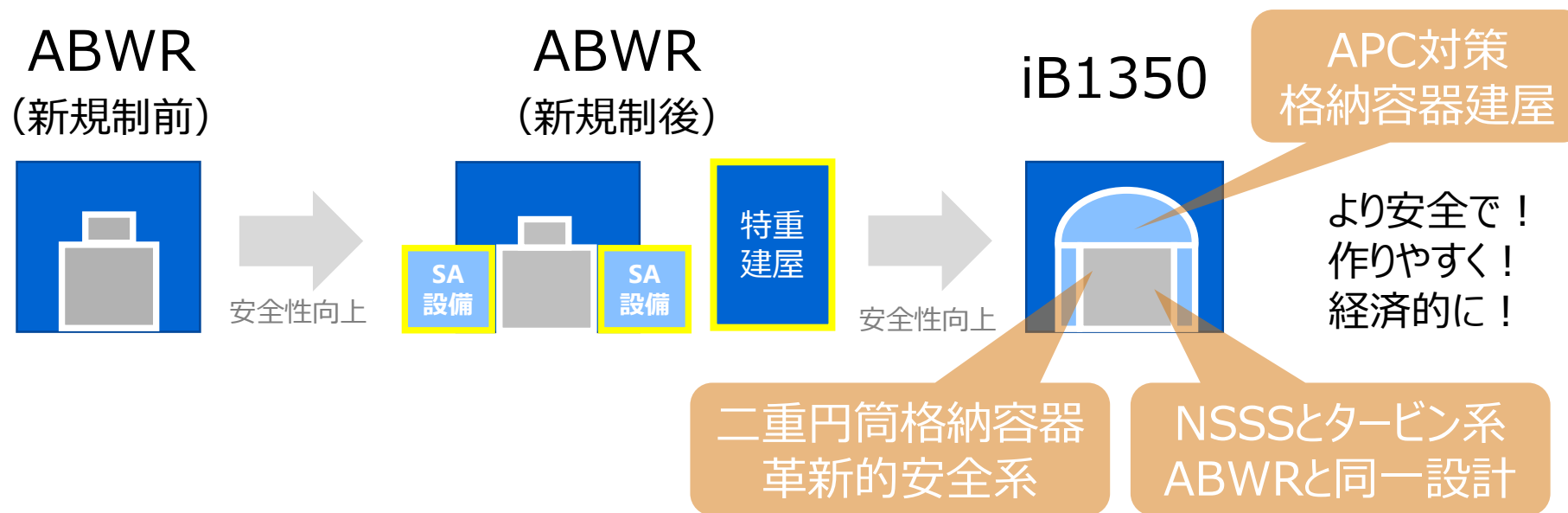


Modular SMR needs **24 power modules** to replace only one AP1000™ (1200 MWeG). Ref: ICONE26-82428

単一のSMRはシンプルに思えるが、実際の大型発電所群はもっと複雑になる。
原子炉システムのシンプルさは、同じ出力で比較しなければならない。

iB1350の経済的特徴 ～特重施設の合理化～

- 新規制基準により新たに要求されたSA設備(ポンプ、電源等)、可搬式設備、フィルターベント等により、プラントの物量は新規制前と比べて大幅に増加。
- iB1350は革新的な安全系を当初設計から組み込み、またAPC防護対策を加えることにより、特重施設の合理化が可能。
- 発電プラントとしては建設実績のあるABWRをベースとしており、建設容易性にも配慮。



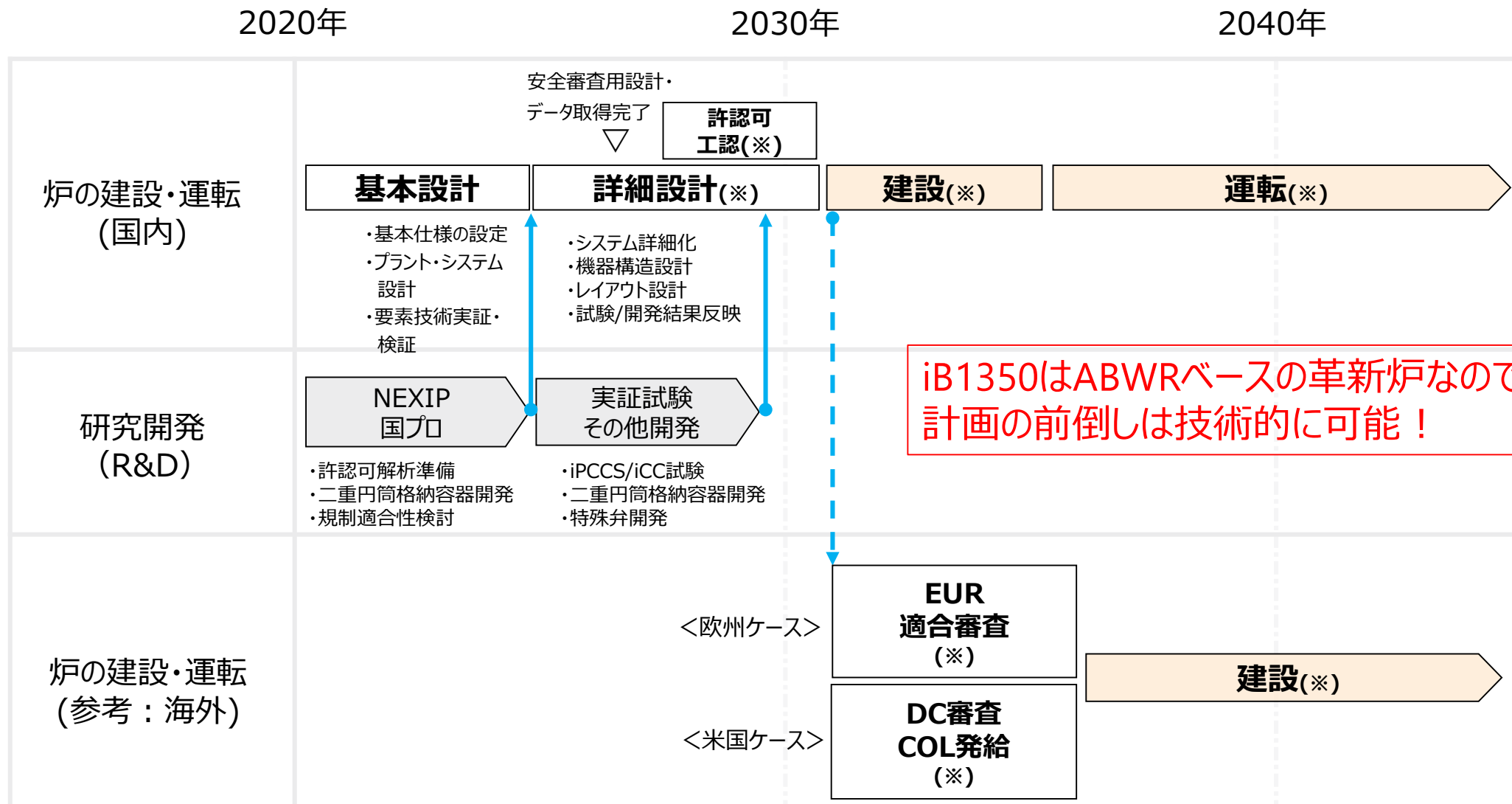
新規制基準対策を追加したABWRよりも高い経済性を有する

現在の開発状況について

- 開発Phase：基本設計段階（但し、ABWRと同一設計部分は開発済み）
- 実用化ターゲット：2030年代前半 建設開始
- 主要技術開発/検討項目：
 - 二重円筒格納容器の構造成立性の確認
 - 規制審査対応準備
 - ✓ 許認可解析コードの整備、1F事故の知見を反映したSA解析、SA時の被ばく評価
 - ✓ 新設炉向け規制基準適合性の予備評価
 - iPCCSによる静的なS/P冷却および長期格納容器冷却性能の検証（実証試験含む）
 - iCCによる長期デブリ冷却性能および構造成立性の検証（実証試験含む）

今後も技術開発/検討を継続し、実用化に備えていく

実用化に向けたロードマップ



※事業者の立地・事業計画により変動あり。

まとめ iB1350

- 大型軽水炉でありながら、革新的安全性、建設容易性、高い経済性を有し、緊急避難不要、長期移住なしのプラントコンセプト
- 大規模自然災害による長期交流電源喪失、最終ヒートシンク喪失、シビアアクシデントに対し、7日間のグレースピリオドを実現
- iB1350の安全系は炉心損傷頻度を大幅に低減、また各オプションはUHSの多様性を有し、外的事象にも優位
 - 日本のような自然災害が深刻な影響を及ぼす国においては、OS1/OS2が持つ多様性が非常に効果的である
 - iB1350の安全系オプションは静的安全系による動的機器物量の削減が可能であり、日本のように耐震要求が高い国ではコストメリットが大きい
 - iB1350の安全系Basicも、EU諸国のような火災 + N-2要求のある場合には適している
- ABWRベースであるため新設への対応も柔軟に可能
- 今後も、国家プロジェクトを活用して、早期実用化に向けた開発を継続

03

高温ガス炉

高温ガス炉とは

炉心の構成材に黒鉛を中心としたセラミック材料を用い、冷却材にヘリウムガスを用いた原子炉（熱中性子炉）

1 事故時の閉じ込め 機能維持

被覆燃料粒子

- 直径約1mmの黒い球状の粒
- 核燃料の外側を炭素や炭化ケイ素のセラミックスで四重に包含
- 炭素や炭化ケイ素の被覆は

1600°Cの高温に耐える

2 負のフィードバックによる自動静定

黒鉛減速材

- 中性子の吸収が少なく、耐放射性が高い
- 高温に耐え、熱伝導性が高い
- 熱容量が大きいことから、

事故時の温度変化が緩やか

3 熱サイクルの高温化、高効率化

ヘリウムガス冷却

- 中性子の吸収が少ない
- 化学的に不活性であり、相変化がない
- 構造材との化学反応が殆どなく

構造材の腐食を回避

固有の安全性により、炉心溶融や大量のFP放出を回避可能な原子炉

高温ガス炉 主な特徴

1 出口温度：
750~950°C

- 高温熱供給が可能（軽水炉の場合約300°C）
- 高効率発電が可能（ガスタービンの場合最大約50%）
- 水素製造や化学プラントへの熱供給などの多目的利用へのポテンシャルを有する

2 最大熱出力：
600MWt

- 炉心体積あたりの熱出力は2~6 MW/m³であり、軽水炉（50~70MW/m³）の一桁小
- 冷却材が気相であることに加え、減速材の黒鉛体積がかさむため
- 圧力容器大型化の限界により、600MWtが上限

3 高燃焼度：
100~160GWd/t

- 高耐久性燃料により約2倍の燃焼度が可能
- 廃棄物発生量の削減に寄与
- また、MOX燃料の高燃焼度燃焼によるプルトニウム効率削減にも寄与

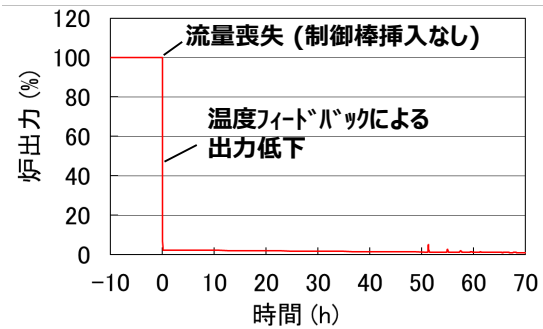
ポイント：

1. 高温の利点を活かした、**ユーザニーズに即した発電・熱利用システム**の設計が可能
2. 固有の安全性を支える低出力密度は経済性とトレードオフの関係。**経済性を考慮したシステム設計**が普及のカギ
3. 高レベル・低レベルとも廃棄物発生量は少ないものの、燃料の性状が異なることから**国のサイクル政策との整合性**が課題

高温ガス炉の特長

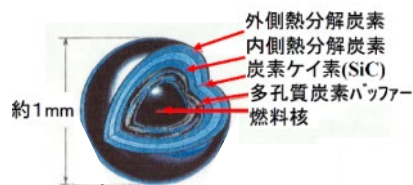
① 止まる

⇒ 電源や流量喪失時に、制御棒挿入なしでも停止する。

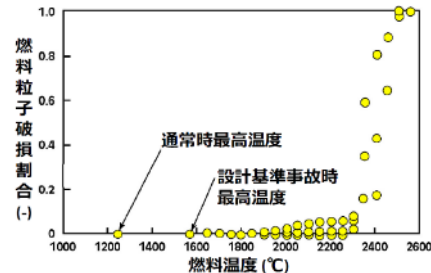


③ 閉じ込める

⇒ セラミックス製の被覆燃料粒子が高温でも健全性を維持。FPは粒子内に閉じ込められる。

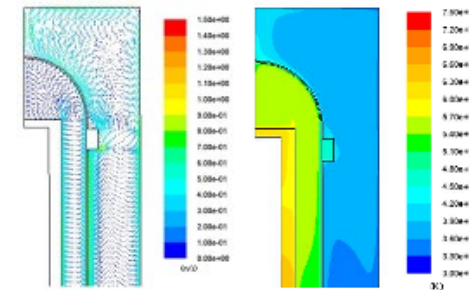
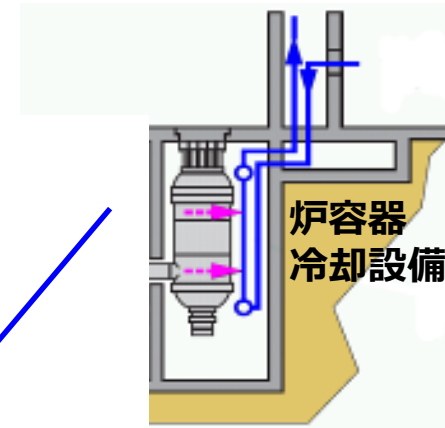


