

超臨界圧水冷却炉の特徴と開発の現状

Supercritical Water-cooled Reactor (SCWR)

早稲田大学
山路 哲史

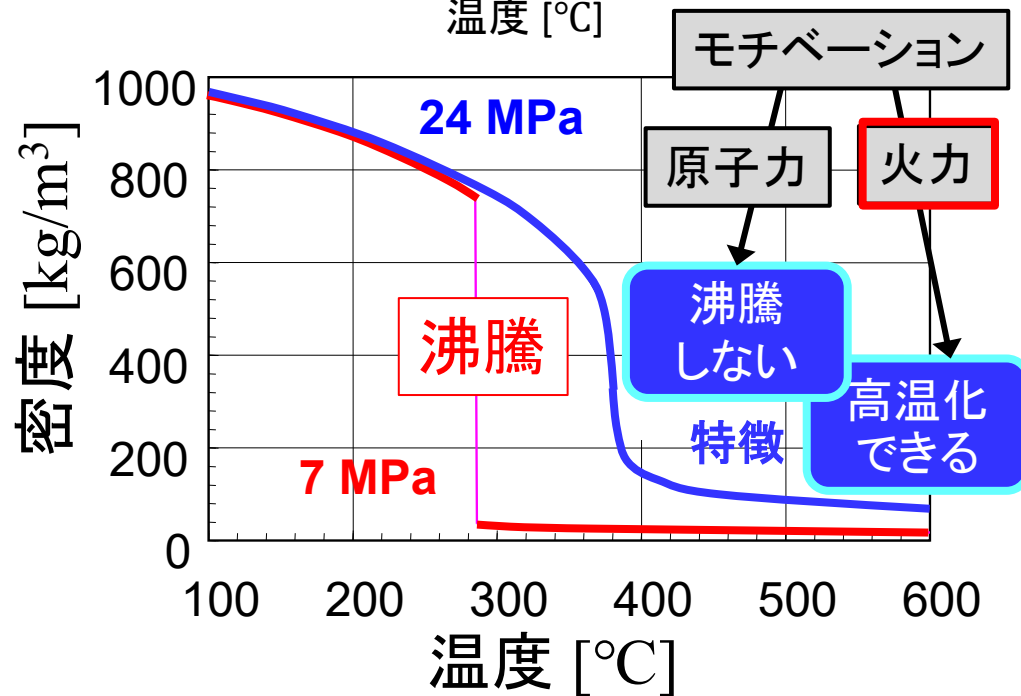
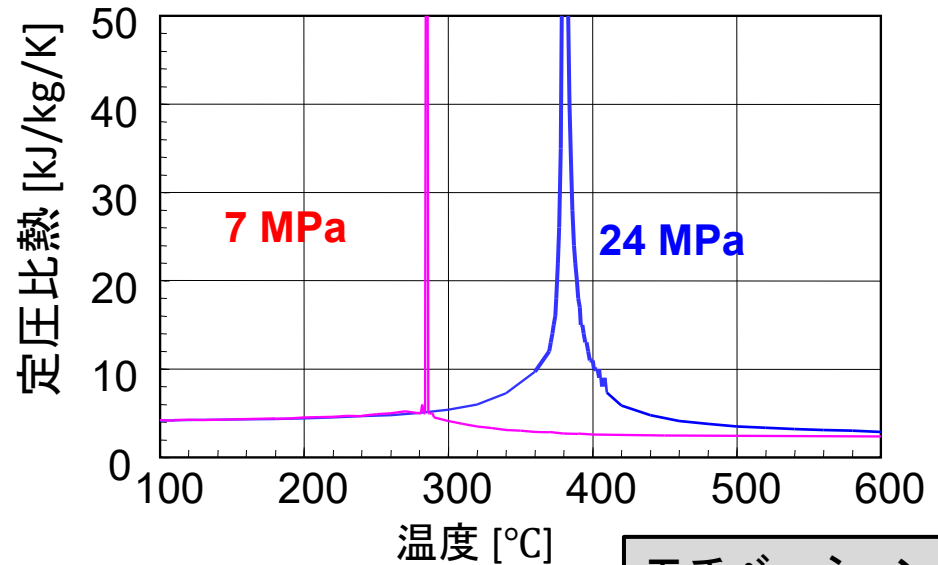
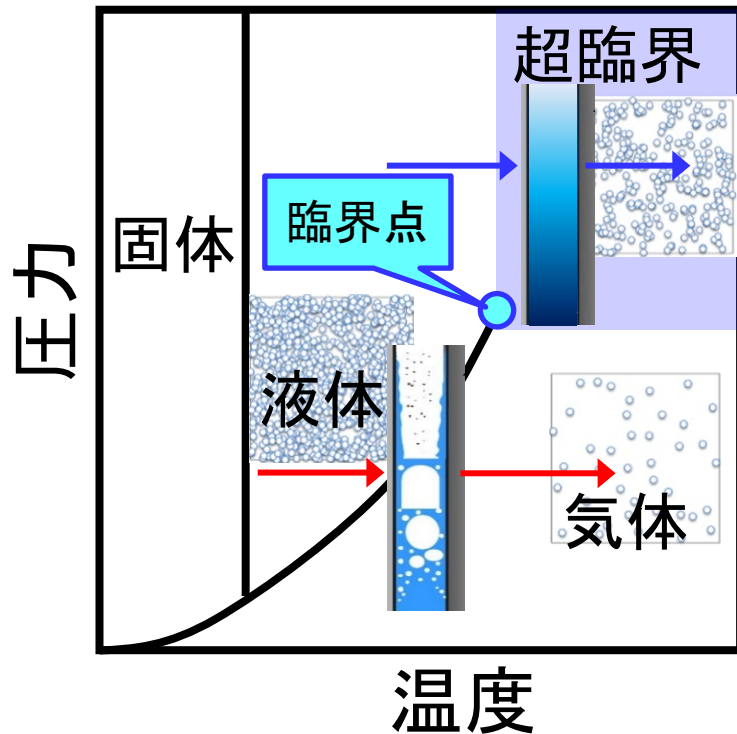
～とは？

超臨界圧水冷却炉の特徴と開発の現状

Supercritical Water-cooled Reactor (SCWR)

水と超臨界水の違い

- 臨界点** (水の場合は22.1MPa, 374℃) を超え、**沸騰現象**がなくなり、蒸気と水の区別がなくなった状態の水が**超臨界水**
- 亜臨界圧の**沸点**に相当する**擬臨界温度**(25MPaでは385℃)で比熱がピークに達し、擬臨界温度を挟んで密度等の物性が大きく変化する。

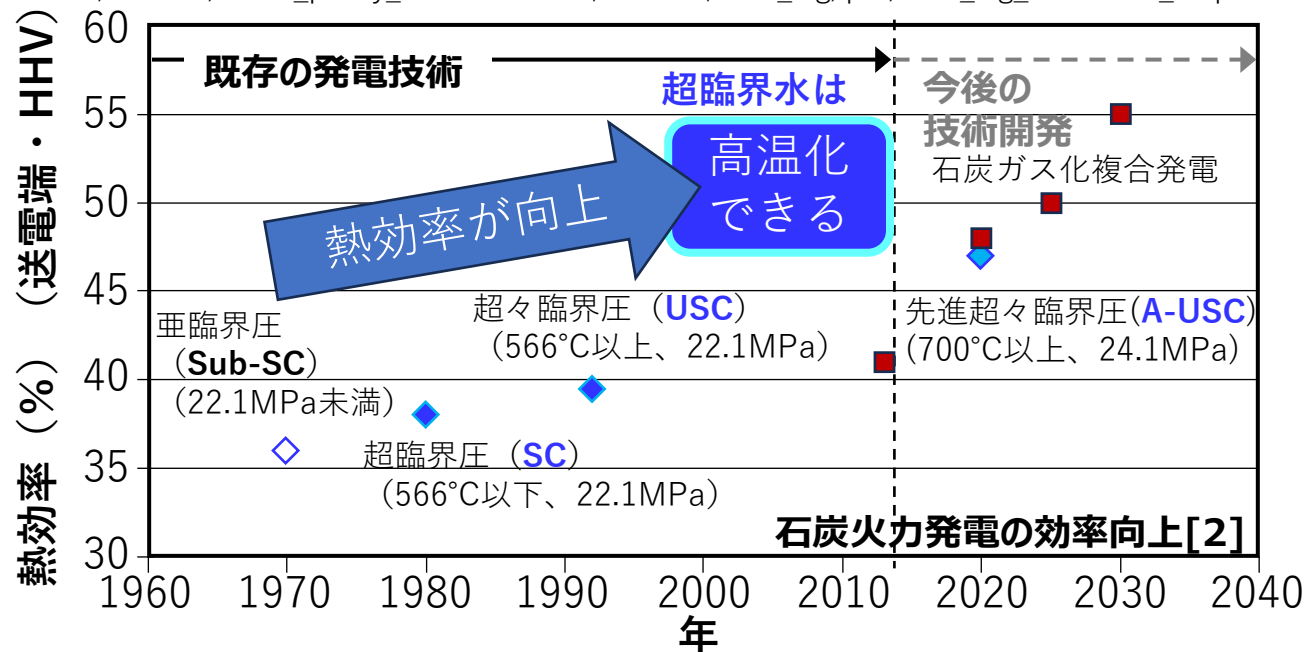
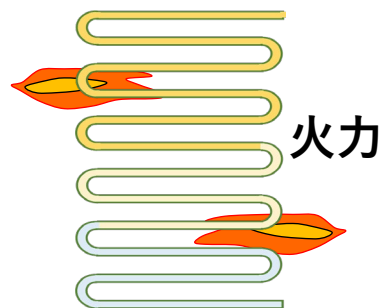


火力は熱効率を向上するために超臨界圧運転に移行した

燃料の使用に伴う費用が発電費に占める割合が高い（全費用の約8割）

発電コスト（2023年） 但し、政策経費を除く	石炭火力			LNG火力		
	億円	円/kWh		億円	円/kWh	
CO ₂ 対策費	13,086 ^[1]	14.0	82%	5,063 ^[1]	6.1	79%
燃料費	5,921 ^[1]	6.3		7,469 ^[1]	9.0	
運転維持費	2,045 ^[1]	2.2		1,532 ^[1]	1.8	
資本費	2,076 ^[1]	2.2 ^[1]		1,786 ^[1]	2.2 ^[1]	
Total	23,128	24.7		15,850	19.1	