被覆燃料粒子

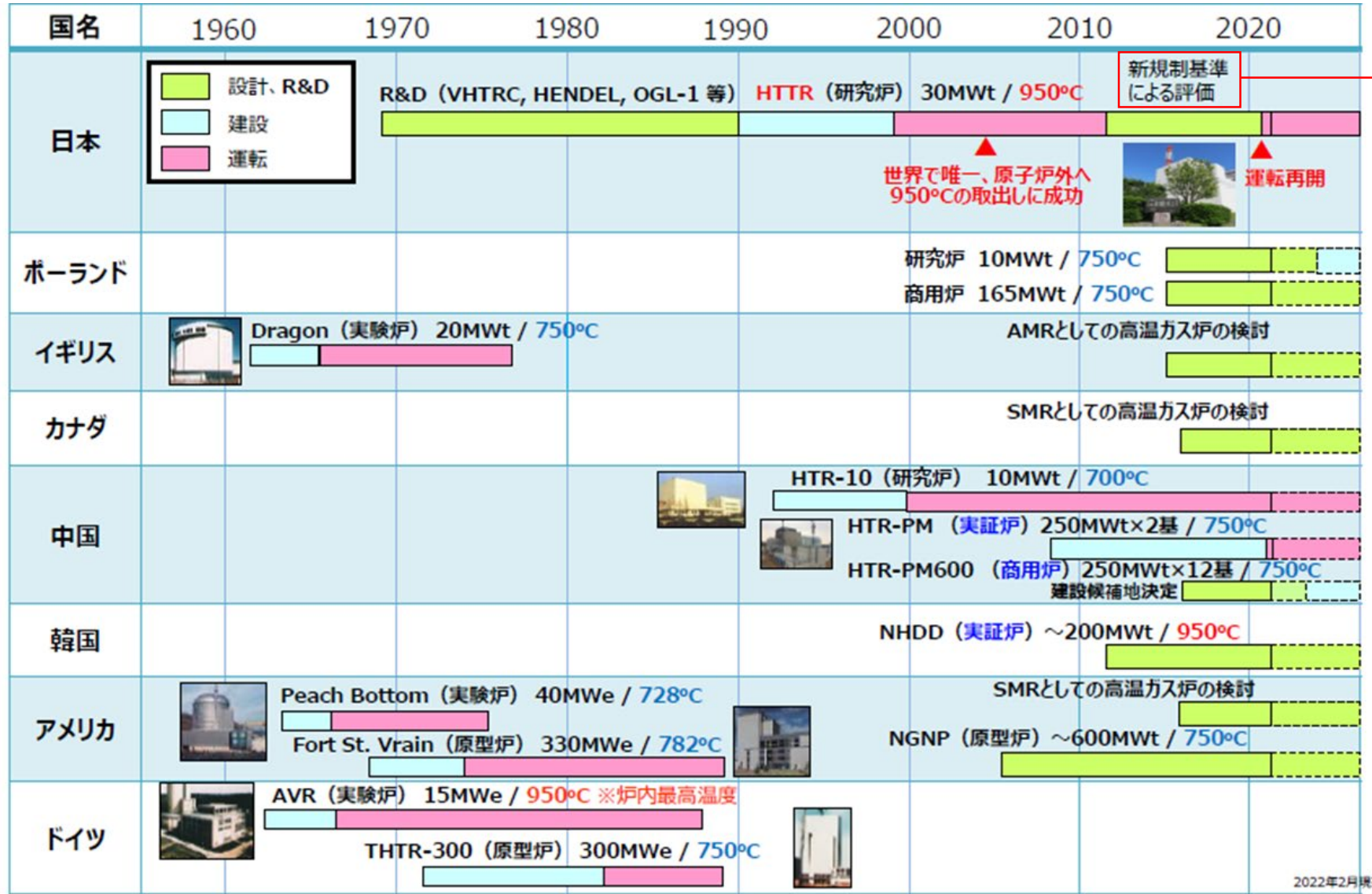


② 冷える

⇒ 自然放冷により崩壊熱が除去される。



高温ガス炉開発の歴史 – 各国の状況 –



新規制基準適合性審査において、固有の安全特性に基づき一部主要機器※の安全重要度、耐震重要度の引き下げが承認

※後備停止系、補助冷却設備、炉容器冷却設備、原子炉格納容器等

東芝グループの関わり：

日本：HTTR (JAEA)

- 中間熱交換器(IHX)
- 反応度制御設備(RCS)
- 燃料 (原燃工)
- 原子炉出力制御設備
- プラント計算機、他

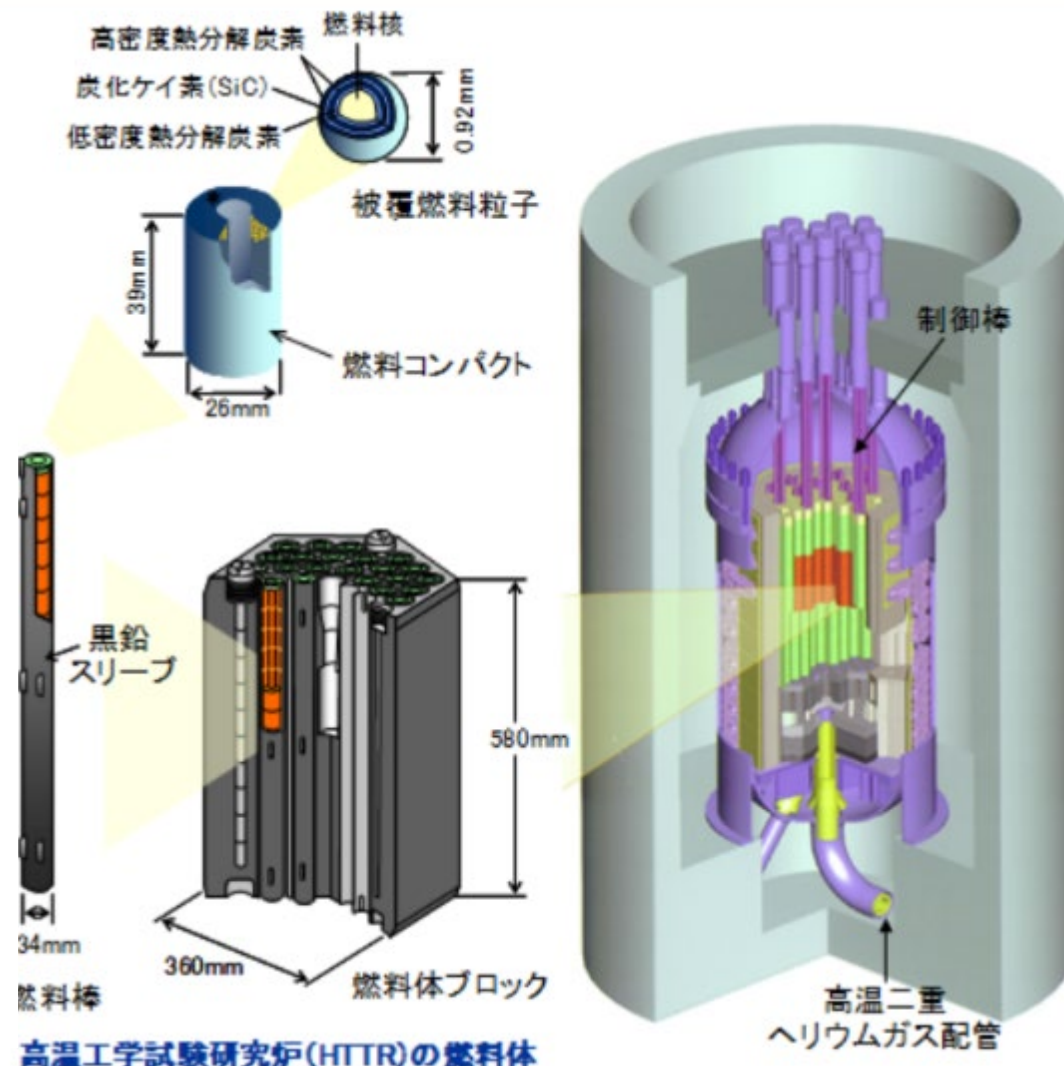
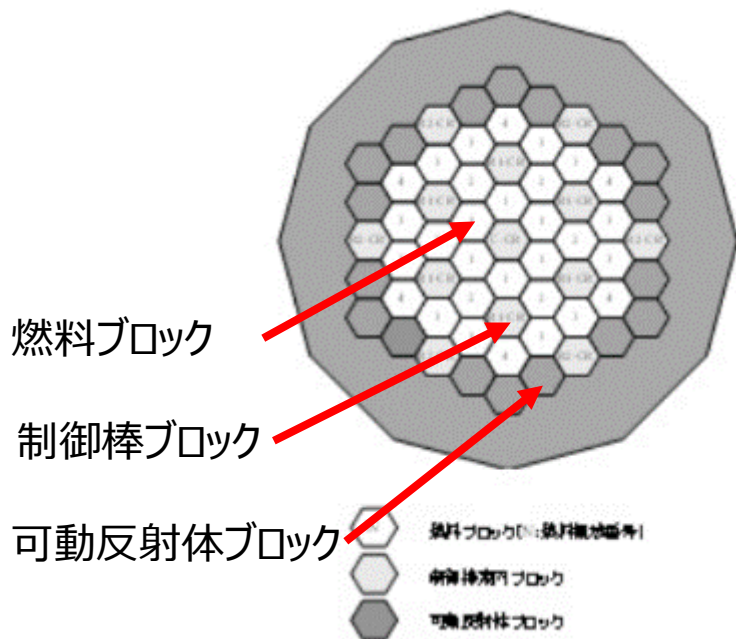
アメリカ：NGNP 参画

HTTR：高温工学試験研究炉

炉心の概要 – 日本の試験炉「HTTR」–

原子炉構造

- 六角柱状の燃料体及び制御棒案内ブロックを円柱状に積上げ
- そのまわりを同一形状の可動反射体ブロックで囲んだ構造



一次冷却材の流路

- 二重管の外管を流れてRPVに入り、内壁に沿って上昇、RPV上部で反転
- 下降しながら高温となり、炉心下部の高温プレナムで二重管の内管内に入りRPVを出る

HTTR：高温工学試験炉

HTTRにおける東芝の実績

■ HTTRでの実績

高温ガス炉特有の高温機器等を納入

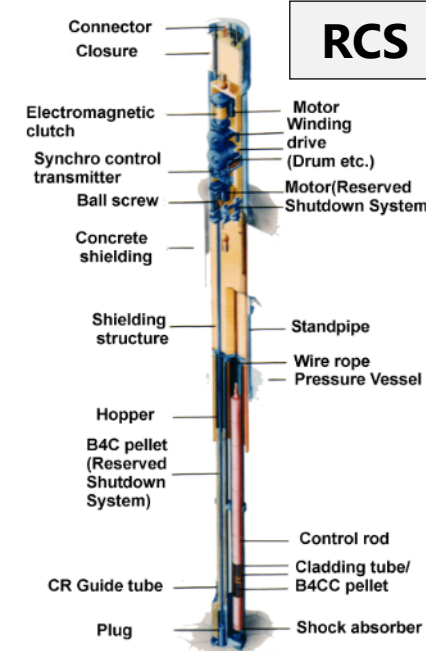
- 中間熱交換器(IHX)
- 反応度制御設備(RCS)
- 燃料 (NFI 担当)
- 原子炉出力制御設備
- プラント計算機 他

IHX主要目

容量	10 MWt
寸法	Φ2m×11m
最高使用温度	950℃
伝熱管材質	ハステロイXR



IHX



RCS

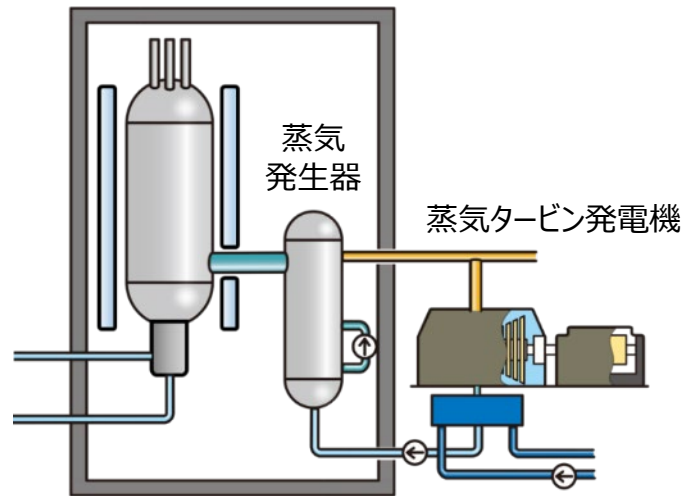
RCS主要目

基数	16対 (制御棒本数 32)
寸法	約8 m
最高使用温度	900℃
制御棒材質	Alloy 800H

高温機器の設計・製造技術を確立

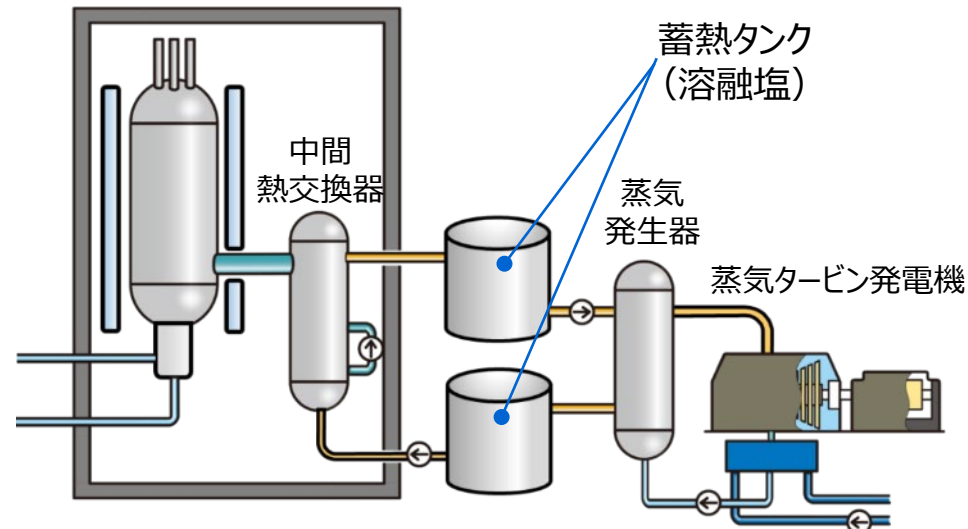
実用高温ガス炉の開発

目標	プラント概念	狙い
1. 更なる安全性向上を図った原子力システム	高温ガス炉	① 固有安全性を活用した安全性向上 ② 既存技術に基づく早期実用化 ③ 熱源利用, 水素製造への適用等
2. 機動性の高い原子力システム		
3. 再生可能エネルギーと共存可能な原子力システム	蓄熱オプション	① 太陽熱発電等の実用化技術活用 ② 蓄熱により出力変動に柔軟に対応



＜基本コンセプト＞

蒸気タービン発電システムによる早期実用化



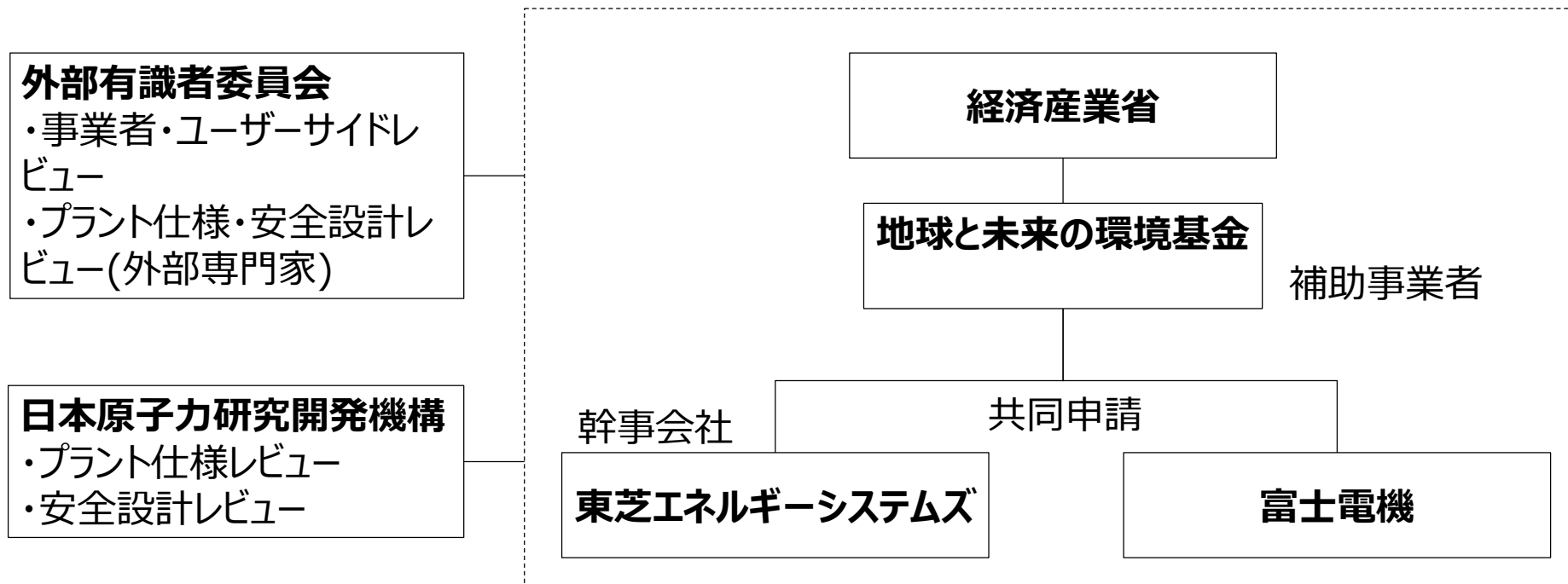
＜オプション＞蓄熱システムの併設

再生可能エネルギーの出力変動に応じた運転

開発体制

- 東芝エネルギーシステムズ：全体システム取り纏め、冷却系等
- 富士電機：炉内構造物、蓄熱システム等

社会的要請に応える革新的な原子力技術開発支援事業



電力事業者、安全関係専門家の意見を反映

1 物量削減

海外の設計・建設実績例を参考

- 原子炉圧力容器 – 蒸気発生器間の高温配管ルート変更
- RPVとSGの配置変更による高温配管短縮（サイドバイサイド）

2 事故時閉じ込め機能要求を合理化

実際の敷地境界線量を機能要求に反映し、設備を合理化

- 鋼製格納容器からコンクリート製コンファインメントへ変更
- 大物構造物の物量削減

3 材料コストを削減

高温条件の見直し

（950℃から750℃へ）

- HTTRの2・1/4Cr鋼から低合金鋼(Mn-Mo鋼)への変更
- 原子炉圧力容器コスト削減

実績を重視した開発方針で開発負荷を低減

実用化に向けた開発方針（具体例）

■ 経済性向上に向けた取り組み

- ✓ 原子炉出口温度を低温化し、RPVの材料を2・1/4Cr鋼から軽水炉で実績のある低合金鋼(Mn-Mo鋼)へ変更 (①)
- ✓ 原子炉圧力容器と蒸気発生器の横並び（サイド・バイ・サイド）配置による高温配管短縮 (②)
- ✓ 固有安全性を生かした格納容器を不要とする閉じ込め概念（コンファインメント） (④)

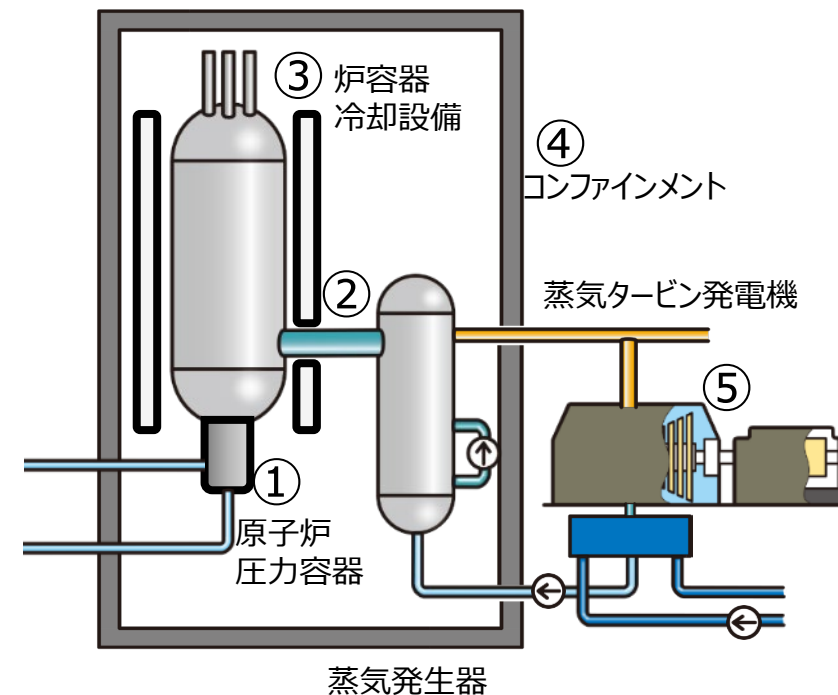
■ 安全性向上に向けた取り組み

- ✓ スリーベッセル※構造概念の導入 (②)
- ✓ パッシブな自然循環冷却による事故時の崩壊熱除去 (③)

■ 早期実用化に向けた取り組み

- ✓ 実用化済みの蒸気タービン発電採用 (⑤)
(水素製造オプションも可能)

※スリーベッセル：原子炉圧力容器と蒸気発生器を横に並べ、これらの間を2重管構造の圧力容器で接続した構造。接続構造は圧力容器扱いとし、供用期間中検査を行うことで二重管破断回避を図る。



固有安全性を維持しつつ経済性向上により早期実用化

プラント概要

■ 経済性向上に配慮した構成

- ✓ マルチユニット：4ユニット（原子炉） 構成による設備共通化
- ✓ 大型蒸気タービン発電機 1基構成
- ✓ 高燃焼度燃料（HTTRの約5倍）
- ✓ 高出力密度炉心（HTTRの約2倍）

熱出力/電気出力	4ユニット構成（2,400MWt/約960MWe） [1ユニット（600MWt/約240MWe）]
一次系温度/圧力	750°C(原子炉出口)/7MPa
燃料	セラミック製被覆燃料粒子、ブロック型
運転サイクル	約1.5年
プラント設計寿命	約60年

蒸気タービン発電を採用し開発費の抑制・開発期間を短縮

プラント仕様

主要目	HTTR	実用炉	変更の考え方
原子炉熱出力	30MW	600MW	熱出力の最大化
冷却材	ヘリウムガス		同じ
原子炉入口温度	395°C	325°C	高温化による技術課題を回避し、 実用的な選定
原子炉出口温度	850(950)°C	750°C	
冷却材圧力	4MPa	7MPa	高圧化によるコンパクト化
冷却材定格流量	4.2kg/s	273.1kg/s	出力増加による大型化
冷却系定格揚程	108kPa	91kPa	暫定値
炉心構造材	黒鉛		同じ
炉心有効高さ	2.9m	8.4m	出力増加による大型化
平均燃焼度	22GWd/t	120GWd/t	JAEA殿開発中
出力密度	2.5MW/m ³	5.8MW/m ³	JAEA殿開発中
燃料	二酸化ウラン・被覆燃料粒子/黒鉛分散型		同じ
燃料体形式	ピン・イン・ブロック型		同じ
原子炉圧力容器	2・1/4Cr-1Mo鋼	Mn-Mo鋼	軽水炉の実績（材料）
原子炉圧力容器内径	5.5m	7.6m	出力増加による大型化
発電方式	—	蒸気タービン	発電機能を追加
閉じ込め機能	鋼製格納容器	コンファインメント	コスト低減等
炉容器冷却設備	強制水冷	空冷自然循環	パッシブ化による信頼性向上

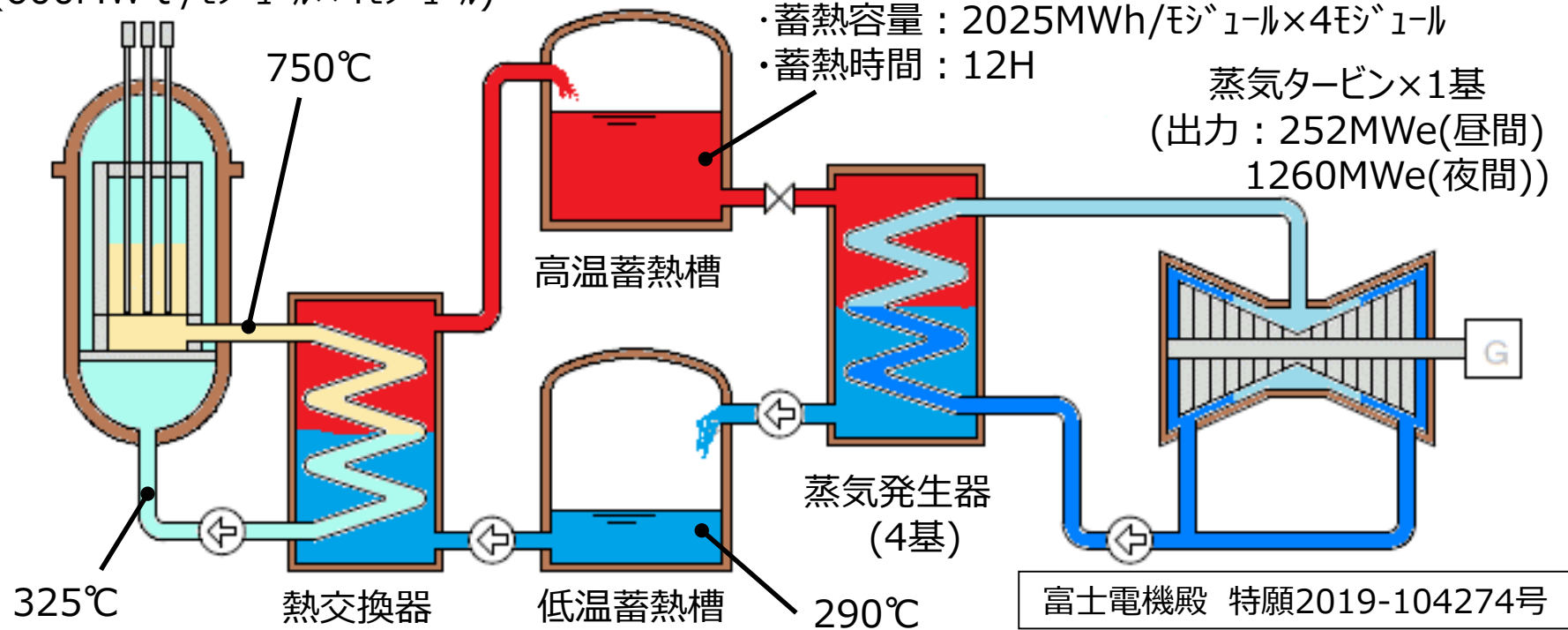
HTTRの実績に加え、実用化・経済性向上の施策を取込み

蓄熱システム概念

- 高温ガス炉では蓄熱温度が高くでき、蒸気タービン系に最適な熱源
- 原子炉熱出力は一定で、蓄熱系で電気出力を柔軟に調整

原子炉(熱出力2400MWt)
(600MW t /モジュール×4モジュール)