[1]経済産業省「発電コスト検証に関するとりまとめ」令和7年2月6日発電コスト検証ワーキンググループ
https://www.enecho.meti.go.jp/committee/council/basic_policy_subcommittee/mitoshi/cost_wg/pdf/cost_wg_20250206_01.pdf



[2]資源エネルギー庁「火力発電の高効率化に向けた 発電効率の基準等について」平成27年11月17日
https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/shoene_shinene/sho_energy/karyoku_hatsuden/pdf/003_01_00.pdf

原子力は超臨界圧運転で建設費・維持費が安くなる

発電コスト（2023年）[1]

但し、政策経費を除く

円/kWh

[1]経済産業省「発電コスト検証に関するとりまとめ」
令和7年2月6日発電コスト検証ワーキンググループ

燃料費	1.9
事故リスク対応費	0.2
追加的安全対策費	1.6 (1.2)
運転維持費	3.6
資本費	3.8
Total	11.2

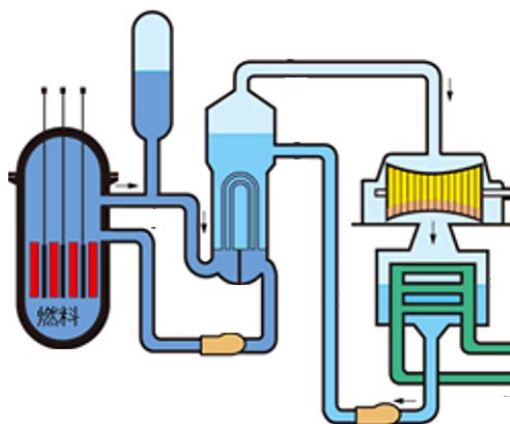
プラントの建設・維持費が
発電費に占める割合が高い。
(全費用の約7~8割)

77%

66%

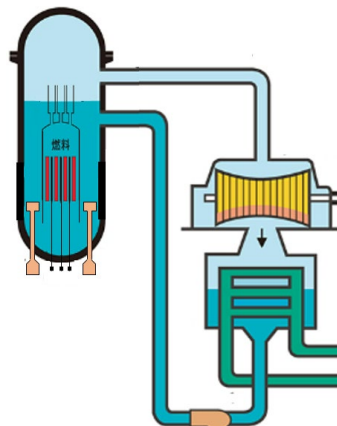
超臨界圧軽水冷却炉(Supercritical Water-cooled Reactor: SCWR)のねらい

- 超臨界圧では**水**と**蒸気**の分離が不要になり、炉内の冷却材の全量を**貫流**で（再循環せずに）直接タービンに送ることができる。



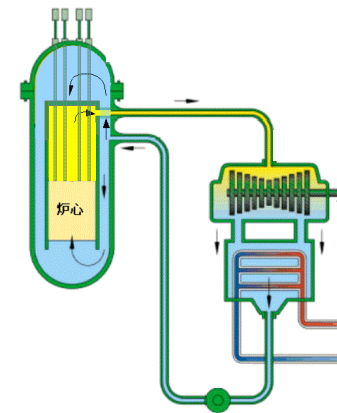
[1]

加圧水型軽水炉(PWR)
間接サイクル



[2]

沸騰水型軽水炉(BWR)
再循環・直接サイクル



[3]

超臨界圧軽水炉(SCWR)
貫流・直接サイクル

原子力は超臨界圧運転で建設費・維持費が安くなる

発電コスト（2023年）[1]

但し、政策経費を除く

円/kWh

[1]経済産業省「発電コスト検証に関するとりまとめ」
令和7年2月6日発電コスト検証ワーキンググループ

燃料費	1.9
事故リスク対応費	0.2
追加的安全対策費	1.6 (1.2)
運転維持費	3.6
資本費	3.8
Total	11.2

プラントの建設・維持費が
発電費に占める割合が高い。
(全費用の約7~8割)

77%

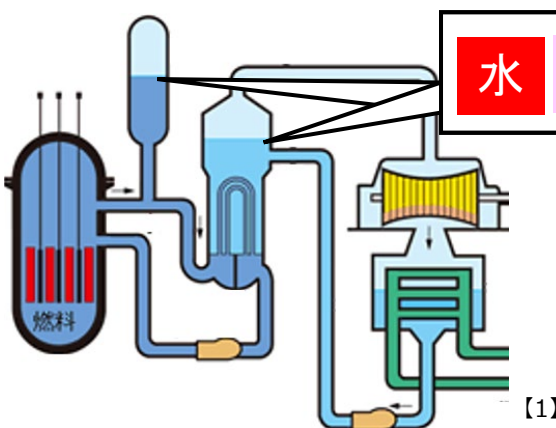
66%

簡素・コンパクト

超臨界圧軽水冷却炉(Supercritical Water-cooled Reactor: SCWR)のねらい

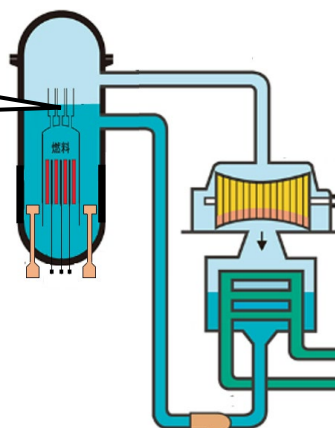
- 超臨界圧では**水**と**蒸気**の分離が不要になり、炉内の冷却材の全量を**貫流**で（再循環せずに）直接タービンに送ることができる。

貫流直接サイクル



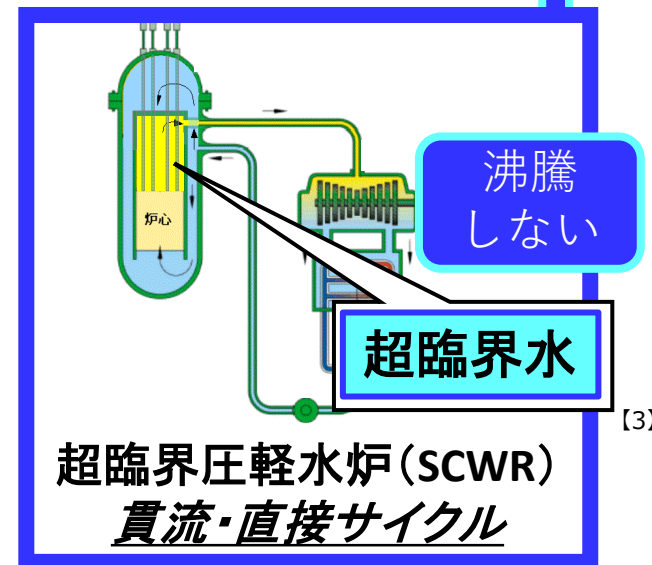
[1]

加圧水型軽水炉(PWR)
間接サイクル



[2]

沸騰水型軽水炉(BWR)
再循環・直接サイクル



[3]

超臨界圧軽水炉(SCWR)
貫流・直接サイクル

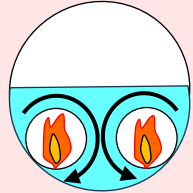
第四世代の軽水炉は超臨界圧運転になる

亜臨界圧 (～22.1MPa)

超臨界圧 (22.1MPa～)

火力

沸騰を伴う二相流の
循環冷却

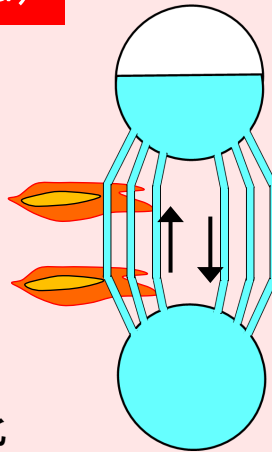


丸ボイラ

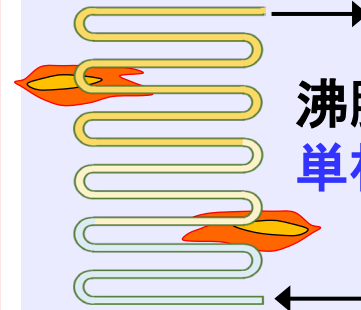
ワットが発明 (1790年)

水管ボイラ

1800年代
前半に実用化



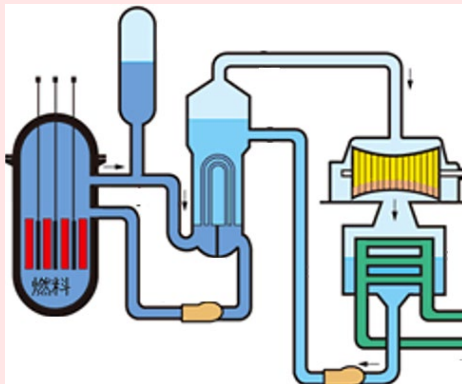
貫流ボイラ (超臨界圧)



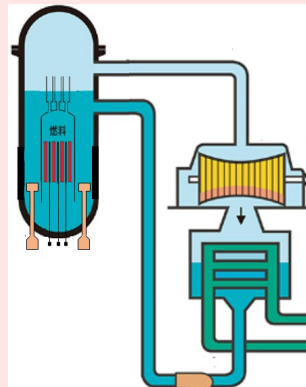
沸騰を伴わない
单相流の貫流冷却

(日本初の超臨界圧発電は電源開
発・松島1・2号、1981年に運転開始)