- ・溶融塩 (Solar Salt(KNO_3 (40%)+ NaNO_3 (60%))等 : 565°C
- ・蓄熱容量 : 2025MWh/モジュール×4モジュール
- ・蓄熱時間 : 12H

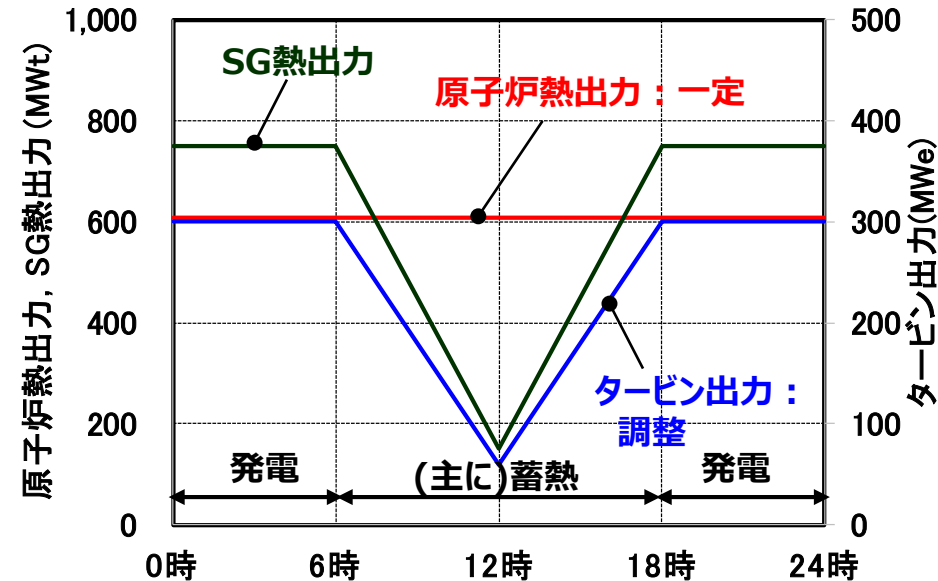


※1 溶融塩の融点 : 222°C、凝固点 : 238°C、※2 蓄熱槽容量 : 約26,000トン/槽、内径45m、高さ15m

実績のある2タンク構成を採用

蓄熱システムの運用例

- 原子炉熱出力一定：稼働率を下げずに発電調整可能
- 蓄熱システムで電気出力調整、蓄熱容量とタービン仕様を最適化
- 負荷要求に応じて蓄熱と発電を切替
- 最大出力時の夜間を定格，蓄熱主体の昼間は20%出力(最低出力)
(タービン最低出力20%より設定)



蓄熱機能付きの場合の運用例

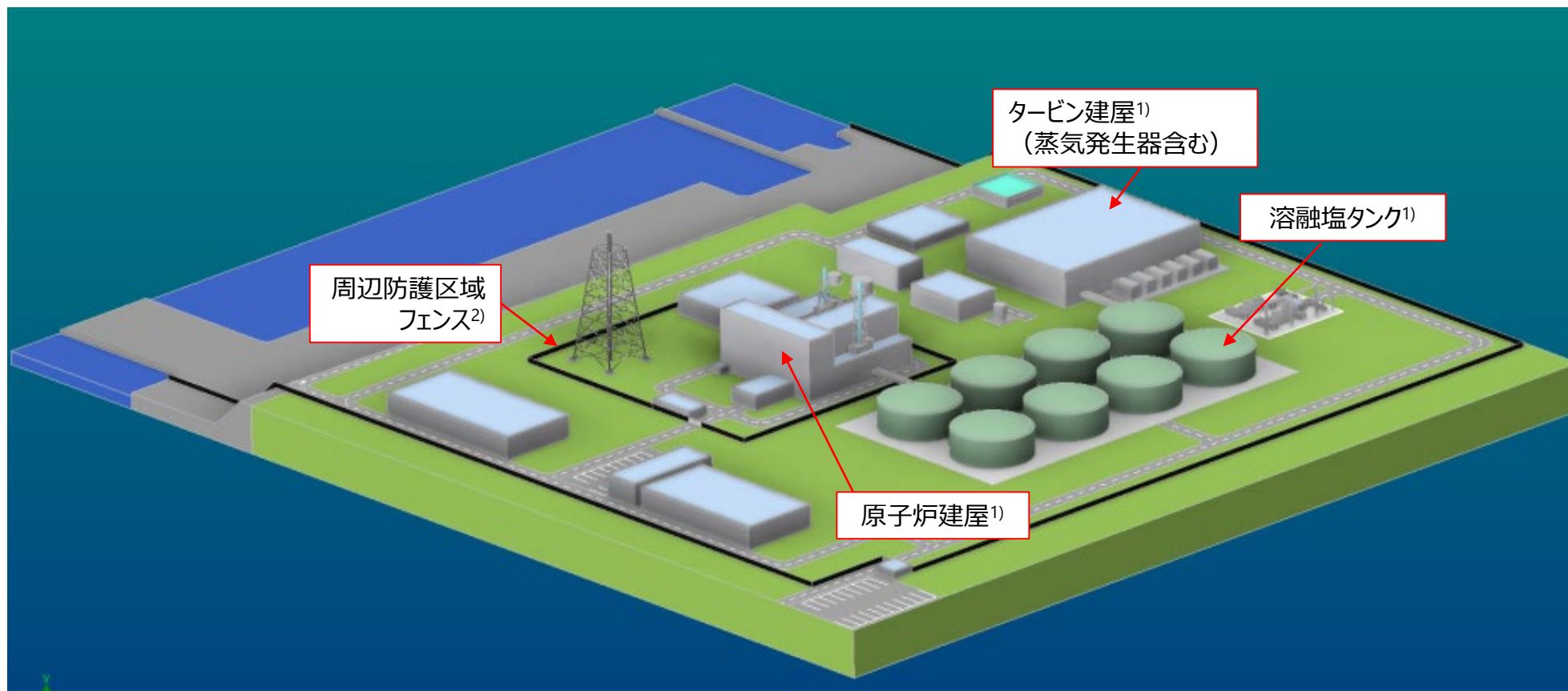
再エネの変動に合わせて発電量を柔軟に調整

蓄熱システムの主要仕様

項目	仕様	設定根拠	実績
蓄熱方式	顕熱蓄熱	<ul style="list-style-type: none"> ・太陽熱発電で実用化済(海外) ・国内プラントはないが、技術的に実証・採用可 	◎
系統構成	間接2タンク方式	<ul style="list-style-type: none"> ・1タンク(サーモクライン)方式，固体蓄熱等あるが，開発段階(低コスト化の将来オプション) ・2タンク方式：太陽熱発電で実用化済 	◎
蓄熱材	Solar Salt (KNO_3 (40%)+ NaNO_3 (60%))	<ul style="list-style-type: none"> ・高温化が可能な蓄熱材(耐熱温度が高い) ・高温ガス炉の原子炉出口温度(750℃)/蒸気温度(約530℃)に適合 	◎
蓄熱温度	(高温槽) 565℃ (低温槽) 290℃	<ul style="list-style-type: none"> ・Solar Saltの耐熱温度に基づき設定 ・Solar Saltの凝固点(238℃)に基づき設定 	○
蓄熱時間	12時間	<ul style="list-style-type: none"> ・昼間最小需要日(春秋)の太陽光発電時間を想定 ・蓄熱システムの低出力側の検討 	◎

熔融塩蓄熱は高温ガス炉との組み合わせが見通せるレベル

プラント鳥観図



- 1) 原子炉4基の場合
- 2) 防護対象区域寸法は170m×180m

1GWe級の蒸気タービン発電プラントの鳥観図例

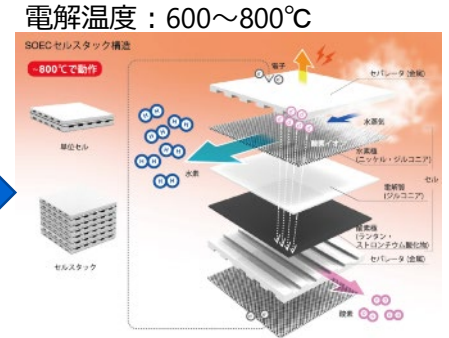
原子力の多目的利用（水素製造）

■ 原子力熱の直接/間接利用による高効率水素製造の実現：水素製造効率を10～30%向上



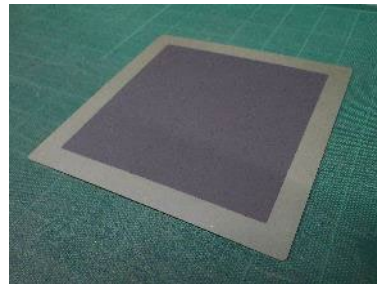
高温ガス炉 引用：東芝エネルギーシステムズHPより

高温熱直接利用
He:750°C

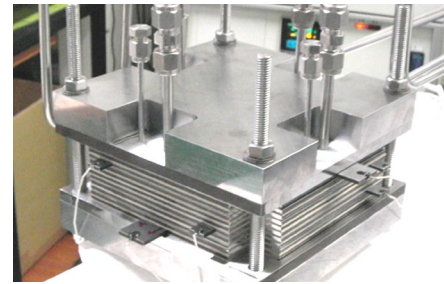


SOEC高温水蒸気電解水素製造

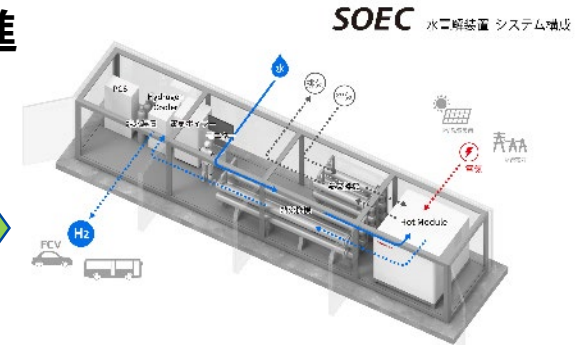
■ SOEC水素製造システム（500kW級）実証にむけた開発推進



機能性セラミックス材料技術を活用した
高耐久電解セル開発（寿命5年見通し）



材料設計・構造/流体設計技術を活用した
電解スタック開発



発電プラント・燃料電池システムの設計・運
用ノウハウを活用したシステム設計
（机上効率検討：4kWh/Nm³）

原子力によるグリーン水素の供給システムの早期確立

実用化に向けた取り組みと課題

■ 早期実用化に向けた取り組み

- ✓ 高温ガス炉の基本技術（黒鉛減速、被覆燃料粒子、ヘリウムガス冷却）は確立済
- ✓ 原子炉出口温度750°C、蒸気タービン発電等の確立済技術を活用し、開発リスクを排除

■ 技術的課題

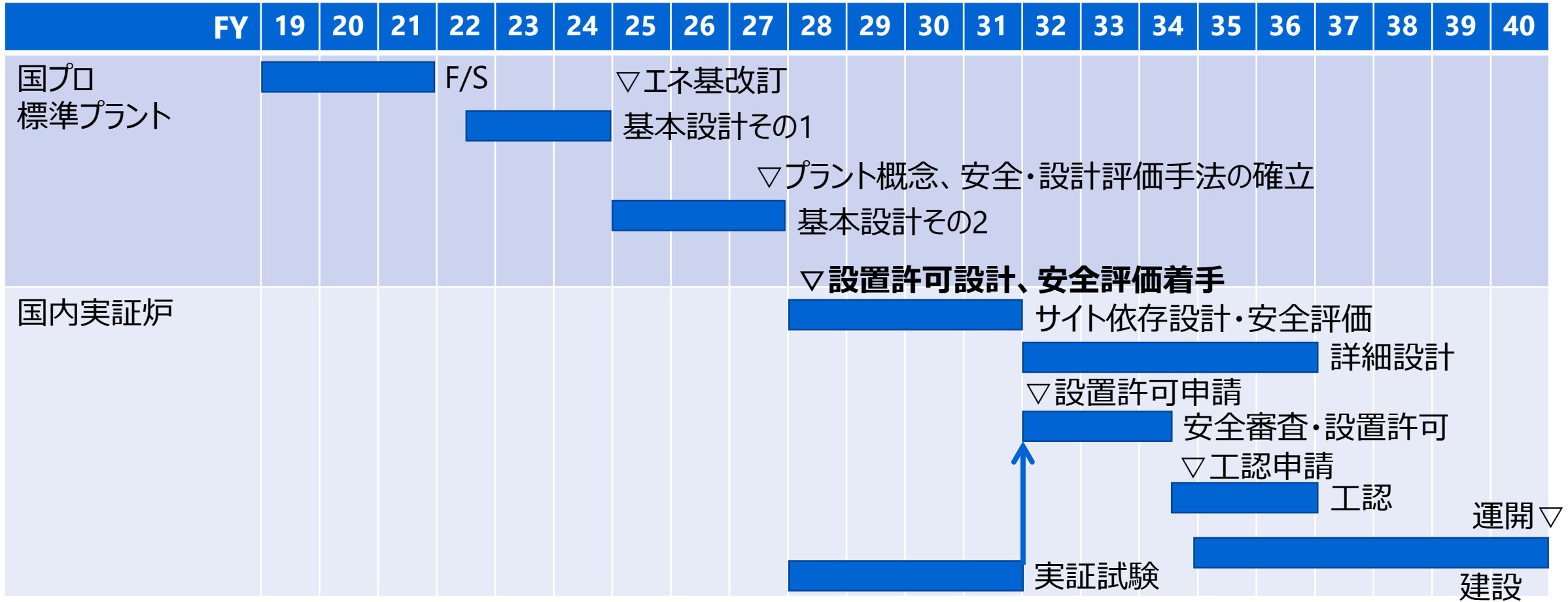
- ✓ HTTRで未経験な技術の成立性確認（サイド・バイ・サイド配置概念、自然循環冷却、スケールアップに伴う機器実証等）、平均燃焼度120GWd/t達成に向けた追加燃料照射