原子力

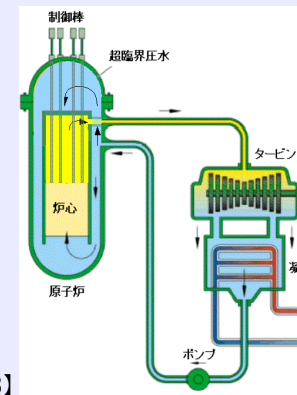


【1】



【2】

第三世代までの軽水炉



【3】

超臨界圧軽水炉

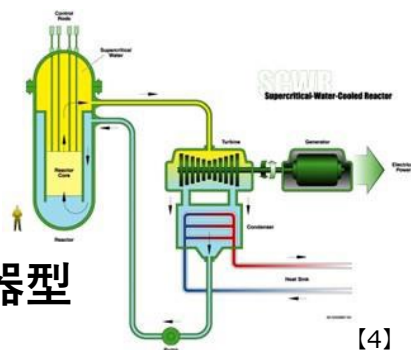
SCWR

Supercritical
Water-cooled
Reactor

第四世代の軽水炉

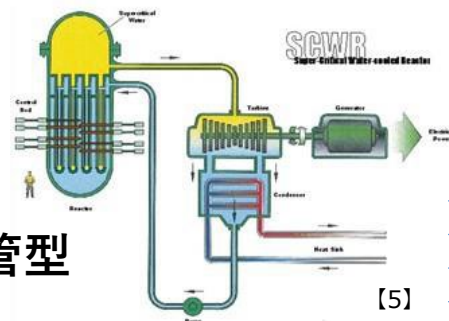
(参考) SCWRの研究開発の歴史

冷却材	減速材	システム	開発段階
超臨界圧軽水 (27.6MPa, 538°C)	軽水	間接サイクル	設計 (Westinghouse, 1957)
超臨界圧軽水 (37.9MPa, 621°C)	重水	直接サイクル	設計 (General Electric, 1959)
超臨界圧軽水 (24.1MPa, 566°C)	黒鉛	直接サイクル (圧力管型)	設計 (Westinghouse, 1962)
軽水／過熱蒸気(500°C、7.3 MPa)	軽水	直接サイクル (過熱器搭載)	Heissdampfreaktor発電所 (AEG社製) 初送電1969
超臨界圧軽水		間接サイクル	提案(ロシア, 1966)
超臨界圧軽水		直接サイクル	- 日本の概念研究 (東大, 1989～2010／早大, 2010～現在) - 第四世代炉 (Gen IV, 2002～) (米)、EU、中、日、露など
超臨界圧軽水	重水	直接サイクル (圧力管型)	- 主にカナダで研究開発 - 第四世代炉 (Gen IV, 2002～)



圧力容器型

[4]



圧力管型

[5]

(図の出典)

SUPER-CRITICAL WATER-COOLED REACTORS, Laurence Leung, SCWR System Steering Committee 2017 March 28.

https://www.gen-4.org/sites/default/files/2024-09/GenIV%20Template%20Laurence%20Leung_final.pdf

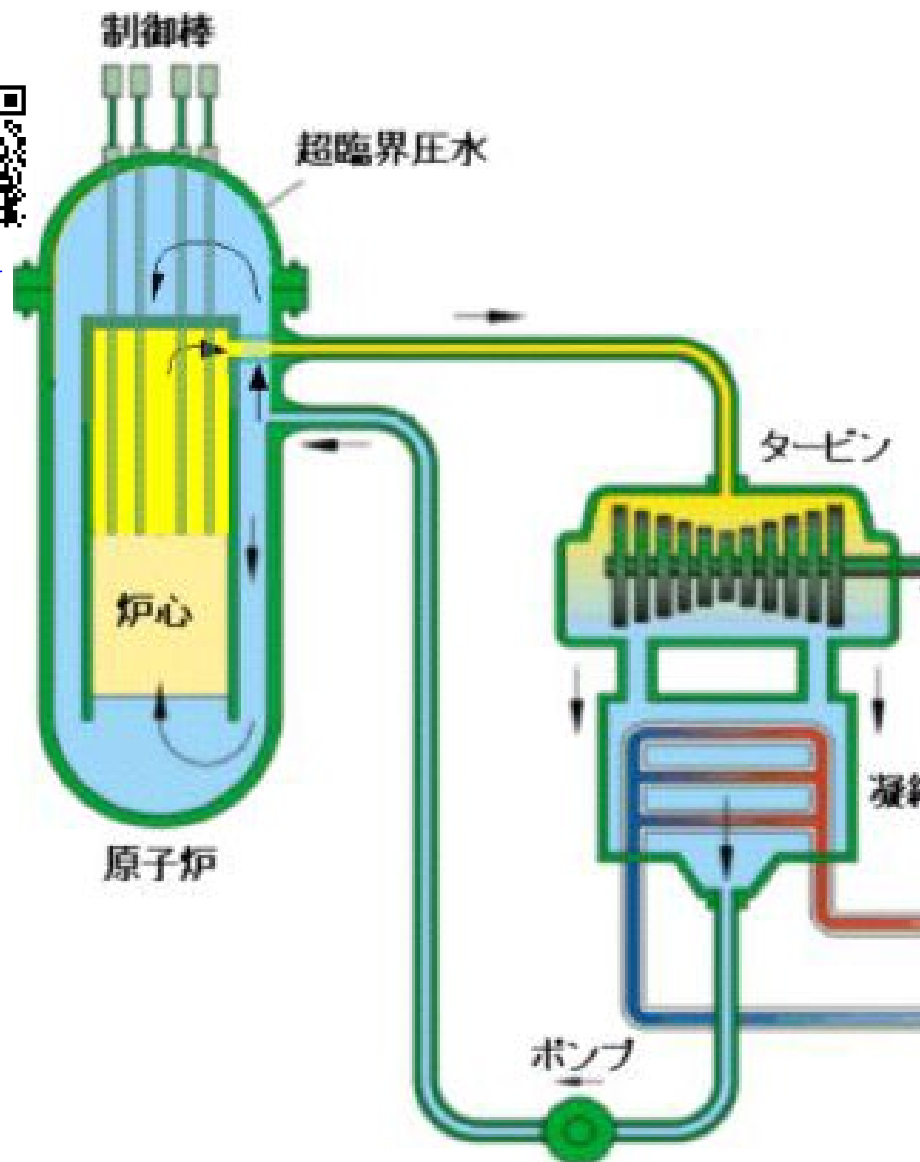


SCWRの【特徴】と研究開発要素【課題】

「高い経済性、静的安全系導入による優れた安全性、資源有効利用性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性などを可能とする概念」(ATOMICA「スーパー軽水炉(超臨界圧軽水冷却炉)」より)



https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_07-02-01-13.html



SCWRの【特徴】と研究開発要素【課題】

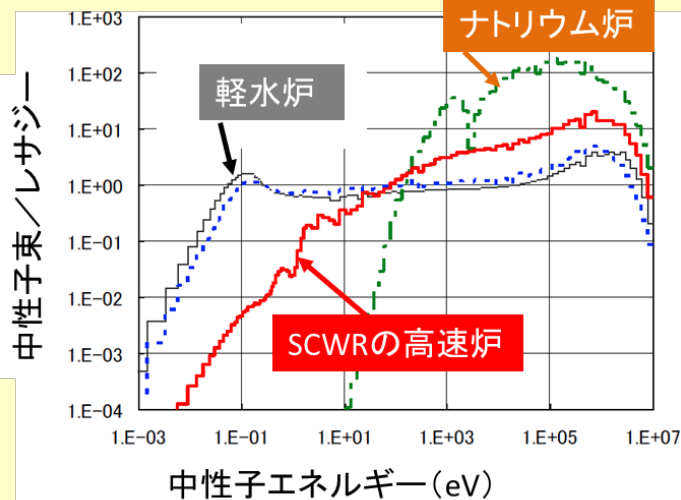
「高い経済性、静的安全系導入による優れた安全性、資源有効利用性、環境負荷低減性、核拡散抵抗性などを可能とする概念」(ATOMICA「スーパー軽水炉(超臨界圧軽水冷却炉)」より)



https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_07-02-01-13.html

(特徴) 大型炉～小型炉
(3800MWth～290MWth)まで
設計されている[1]。

(特徴) 熱中性子炉～高速炉まで設計



(特徴) 高エンタルピー超臨界水(25 MPa、500～600℃、流量は軽水炉の1/8以下)で火力と同様に高回転数(3000～3600rpm)の小型タービンを利用し、高いプラント熱効率(43～48%)が可能だが、幅広い温度域(400℃～600℃以上)で設計可能。

開発要素

1. 炉物理
2. 伝熱流動
3. 炉内材料

高温

照射

高圧

(特徴) 既存の軽水炉と超臨界圧火力の技術に立脚したプラントシステムを志向する。

原子力の熱利用

Very high temperature reactors

Gas-cooled fast reactors

Molten salt reactors

Supercritical water-cooled reactors

Sodium-cooled fast reactors

Liquid metal cooled reactors

Water cooled reactors

(元図) [6] Advances in Small Modular Reactor Technology Developments,
A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System
(ARIS) 2020 Edition



District heating

Seawater desalination

Pulp & paper manufacture

Methanol production

Heavy oil desulfurization

Petroleum refining

Methane reforming hydrogen production

Thermochemical hydrogen production

Coal gasification

Blast furnace steel making

原子力の熱利用

Very high temperature reactors

Gas-cooled fast reactors

Molten salt reactors

超臨界圧炉(第四世代軽水炉)

Sodium-cooled fast reactors

Liquid metal cooled reactors

軽水炉(第三世代)

(元図) [6] Advances in Small Modular Reactor Technology Developments,
A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System
(ARIS) 2020 Edition

100 200 300 400 500 600 700 800 900 1000 1100 1200 (°C)

District heating

Seawater desalination

Pulp & paper manufacture

Methanol production

Heavy oil desulfurization

Petroleum refining

Methane reforming hydrogen production

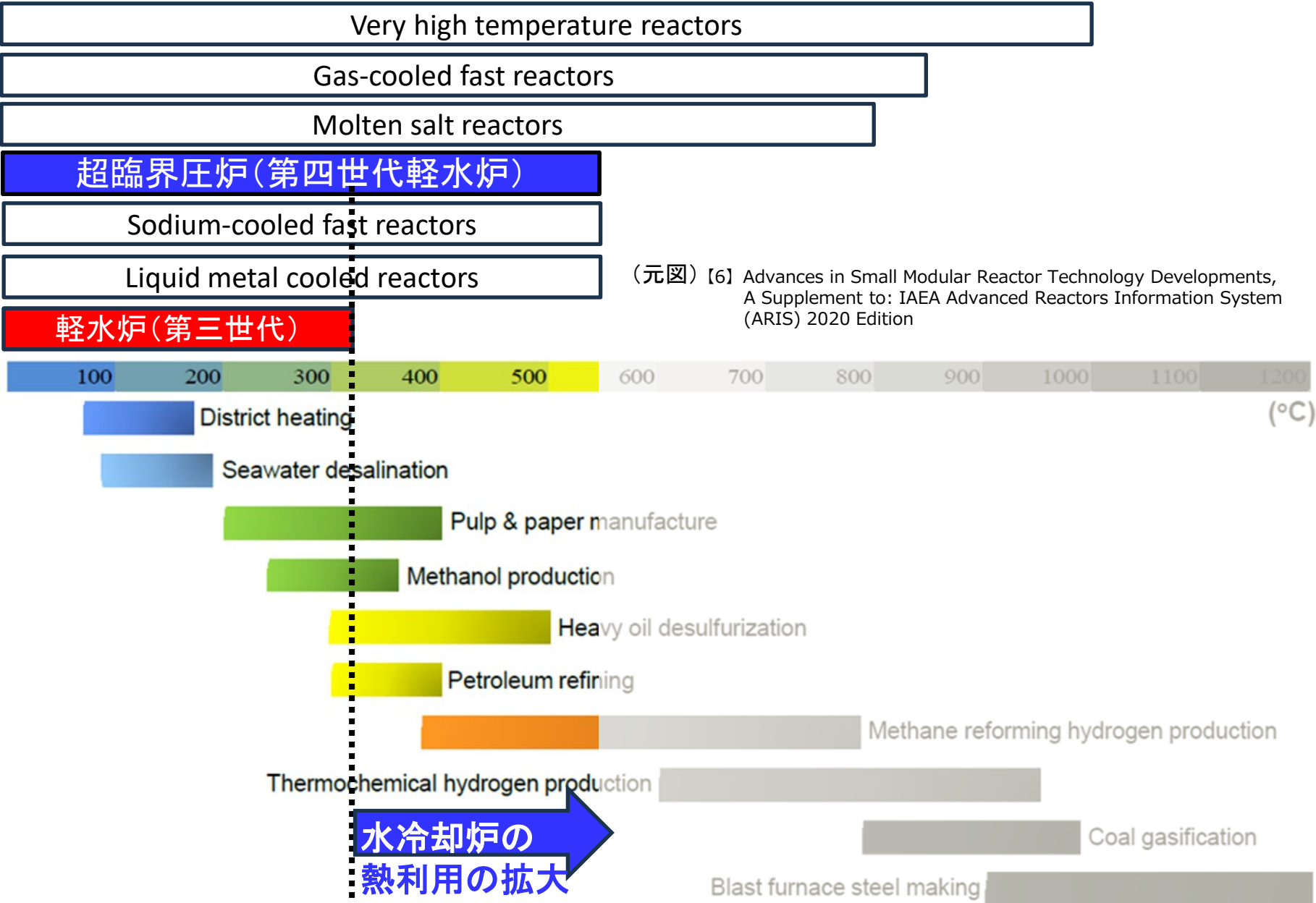
Thermochemical hydrogen production

水冷却炉の

熱利用の拡大

Coal gasification

Blast furnace steel making



出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【1】	+	原子力・エネルギー図面集, 5-1-05, 日本原子力文化財団, https://www.ene100.jp/zumen/5-1-5
【2】	+	原子力・エネルギー図面集, 5-1-02, 日本原子力文化財団, https://www.ene100.jp/zumen/5-1-2
【3】		Yoshiaki Oka (2023), Review of SCWR research in Japan, Frontier in Nuclear Engineering. Vol. 2, Fig. 2, https://www.frontiersin.org/journals/nuclear-engineering/articles/10.3389/fnuen.2023.1272766/full 原典 : U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum (2002), A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, p. 42, http://www.ne.doe.gov/genIV/documents/gen_iv_roadmap.pdf
【4】		A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems (2002), p. 42, U. S. DEPARTMENT of ENERGY, https://web.archive.org/web/20130120130033/http://www.ne.doe.gov/genIV/documents/gen_iv_roadmap.pdf
【5】		GIF SUPERCRITICAL WATER-COOLED REACTOR Proliferation Resistance and Physical Protection White Paper (2022), Generation IV International Forum 原典 : A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems (2002), U. S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, https://web.archive.org/web/20130120130033/http://www.ne.doe.gov/genIV/documents/gen_iv_roadmap.pdf
【6】	+	Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2020 Edition, p. 324, Fig. IV-1, International Atomic Energy Agency, https://aris.iaea.org/publications/smr_book_2020.pdf
【7】	+	日本原子力研究開発機構, https://www.jaea.go.jp/jaea-houkoku17/panel/pdf/p4-1.pdf
【8】	+	IAEA TECDOC SERIES, Heat Transfer Behaviour and Thermohydraulics Code Testing for Supercritical Water Cooled Reactors (SCWRs), (2014), p. 106, Fig. 3.24, International Atomic Energy Agency, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1746_web.pdf
【9】	+	Sutanto and Yoshiaki Oka (2015), Passive safety system of a super fast reactor, Nuclear Engineering and Design, Vol. 289, p. 120, Fig. 4, ELSEVIER, http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.04.029
【10】		Yoshiaki Oka (2023), Review of SCWR research in Japan, Frontiers in Nuclear Engineering, Fig. 11, https://doi.org/10.3389/fnuen.2023.1272766

炉心設計(例)

多様な炉心の設計が可能

(例)

- (熱中性子炉) <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2004.12.006>
- (燃料・炉心設計基準) <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2006.05.010>
- (高速炉サブチャンネル解析) <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2006.11.005>
- (高速炉集合体CFD解析) <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2011.02.013>
- (径方向非均質増殖炉) <http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.11.007>
- (軸方向非均質増殖炉) <https://doi.org/10.1115/1.4037719>
- (MA燃焼) <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2020.110619>
- (LLFP変換) <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2010.10.019>

超臨界圧にすると炉心はどう変わる？

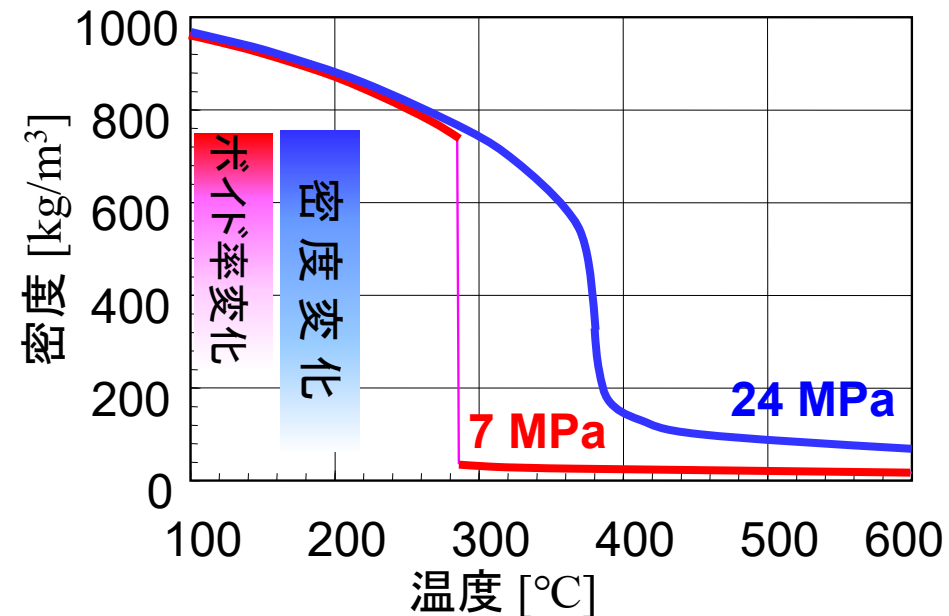
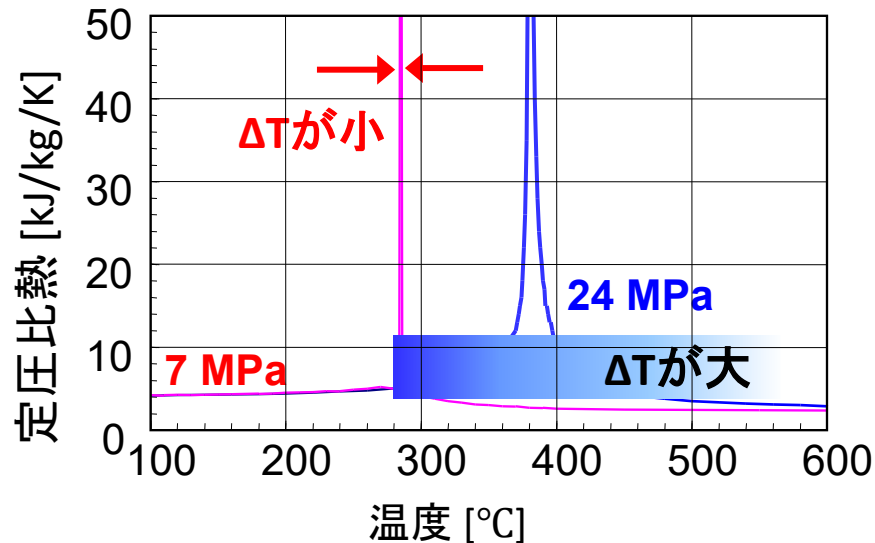
数値は一般的な例	BWR	PWR	SCWR
圧力 (MPa)	7.1	15.5	25.0
冷却材温度 (°C)			
炉心入口	278	289	280
炉心出口	288	325	500
温度変化	10	36	220
冷却材バルク密度変化	大	無し	大