■ 規制課題

- ✓ 炉心溶融回避など固有安全性を活かした合理的な設備対応の実現（コンファインメントの採用等）
- ✓ APC*、耐テロ等の新規制基準に関する設計対応と妥当性

*APC（航空機衝突 Air Plane Crash）

ロードマップ°



2027年までにプラント概念と安全評価手法を確立、28年より実証炉活動を本格化

まとめ 高温ガス炉

■ 高温ガス炉の特長

- ✓ 1600℃の高温に耐える被覆燃料粒子により燃料溶融しない等燃料溶融しない等の固有の安全性
- ✓ HTTR（JAEA高温工学試験炉）の運転・許認可実績
- ✓ 出力調整な蓄熱システムおよび水素製造システムによる再エネとの共存など高温を利用した付加価値

■ 東芝の開発方針

- ✓ 高温ガス炉固有の安全性を活かした設計、確立した技術採用による早期実用化と開発リスク排除をコンセプト
- ✓ 4モジュール構成をターゲットにプラント概念設計を実施
- ✓ 電力需要の日負荷変動を吸収できる蓄熱システム構成や高温水蒸気電解による水素製造オプションを検討
- ✓ 実用化する際の規制対応検討、安全性検討も実施

実証済技術を基盤とし、早期実用化を推進

04

超小型炉MoveLuX™

超小型炉MoveluXの概要

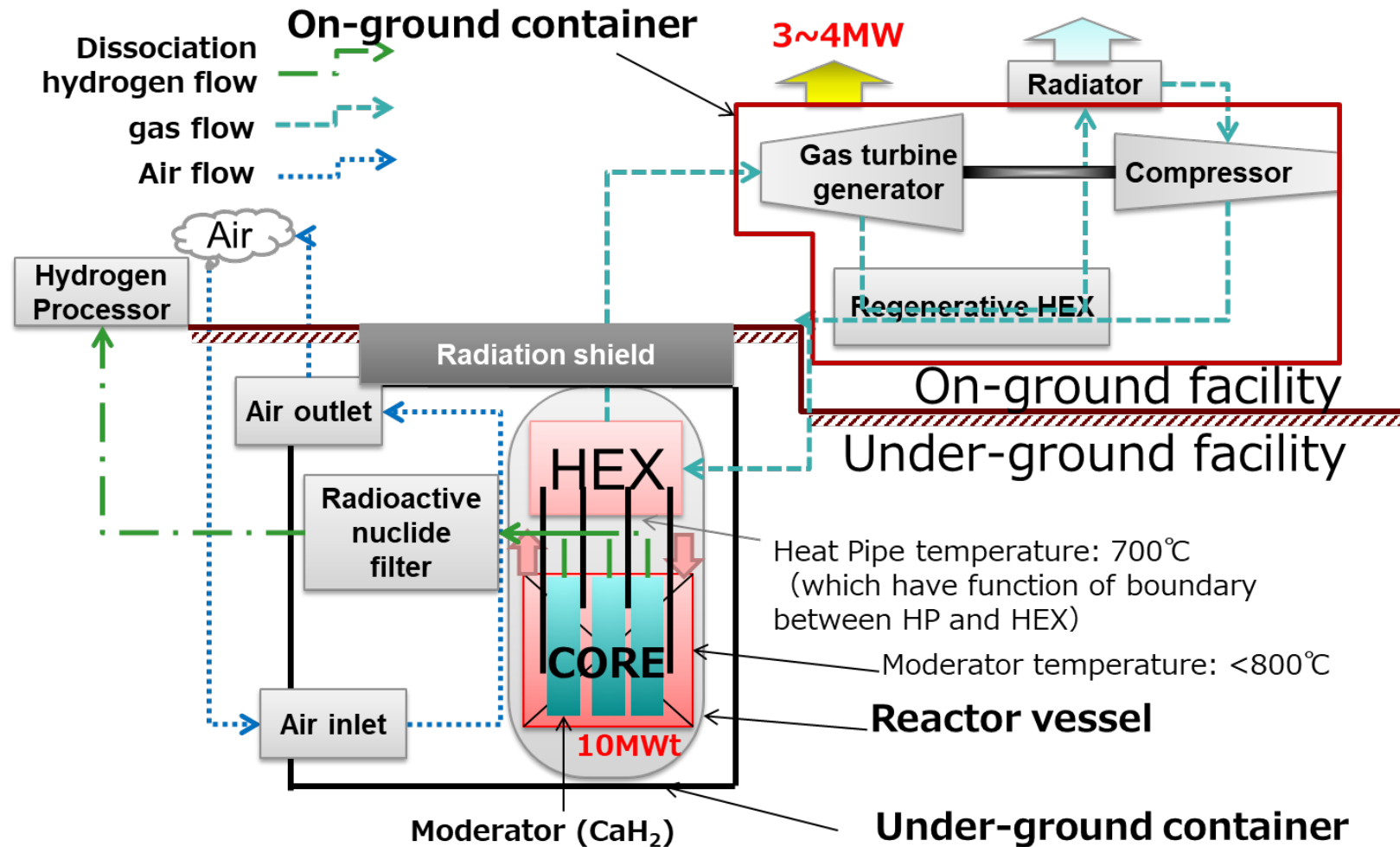
MoveluX™ (Mobile-Very-small reactor for Local Utility in X-mark)

発電設備・熱利用設備など



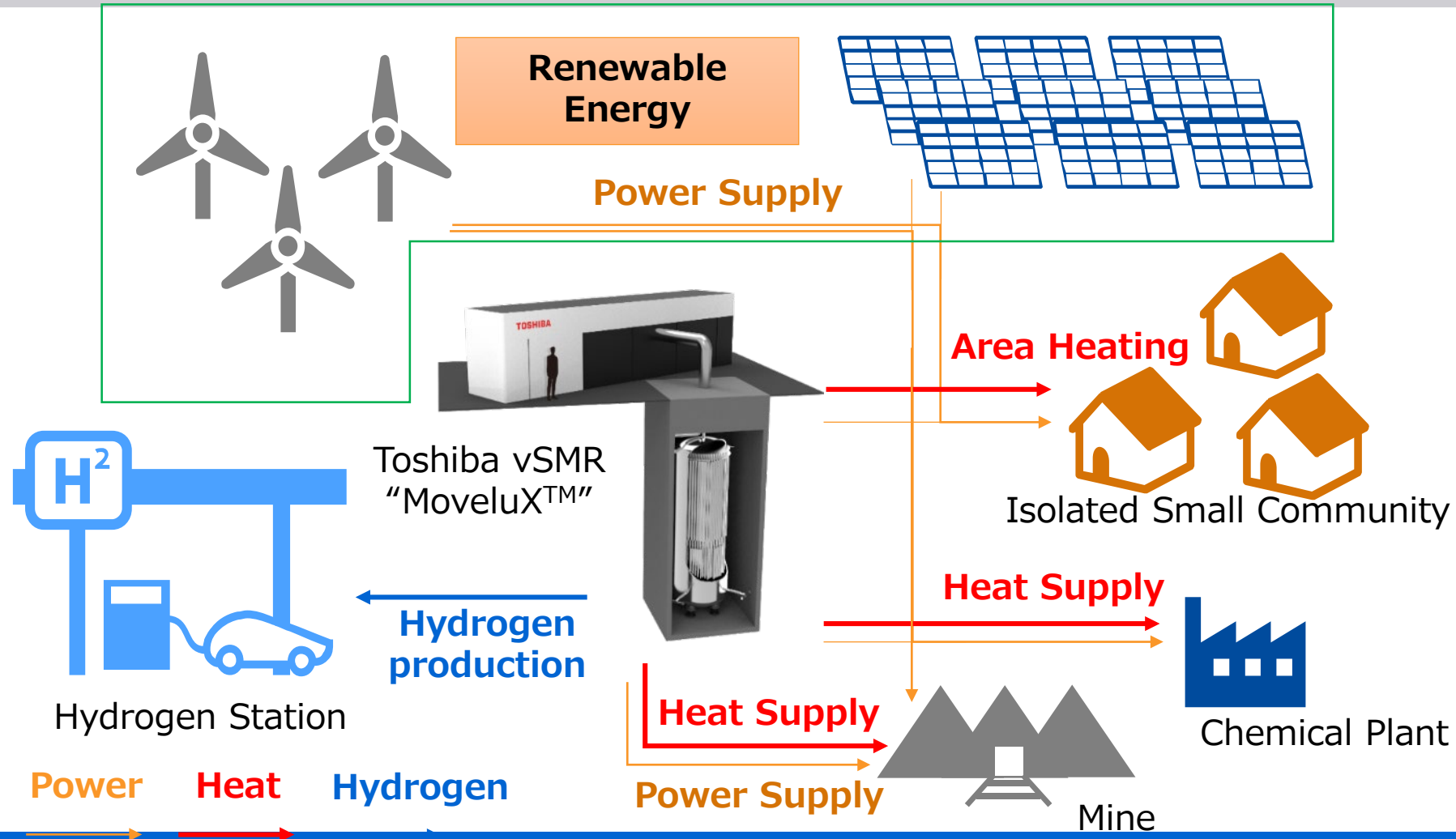
地上・地下設備それぞれがコンテナで輸送可能なサイズ
高い可搬性で僻地への輸送・設置を容易に