図は24MPaだが多くの設計は25MPa

炉心設計の課題

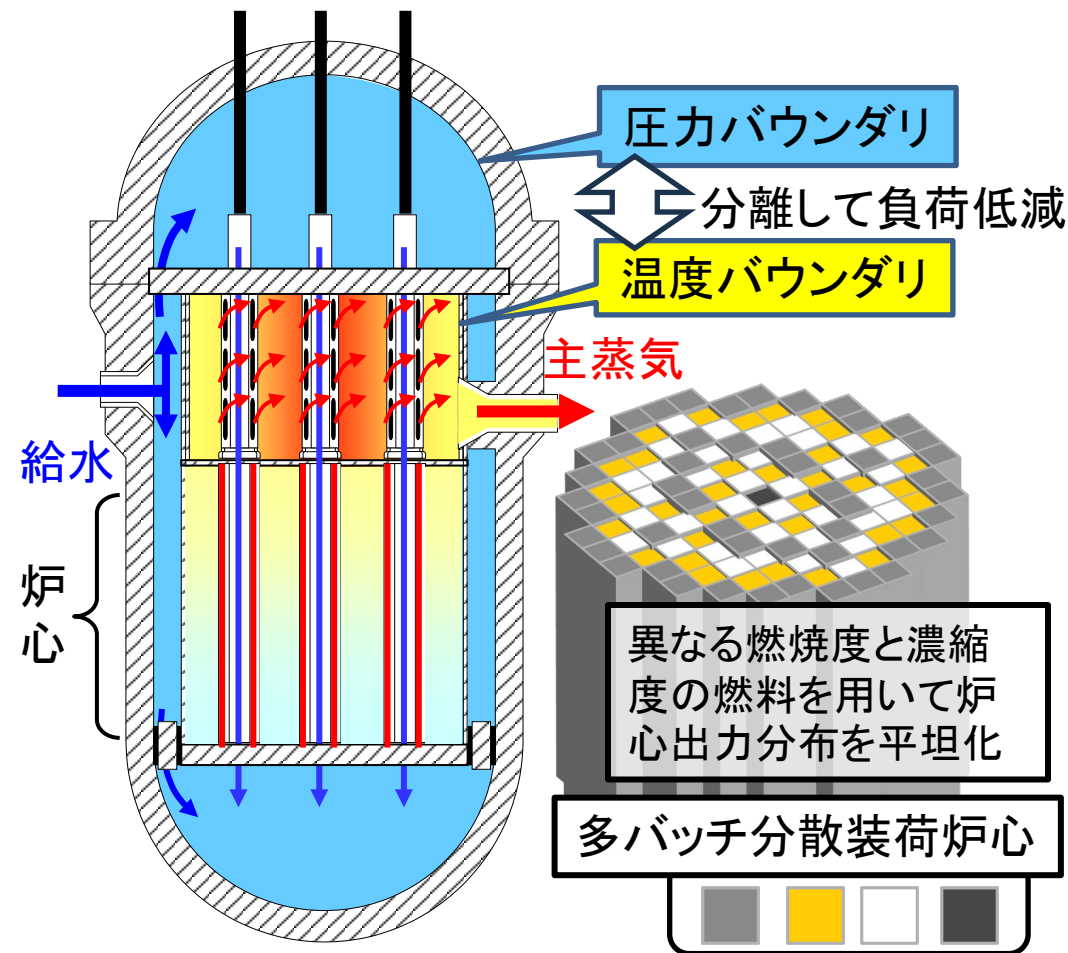
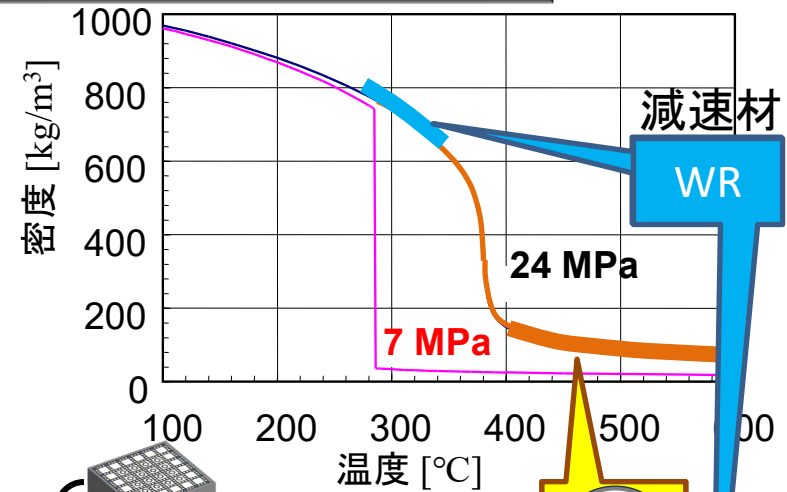
ΔT が大
 $\Delta \rho$ が大

冷却特性と炉物理特性が
炉内で共に大きく変化する。



超臨界水冷却・熱中性子炉の炉心設計の特徴

- 冷却材圧力: 多くの設計は25 MPa
- ウォーター・ロッド(WR) (又は個体減速材) で中性子減速 (多くの設計では冷却材出口温度が低下しないように減速材は下降流としている)。
- 制御棒は炉心上部／下部いずれからも挿入可能



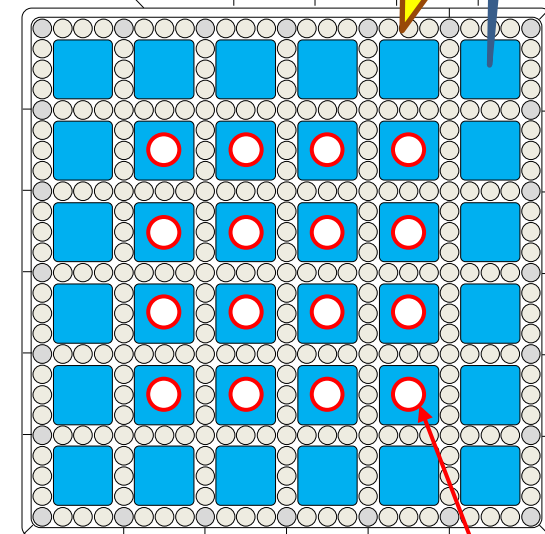
軸方向に異なる燃料濃縮度

異なる燃焼度と濃縮度の燃料を用いて炉心出力分布を平坦化

多バッチ分散装荷炉心



冷却材

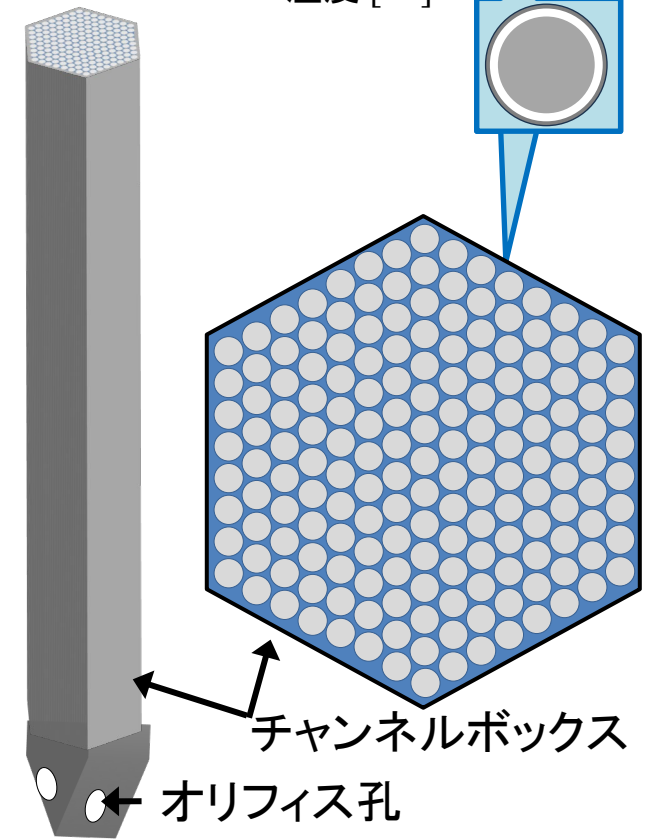
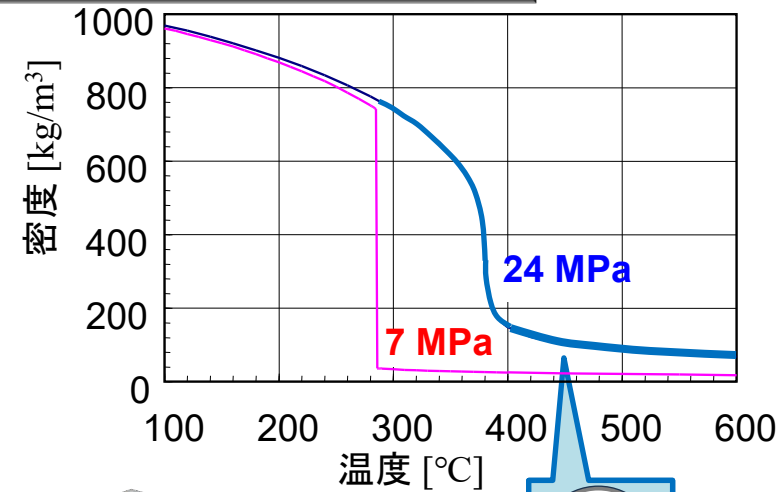
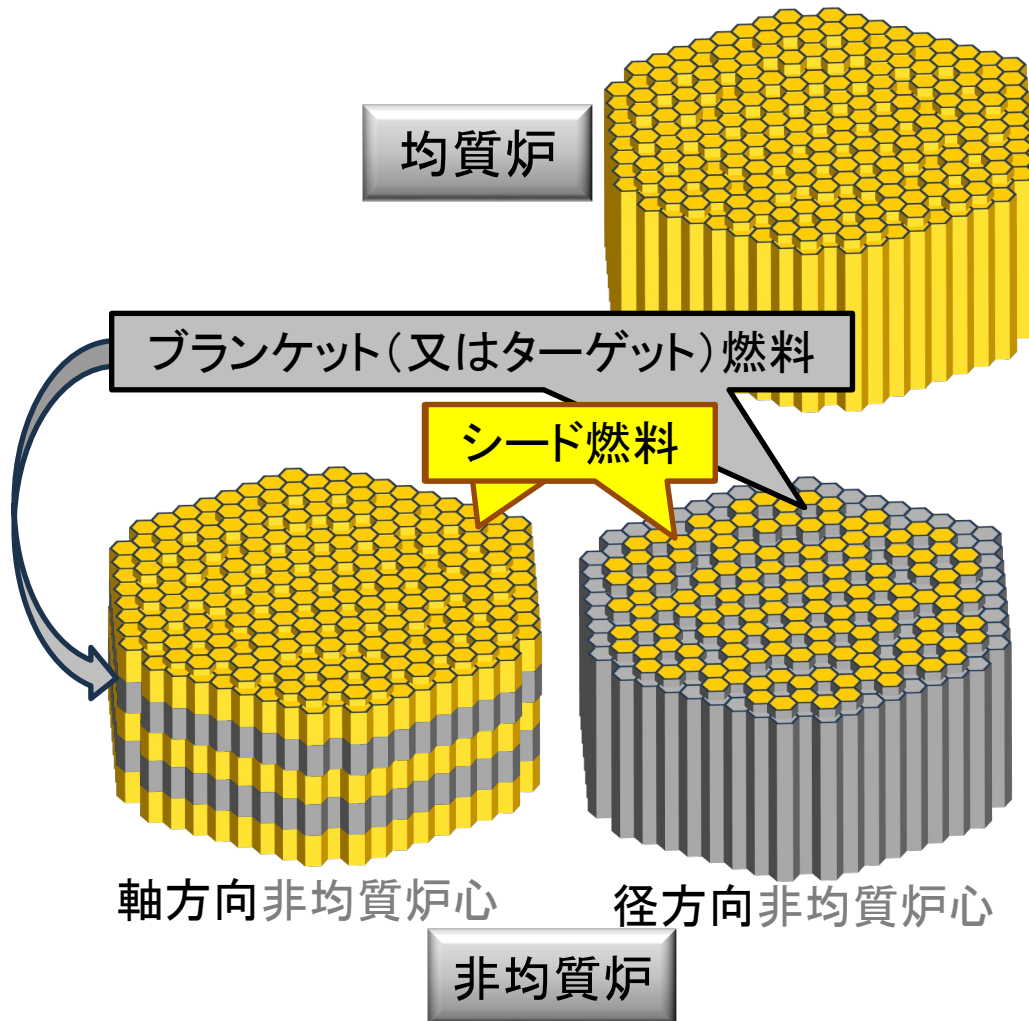


チャンネルボックス

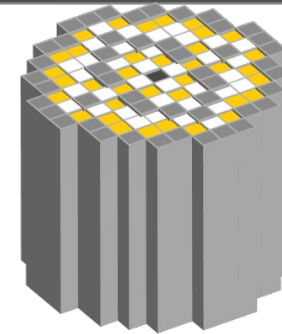
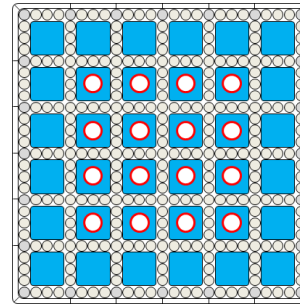
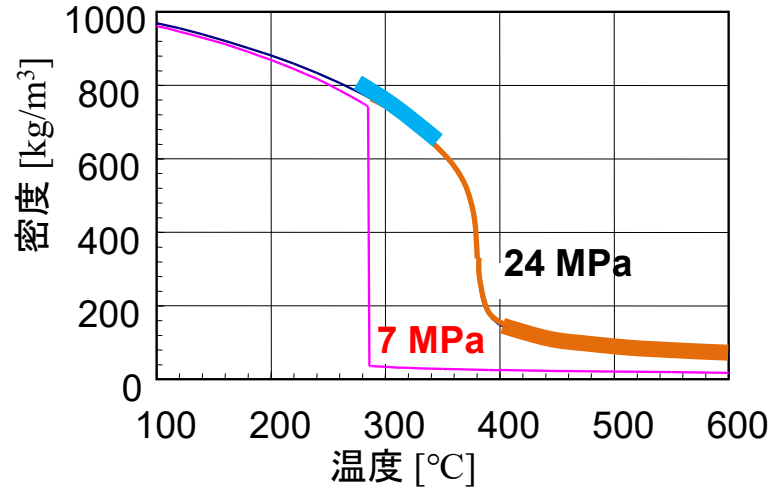
オリフィス孔 制御棒案内管

超臨界水冷却・高速炉の炉心設計の特徴

- ・ プラントシステムは熱中性子炉と共通 (25MPa)
- ・ 燃料はU-Puを用いるMOX燃料
- ・ 様々な設計オプション:
 - ・ Pu転換・増殖、MA燃焼、LLFP変換



特徴: 冷却材の物性変化が大きいので多様な炉心の設計が可能



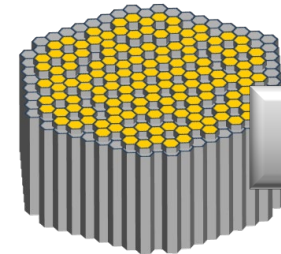
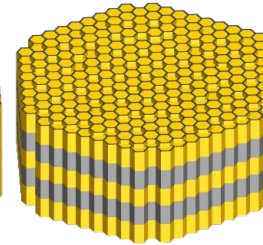
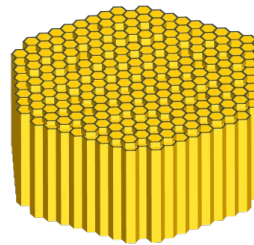
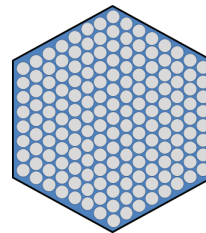
熱中性子炉

(例) Annals of Nuclear Energy, Vol. 32, Issue 7, May 2005, Pages 651-670
<https://doi.org/10.1016/j.anucene.2004.12.006>

広い出口温度設計

400 °C(*) ~ 500°C (压力容器型)
 ~ 625°C (カナダ・圧力管型)

(*) 参考 JNST Vol. 50, No. 12, 1129-1138, 2013
<http://dx.doi.org/10.1080/00223131.2013.836462>

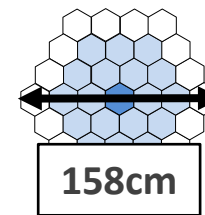
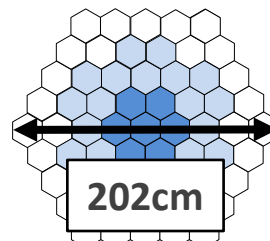
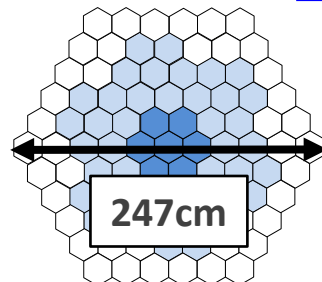
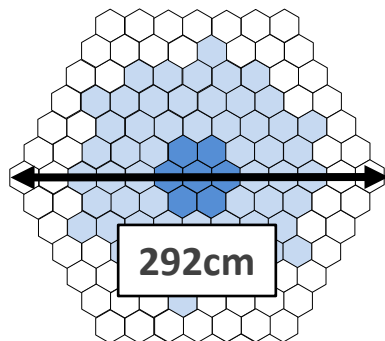


MA燃焼
LLFP変換

高速炉

(例) Nuclear Engineering and Design, Volume 324,
 1 December 2017, Pages 45-53
<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2017.08.025>

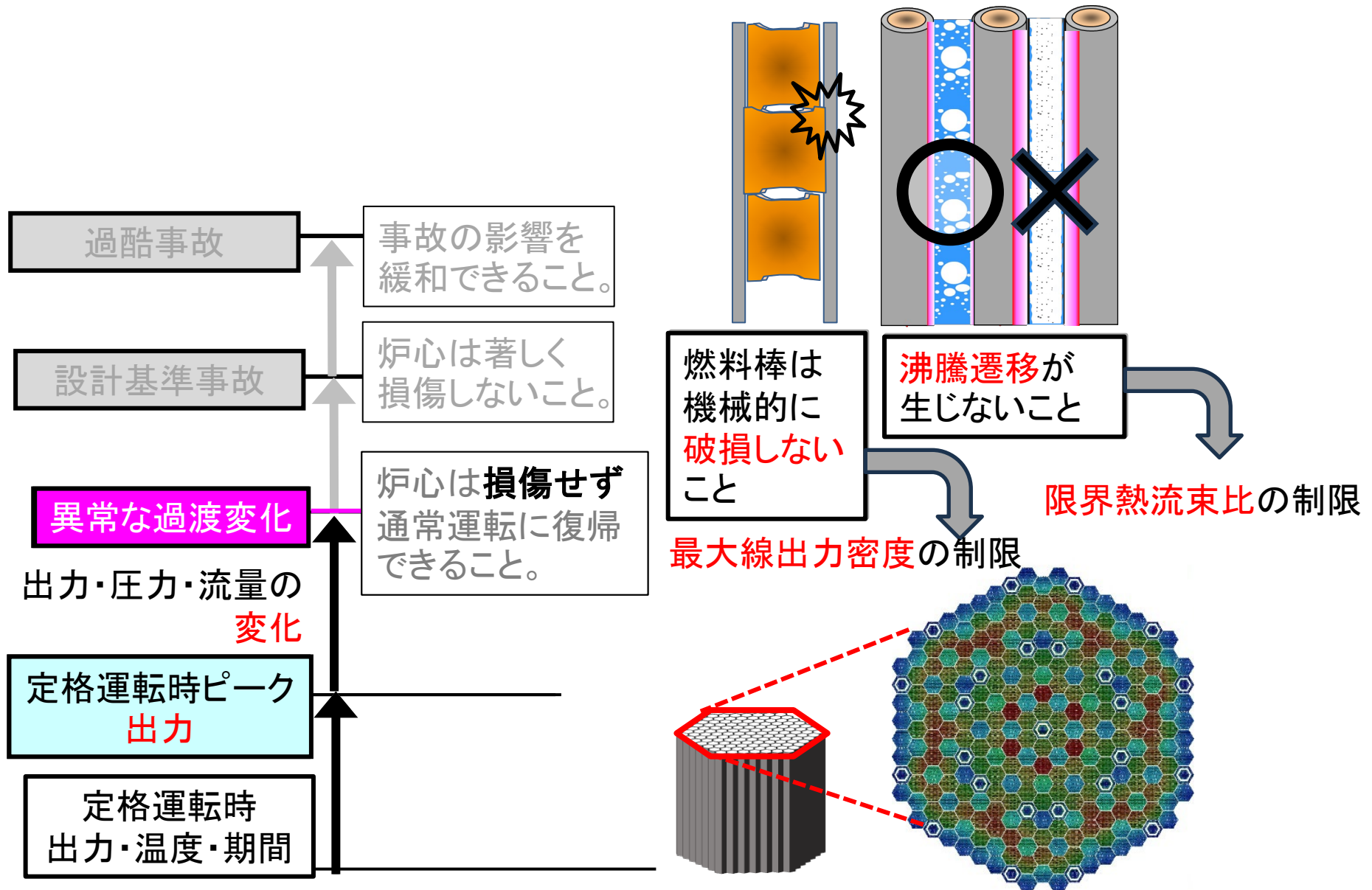
(例) Nuclear Engineering and
 Design Volume 296, January 2016,
 Pages 30-37
<https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.11.007>