システム構成



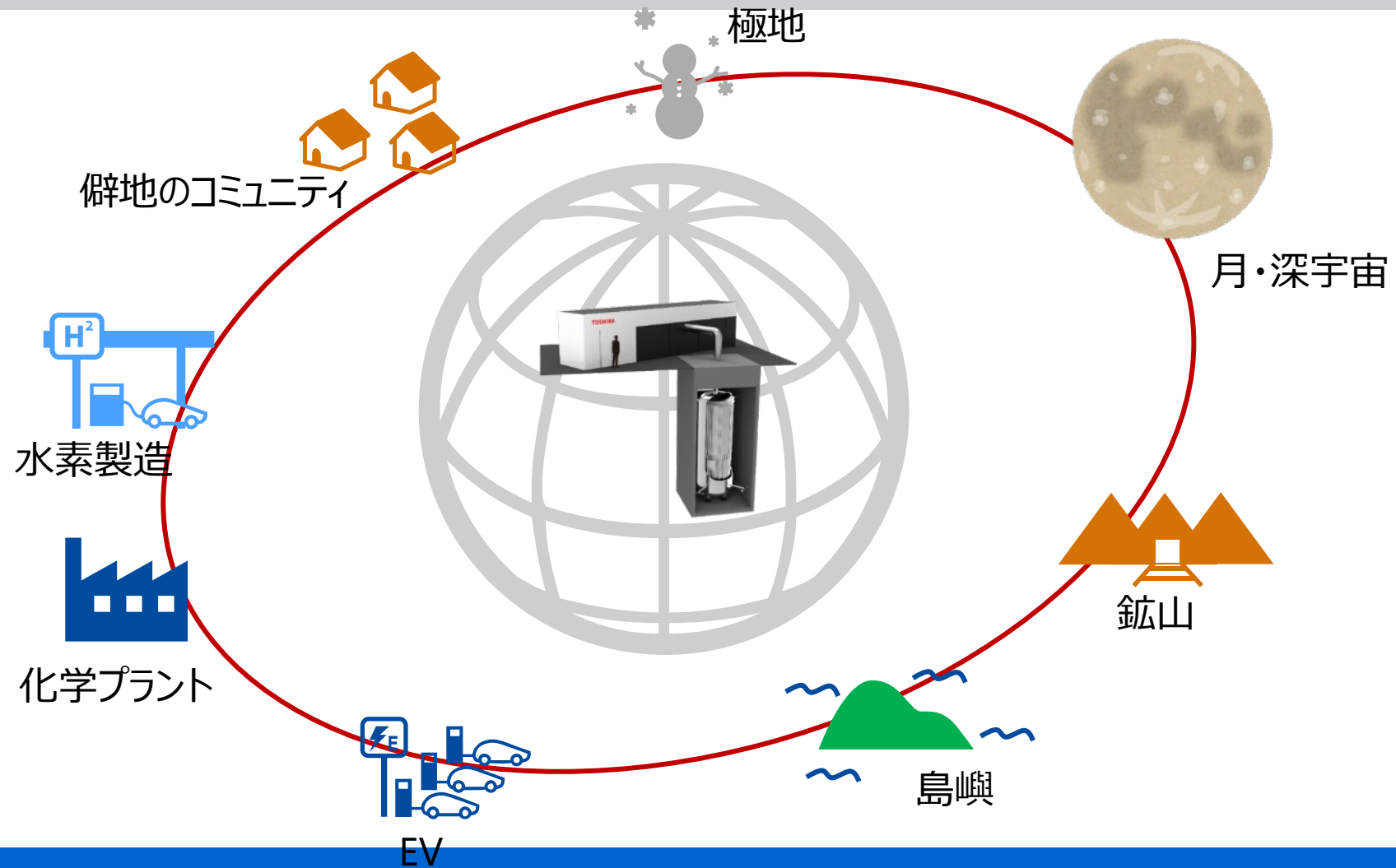
ヒートパイプによる除熱を採用し、原子炉系の可動部を極力削減

想定される適用先



多様なエネルギー形態のニーズに応える小型原子炉を指向

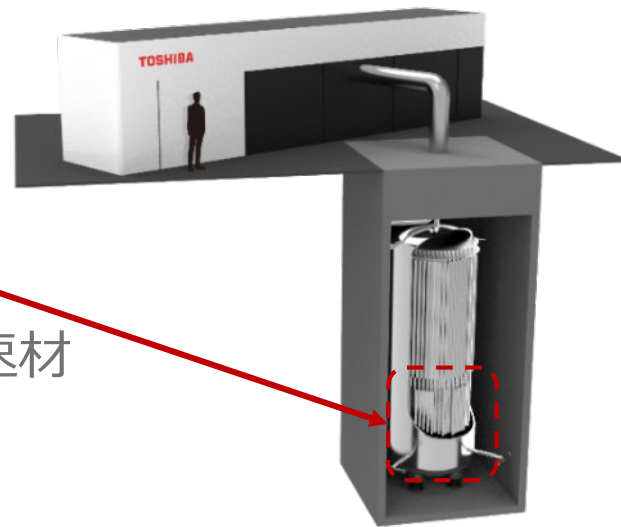
MoveluX™と関連技術によって目指す世界



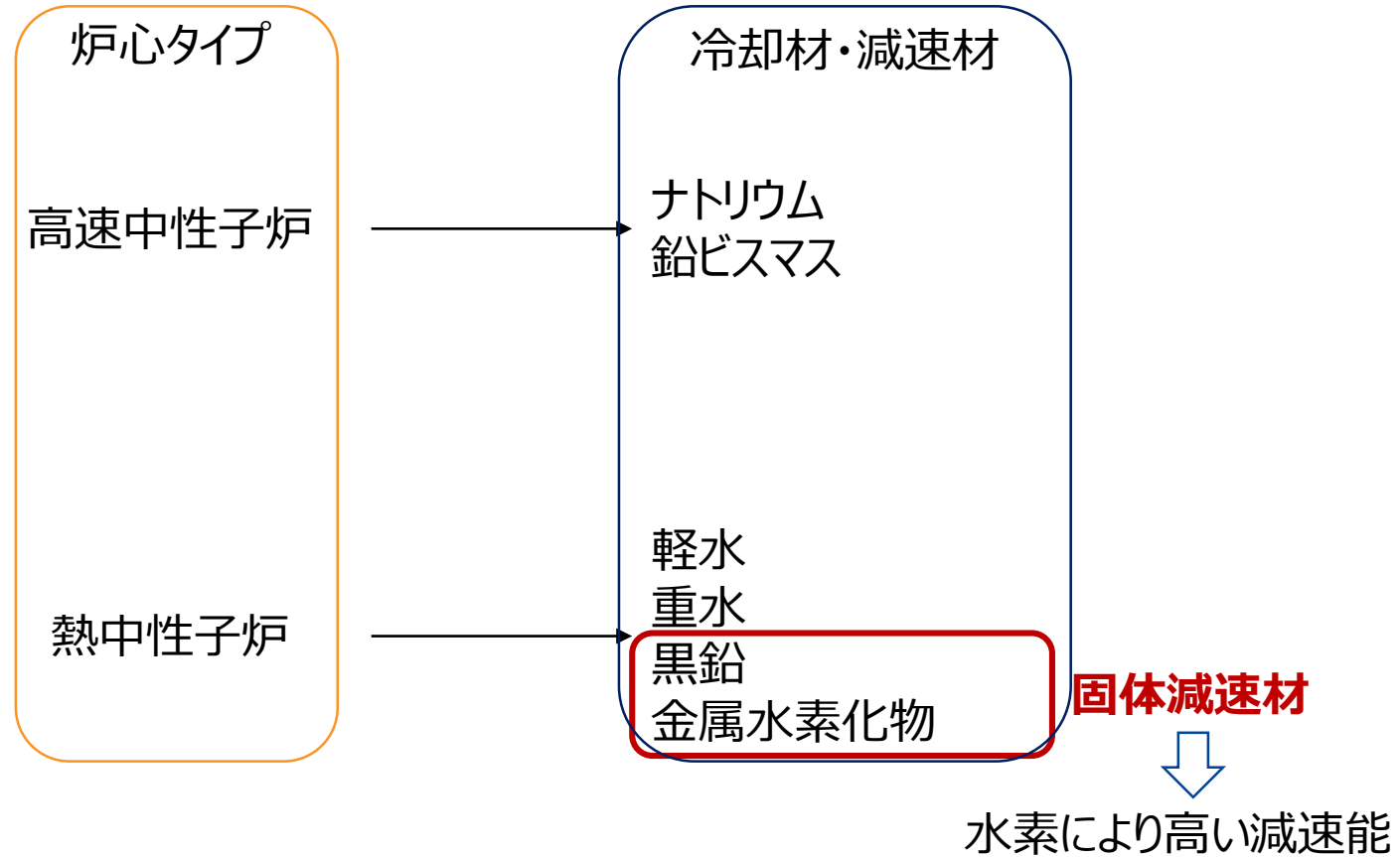
人類の活動範囲のどこにでも安全・クリーンで安定したエネルギーを供給する

技術開発状況

1. 固体減速材炉心
2. 水素化カルシウム減速材
3. 熱輸送機器



固体減速材炉心



固体減速材炉心 CaH₂減速材の採用

低濃縮ウラン炉心

高効率・小型な原子炉システム

両者を両立させる必要がある



高温環境下で使用可能な固体減速材を検討

- 高温運転：熱効率・比出力向上
- 固体減速材：低濃縮ウランによる炉心構築，炉心低圧化

元素	化学式	単位体積当り 水素個数密度 (H/cm ³)	単位重量当り 水素個数密度 (H/g)	熱中性子 捕獲断面積(barn)	水素密度 (g/cm ³)
Ca	CaH ₂	5.49x10 ²²	2.89x10 ²²	0.41 (⁴⁰ Ca)	1.9
La	LaH _{2.76}	6.02x10 ²²	1.14x10 ²²	8.94 (¹³⁹ La)	5.26
Pr	PrH _{2.8}	6.36x10 ²²	1.14x10 ²²	11.48(¹⁴¹ Pr)	5.56

単位重量当たりの水素個数密度・熱中性子捕獲断面積からCaH₂を選定

CaH₂減速炉心に期待される特性

燃焼装荷量低減

- 低濃縮ウランによる小型炉心
- 高速炉では燃料装荷量大幅増

異常時の受動的炉停止

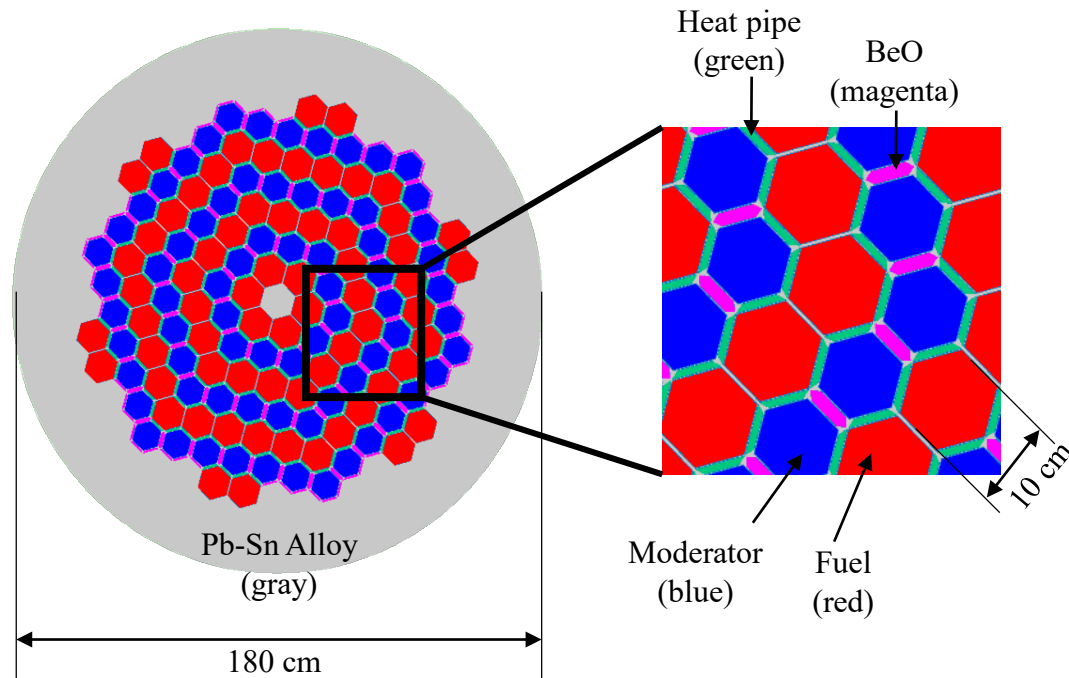
- 異常昇温時に減速材から水素解離
- これにより原子炉が自律的に未臨界状態に移行

輸送・起動時の 臨界安全性確保

- 温度反応度特性を利用した臨界安全性
- 強制的な炉心昇温による原子炉起動

CaH₂減速材の採用で低濃縮ウラン炉心の経済性・安全性を向上させる

固体減速材炉心 炉心配置



炉心諸元

Item	Value
Reactor thermal power (MW)	10
Core life time (year)	20
Fuel material	U_3Si_2
Moderator material	CaH_2
Neutron breeder material	BeO
Gap fill material	Pb0.6-Sn0.4
Number of the fuel	66
Number of the moderator	72
Number of the neutron breeder	228
Core diameter (cm) (include reflector)	180
Core Height (cm)	220
Width of the fuel elements (cm)	10
Width of the moderator elements (cm)	8.6
Clad thickness	0.1
Maximum ^{235}U enrichment (wt%)	4.99