小型炉

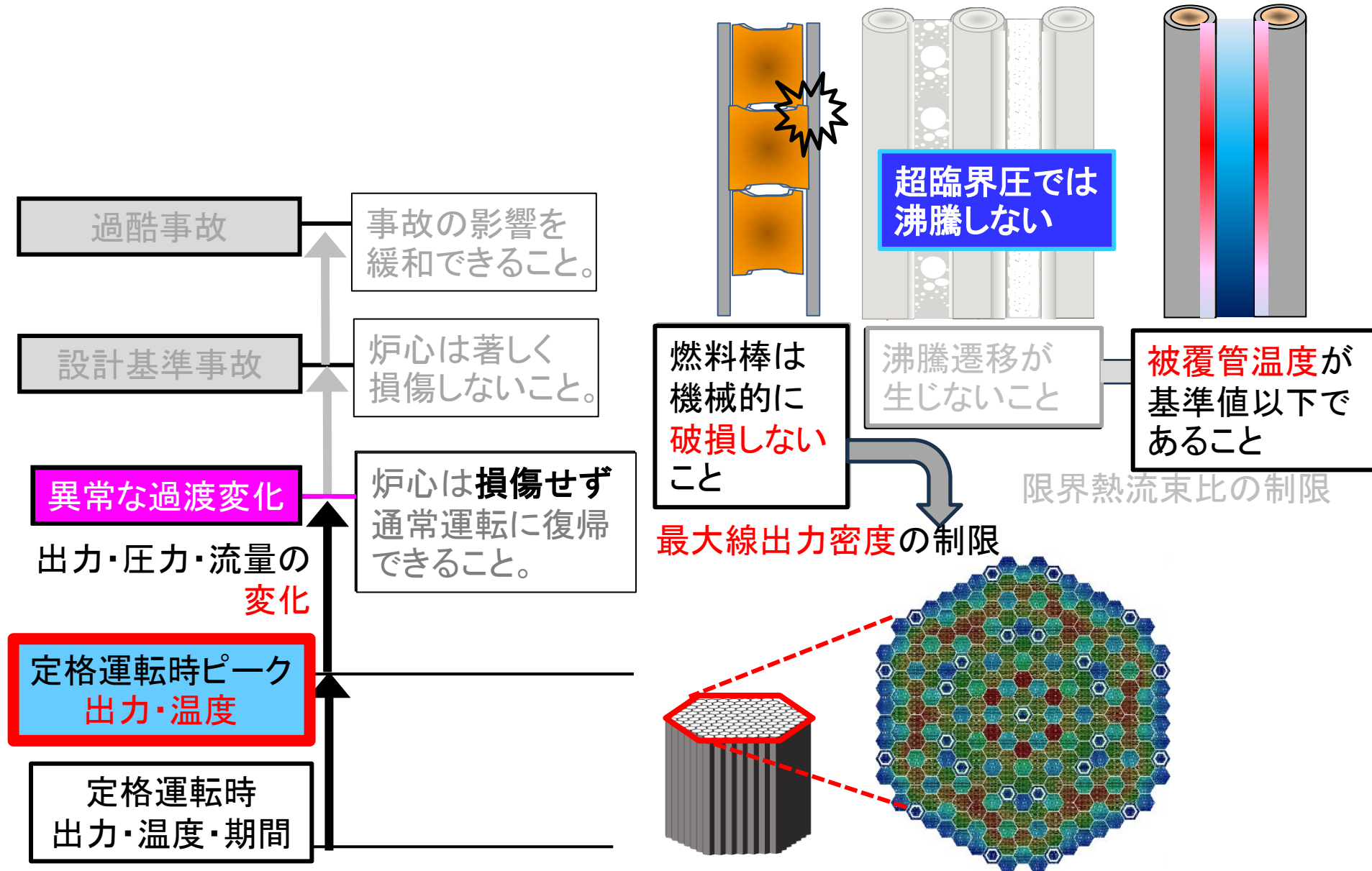
(例) J. Nucl. Eng. **2020**, 1, 46-53; doi:10.3390/jne1010004

軽水炉の炉心設計の考え方

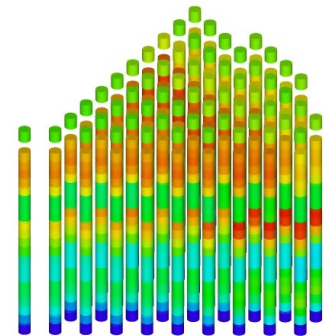
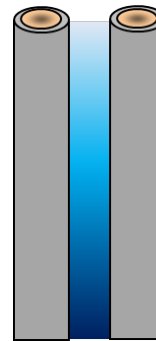
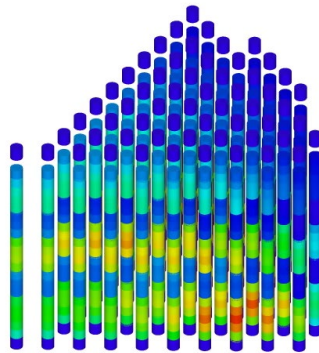
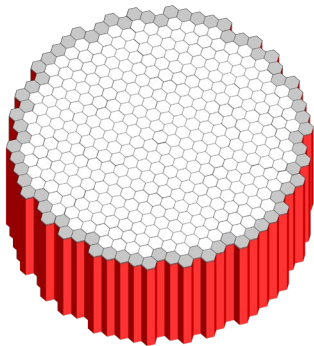
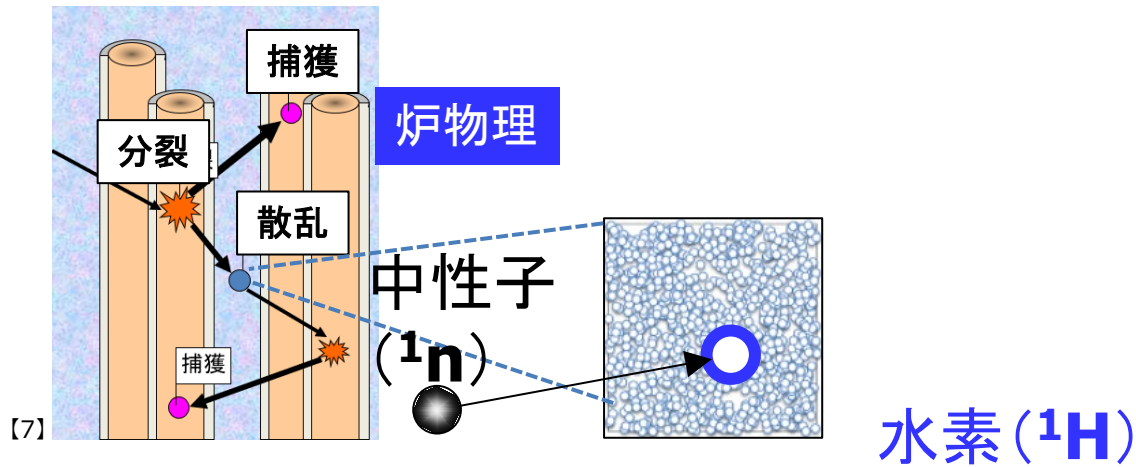