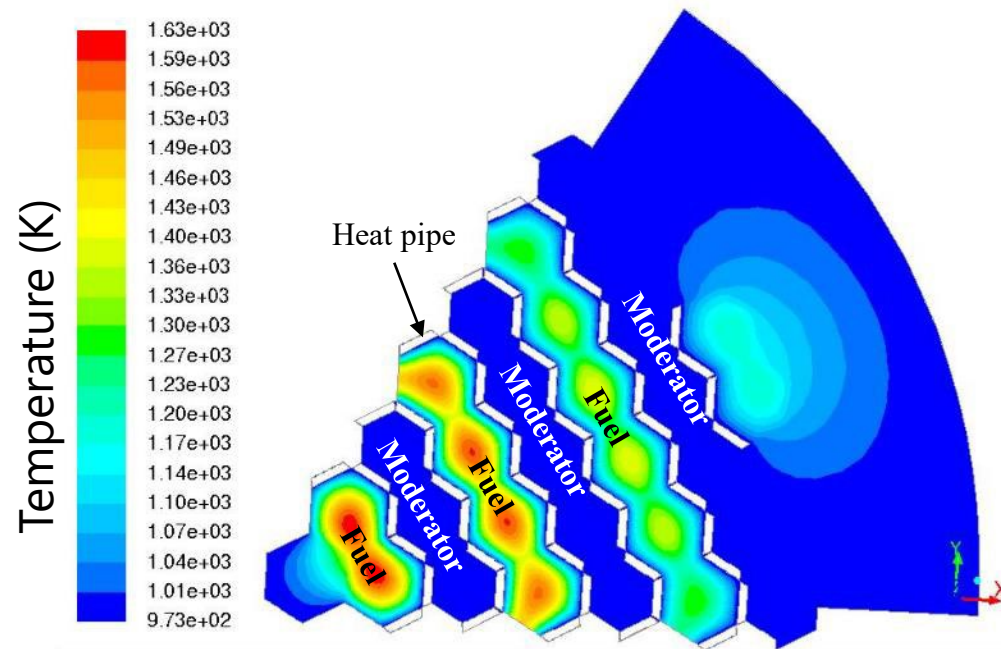
上記炉心で10MWt, 20年間の運転が可能

固体減速材炉心 炉心温度分布

- 減速材であるCaH₂の水素解離温度(800°C)が減速材温度制約
- ヒートパイプで燃料と減速材を熱的に分離する事で減速材温度の抑制を図った

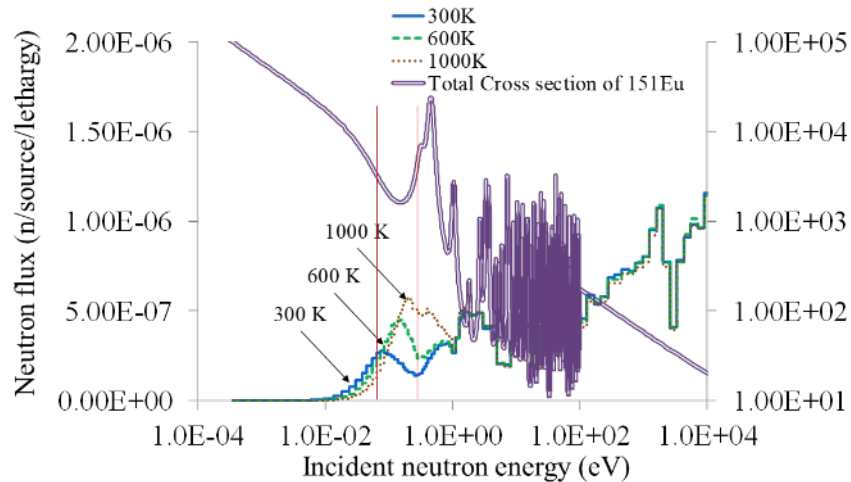


- 燃料温度は上がっているが、減速材への熱流入はヒートパイプによって遮断
- ヒートパイプ破断などがあった場合、熱が減速材に伝わって自律的に負の反応度を投入

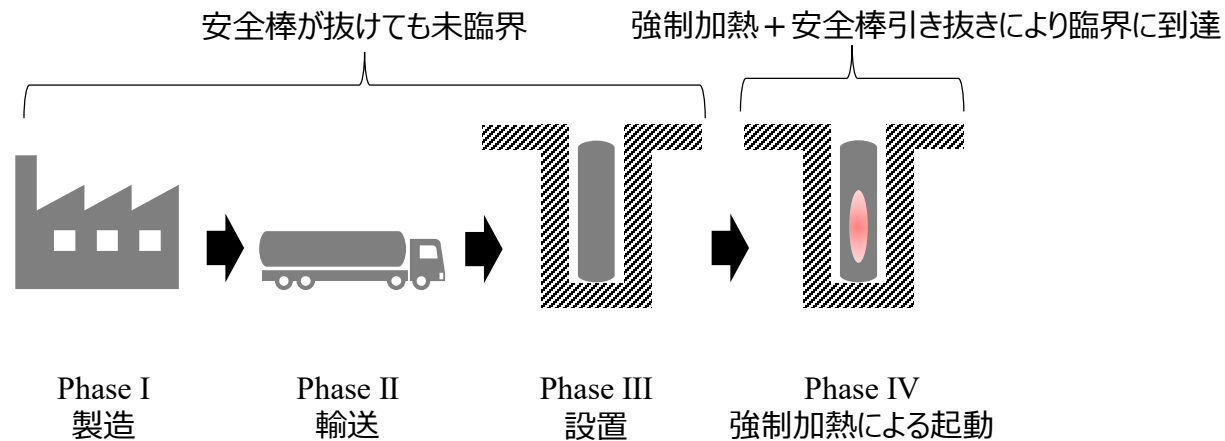
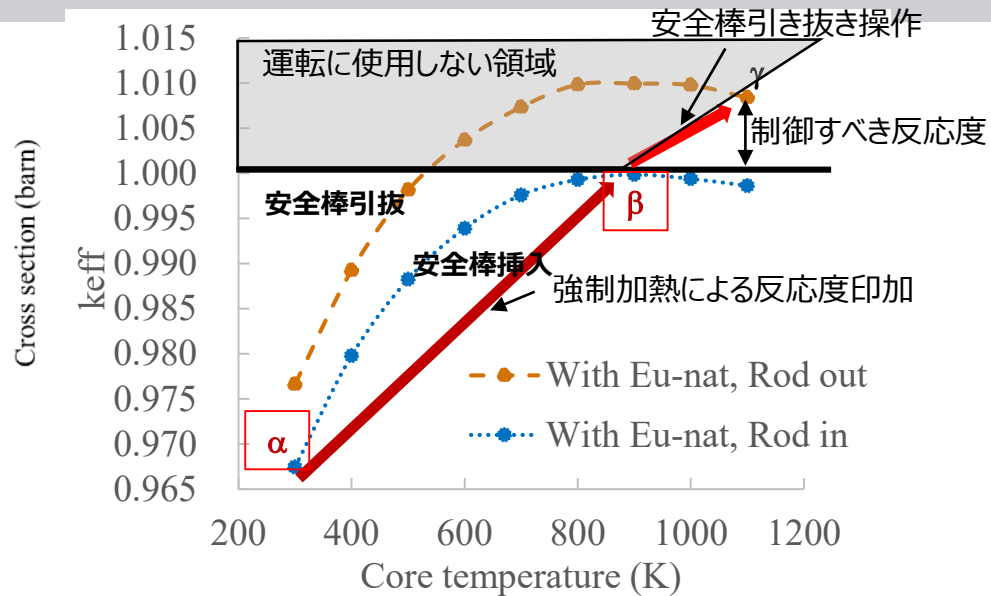


減速材温度抑制手法を提案し、その効果を確認

固体減速材炉心 温度反応度特性



温度上昇によって中性子スペクトルが変化



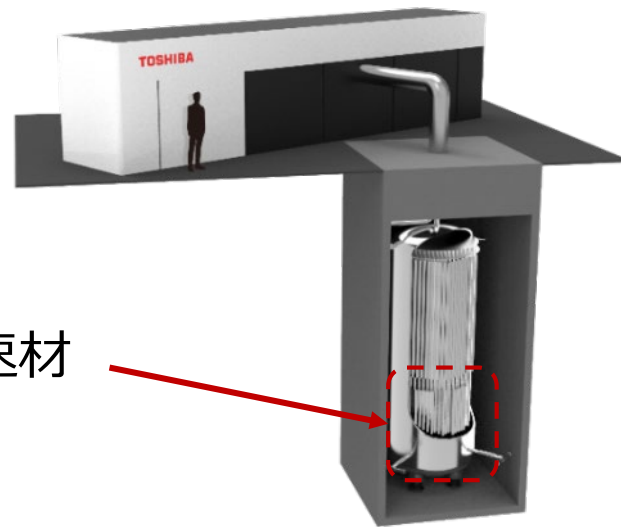
CaH₂減速材による中性子スペクトル変化を活用した臨界安全・原子炉起動手法を提案

まとめ（固体減速材炉心概念）

- 水素化カルシウム（ CaH_2 ）を減速材として用いた炉心概念を提案
 - 低濃縮ウランを用いた小型炉心
 - 10MWtで20年間の運転が可能
 - 異常時の自律的な炉停止
 - 減速材の特性を活用した臨界安全
- 運転制約となる減速材温度を抑制する炉心配置を提案
 - 通常運転時は減速材温度 \approx ヒートパイプ温度
 - 異常発生時には減速材が昇温して炉心が自律停止
- 中性子スペクトル変化を活用した温度反応度制御
 - 毒物の利用
 - 強制加熱による原子炉起動手法の提案
- 今後の課題
 - 核熱連成解析の高度化
 - 臨界試験による CaH_2 炉心の検証

技術開発状況

1. 固体減速材炉心
2. 水素化カルシウム減速材
3. 熱輸送機器



水素化カルシウム減速材 特性および課題

水素化カルシウムの主な特性

- 形態は白色の粉末状
- 空気中の水分と反応して水素が解離
 - 不活性ガス雰囲気中での取り扱い要
- 高い水素密度（BWRの水密度とほぼ同程度）
- 高い水素解離温度（800℃）



CaH₂パウダー



CaH₂ペレット

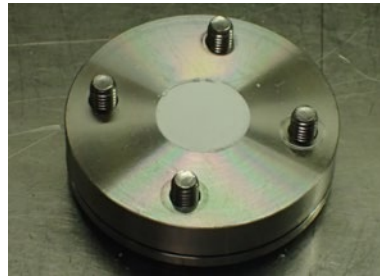
解決すべき主な課題

- 水素解離特性の把握 : 異常発生時の炉心特性評価に必要なデータが無い
- 核データの検証 : 熱中性子散乱に関する実験データが乏しく要検証

水素化カルシウム減速材の開発ではこれらの課題に取り組んでいる

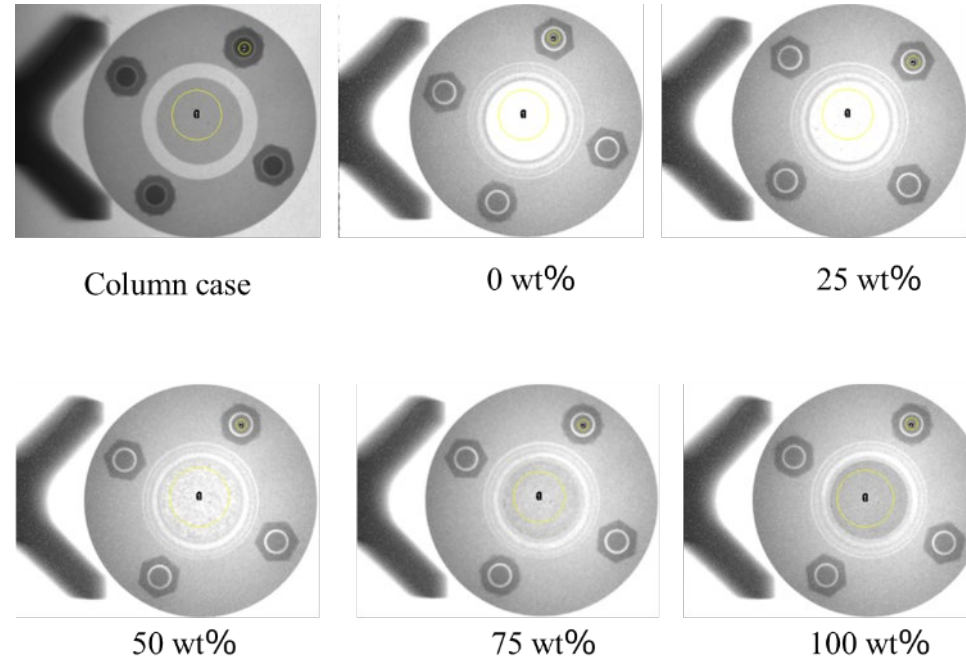
水素化カルシウム減速材 水素解離挙動予備評価

CaH₂の水素解離挙動の予備評価を実施
→中性子ラジオグラフィ（NRG）による水素解離挙動評価可否の検討を行った



CaH₂/CaCO₃混合物のペレット

NRGで水素の存在量に対する輝度の変化を評価

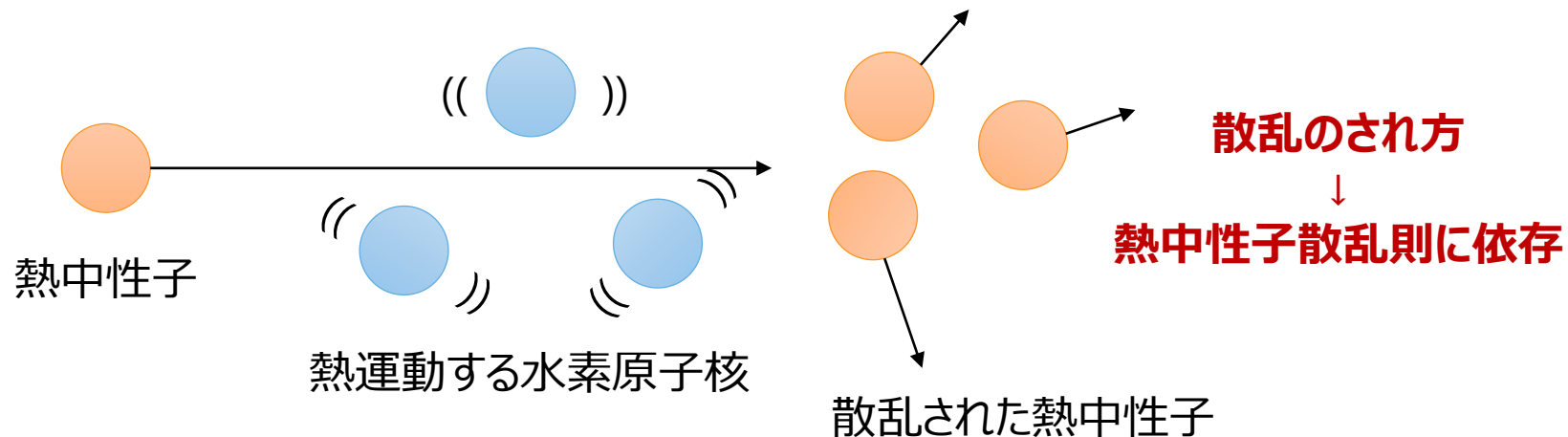


CaH₂割合毎のNRG画像

実験的に水素解離が評価可能である事を確認
今後、実際の水素解離挙動評価を進める予定

水素化カルシウム減速材 核データ測定

核データ（中性子と原子核の反応に関するデータ）における課題

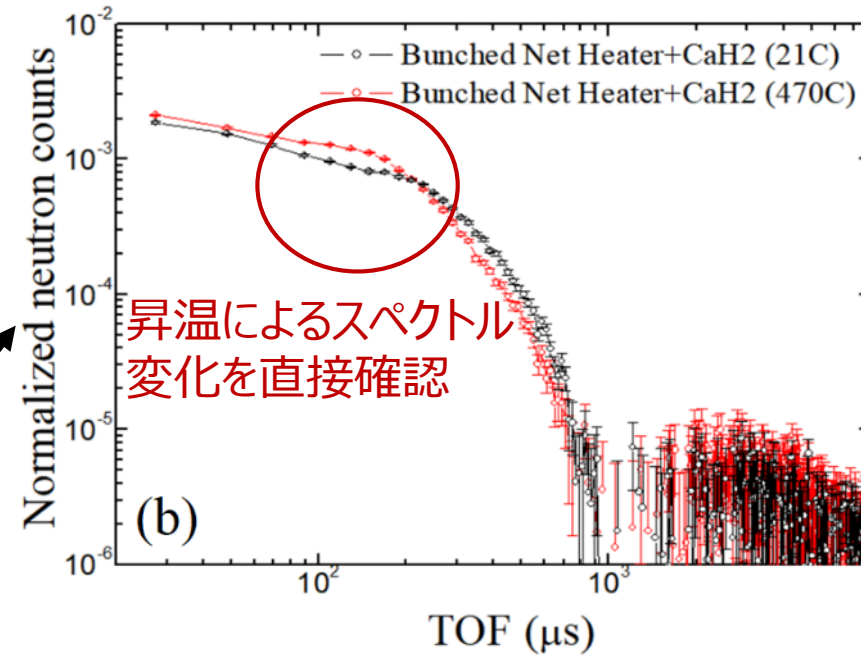
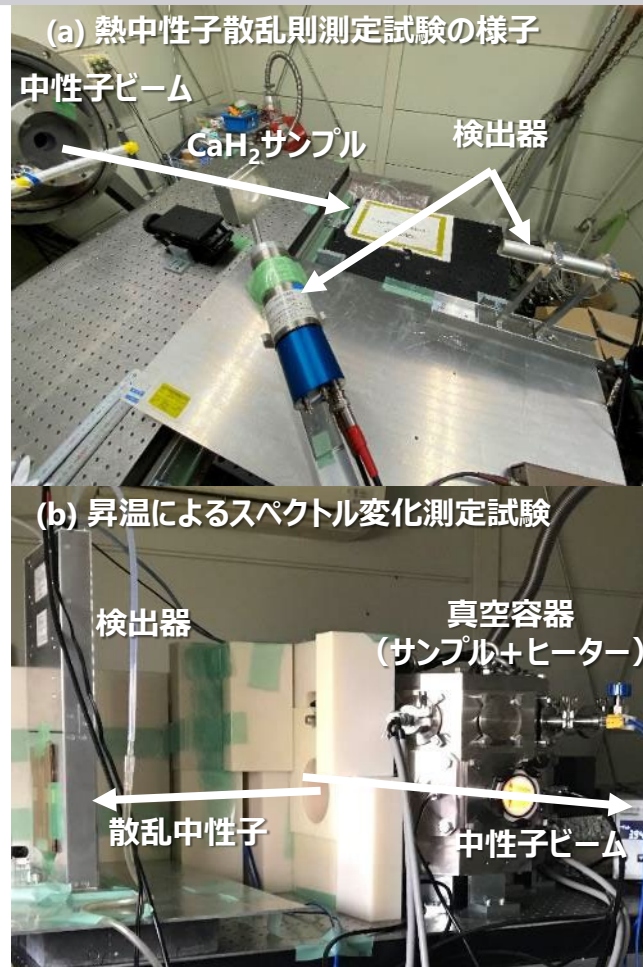


水素化カルシウムの熱中性子散乱則データ→これまでに低温条件で1実験のみ
熱中性子炉の炉心特性に大きな影響を与える為、高温でのデータ取得・検証を目指す

- 熱中性子散乱則データの測定
- 昇温によるスペクトル変化の測定
- 熱中性子散乱則データの検証実験

これまでに上記の試験を実施

水素化カルシウム減速材 核データ測定 (東工大・京大・近畿大との共同研究)

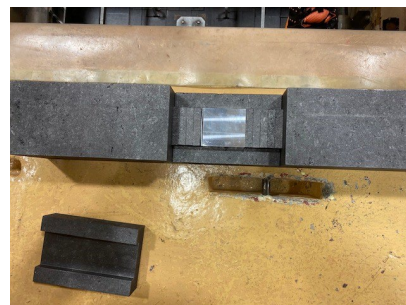


世界で初めてCaH₂の昇温によるスペクトル変化を確認
今後、高精度な測定を行って断面積精度を高める

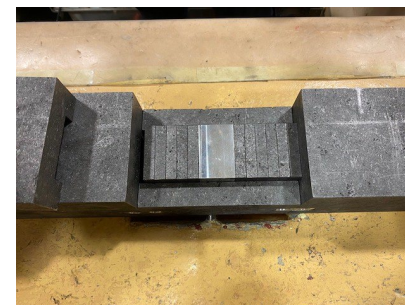
水素化カルシウム減速材 核データの検証（東工大・京大・近畿大との共同研究）



2" 参照試料（空容器）

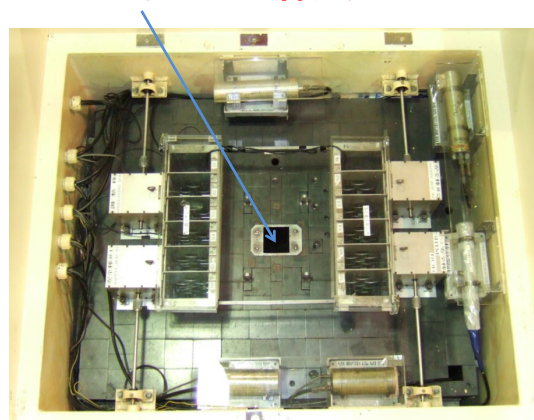


2" 試料 (CaH₂)



1" 試料 (CaH₂)

中央ストリンガー孔(サンプル挿入)



	計算値 (pcm)	測定値 (pcm)
厚さ2"CaH ₂ 試料	-11.89 ± 3.402	-9.4
厚さ1"CaH ₂ 試料	-6.935 ± 3.402	-8.8

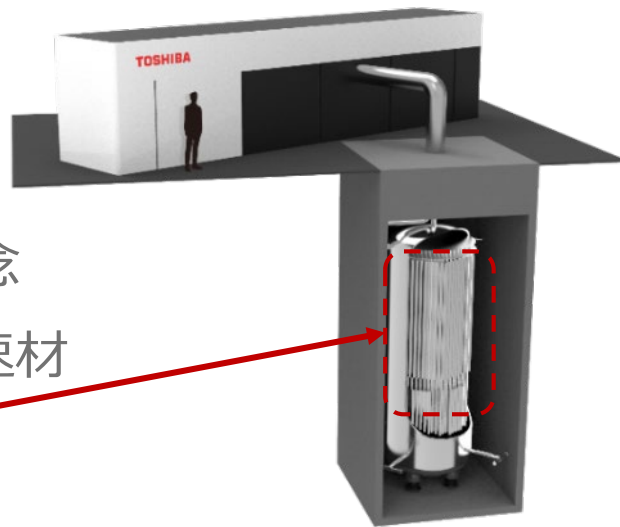
水素化カルシウムのサンプルワース測定予備試験を実施
測定精度向上に対する課題を抽出

まとめ（水素化カルシウム減速材）

- 水素化カルシウム減速材の課題解決に係る予備検討を実施
- 水素解離特性の把握
 - 中性子ラジオグラフィを用いた水素解離量の評価手法の検討
- 核データの評価・検証
 - 熱中性子散乱に起因する事象の測定手法確立
 - 原子炉を用いたサンプルワース測定
- 今後の課題
 - これまでに得られたノウハウ集約による測定精度向上
 - 中性子照射時の挙動確認

技術開発状況

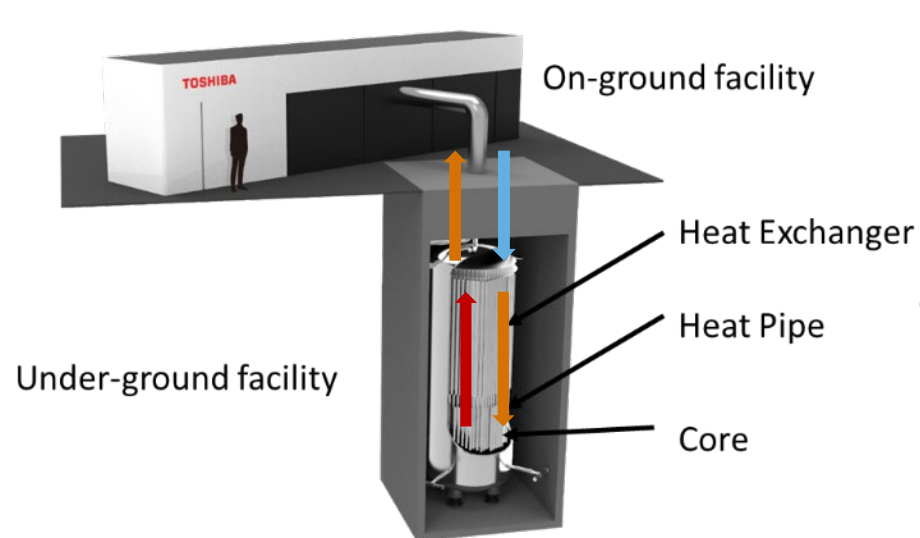
1. 固体減速材炉心概念
2. 水素化カルシウム減速材
3. 熱輸送機器



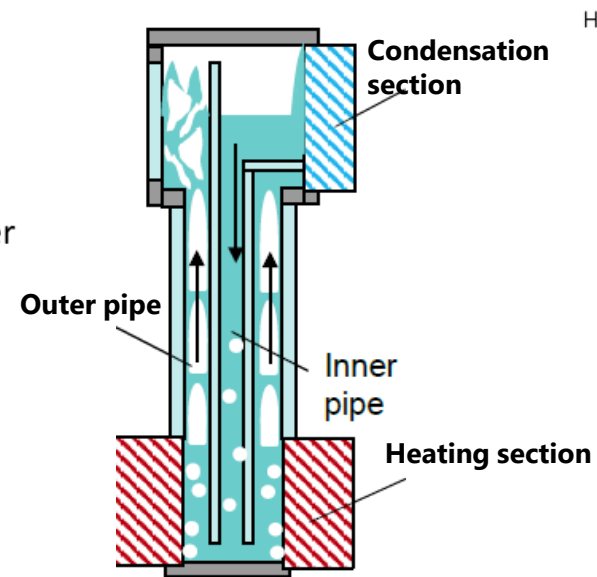
熱輸送機器 基本概念

- 熱輸送機器・熱交換器に求められる機能
 - 受動的な除熱
 - 高い熱輸送能力
 - 高い単位体積たりの熱交換量

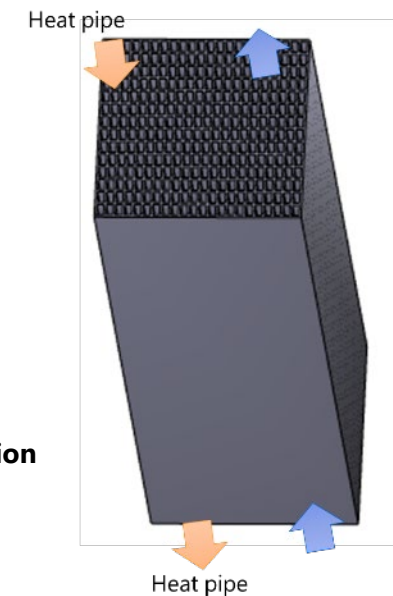
**MoveluX™では熱輸送機器としてNaヒートパイプを採用
気液分離構造による性能向上を確認済み
微細流路を持つ熱交換器を一体化させたデバイス概念を提案**



システム鳥瞰図



気液分離が可能な
ヒートパイプ概念図



熱交換部イメージ

現状の課題

- Naヒートパイプ自体はこれまでも様々な場所で使用実績がある
- 一方で、Na気液二相流、狭隘流路内でのNaの凝縮挙動はデータが乏しい
- ヒートパイプ/熱交換器設計の為には上記データが必要

凝縮液膜厚さのIn-Situ測定が必要→中性子ラジオグラフィによる測定を検討

液膜測定手法検討

水による試験装置の予備試験

Naによる試験
(TOF + 中性子ラジオグラフィ)

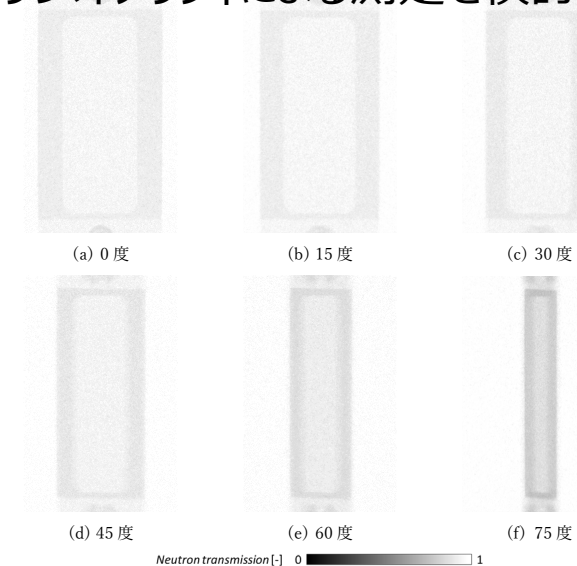


図 1 角度を変化させた際のポリイミドシートの中性子透過率分布 ($\delta=250\mu\text{m}$)

これまでに液膜測定手法の検証を実施、今後試験装置検討を行う予定

まとめ（熱輸送機器）

- 気液分離により高い熱輸送能力を持つヒートパイプ構造を提案
- 上記に微細流路を持つ熱交換器を一体化させた熱輸送・熱交換デバイスを提案
- 今後の主な課題
 - Na気液二相流の挙動
 - 狭隘流路におけるNa蒸気の凝縮挙動

TOSHIBA