超臨界圧炉

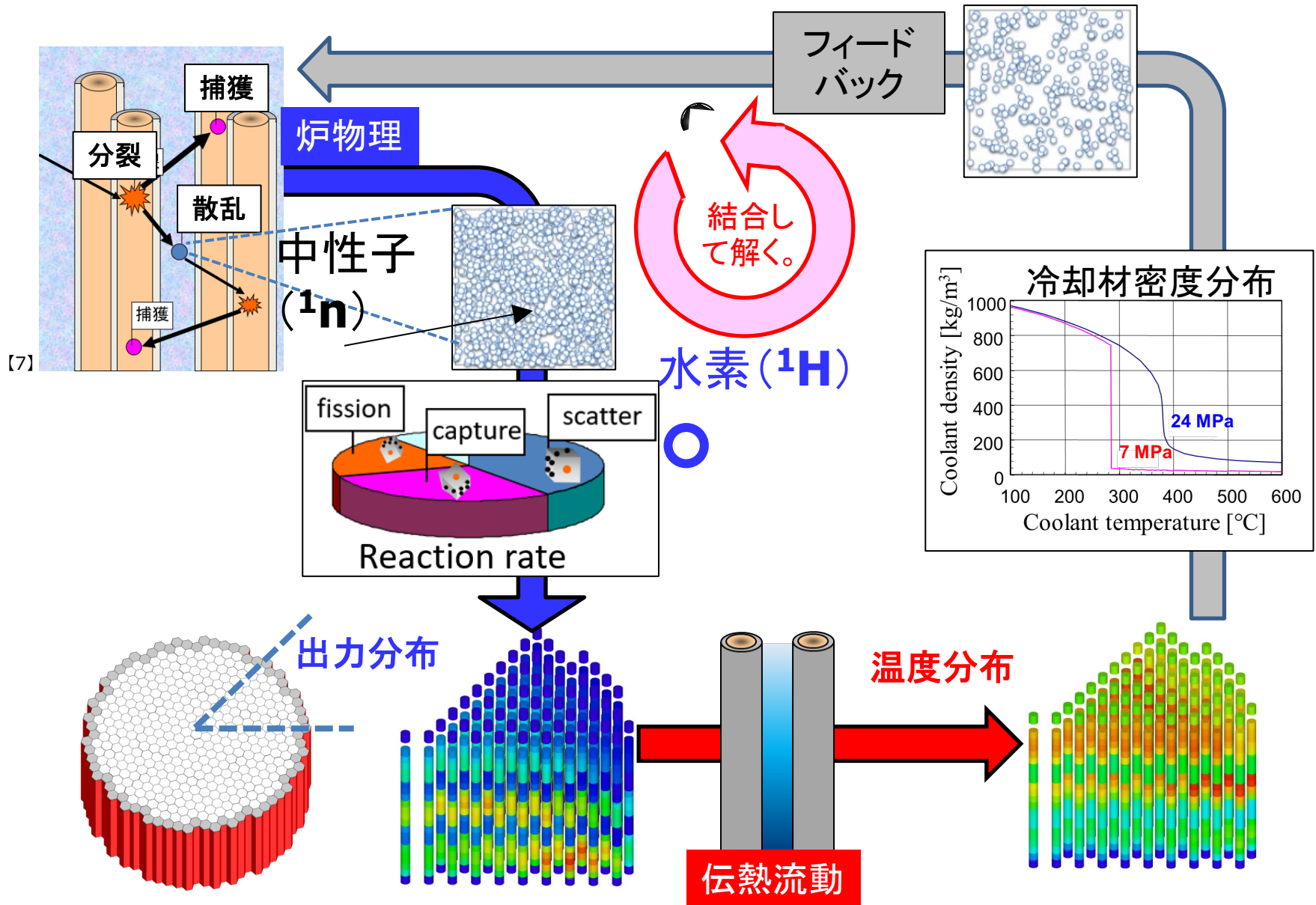
の炉心設計の考え方



ピーク出力・温度の求め方(核熱結合炉心計算)



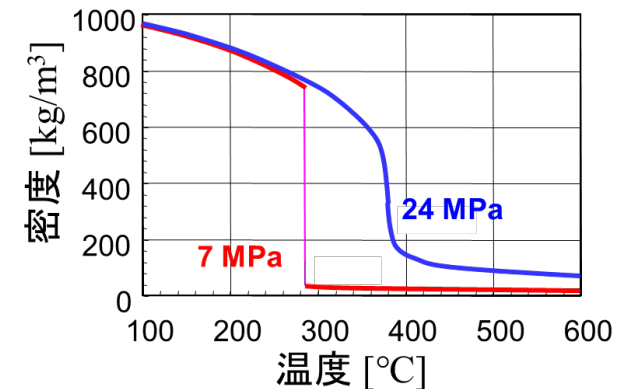
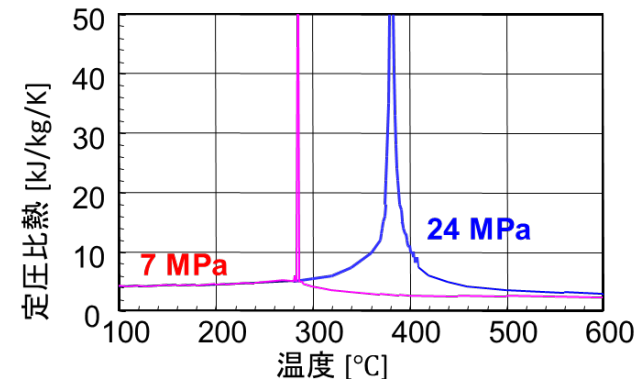
ピーク出力・温度の求め方(核熱結合炉心計算)



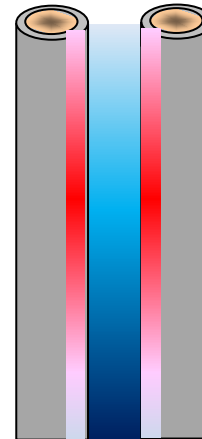
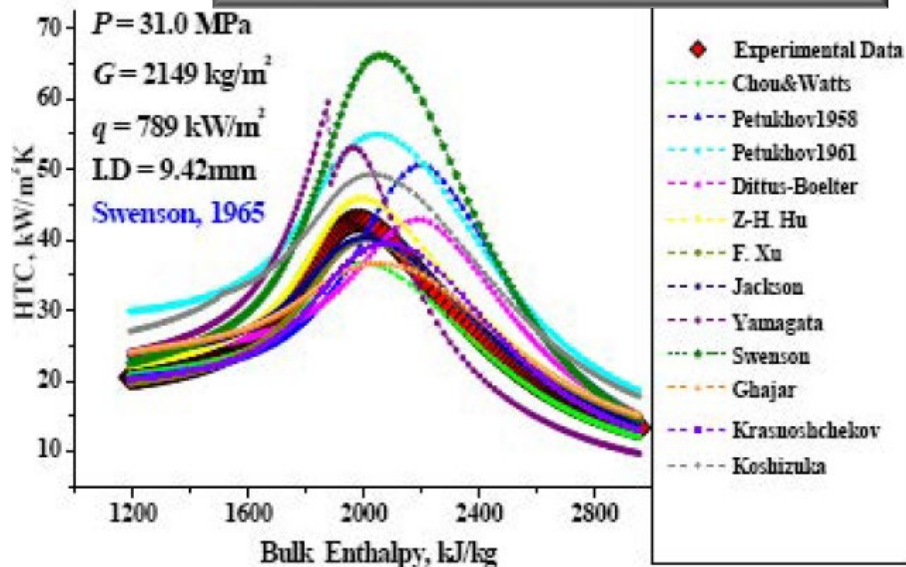
課題：冷却性の評価

- 評価対象：熱伝達率、圧力損失、臨界流、自然循環と流動安定性
- 物性が大きく変化する擬臨界温度の近傍の評価が課題。
- 実験体系(例)：単管流路、バンドル体系
- 実験に用いる流体(例)：超臨界水、模擬流体
(例)：CO₂、He、HCFC-22、HCFC-123、CH₂FCF₃等
- 数値流体力学解析(CFD)コードの適用
(例)：ANSYS CFX, STAR-CCM+, STAR-CD等
- サブチャンネル解析コードも開発されている。

物性が大きく変化



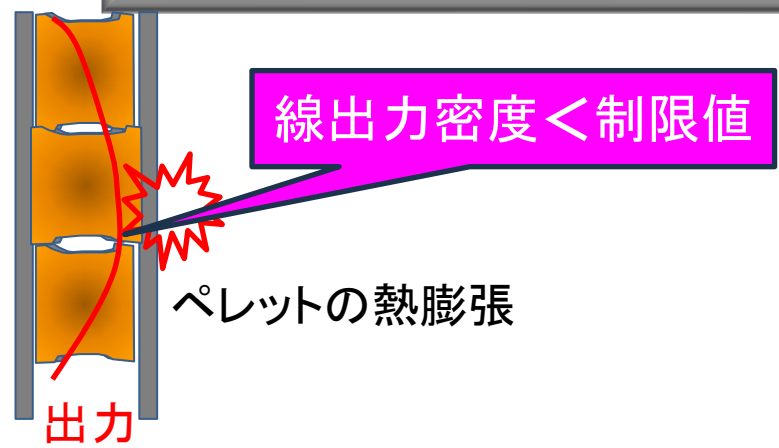
熱伝達率の評価値のばらつき



[8]

超臨界圧炉の燃料健全性の考え方

(特有の課題)
高温×高圧



(1) 燃料棒は機械的に破損しないこと。

(2) 燃料被覆管は冷却されていること。

異常な過渡変化

炉心は損傷せず通常運転に復帰できること。

This section contains two pink boxes. The left box is labeled '異常な過渡変化' (Abnormal transient change). The right box states '炉心は損傷せず通常運転に復帰できること。' (The core can return to normal operation without damage).

出力・圧力・流量
の
変化

A vertical arrow points upwards, with the text '出力・圧力・流量' (Output, pressure, flow) and '変化' (Change) in a pink box.

定格運転時
ピーク出力・温度

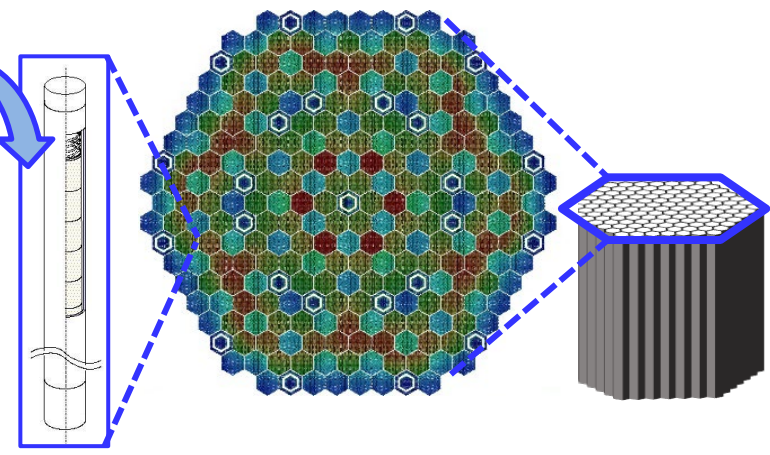
A blue box containing the text '定格運転時' (At rated operation) and 'ピーク出力・温度' (Peak output, temperature).

定格運転
出力・温度・期間

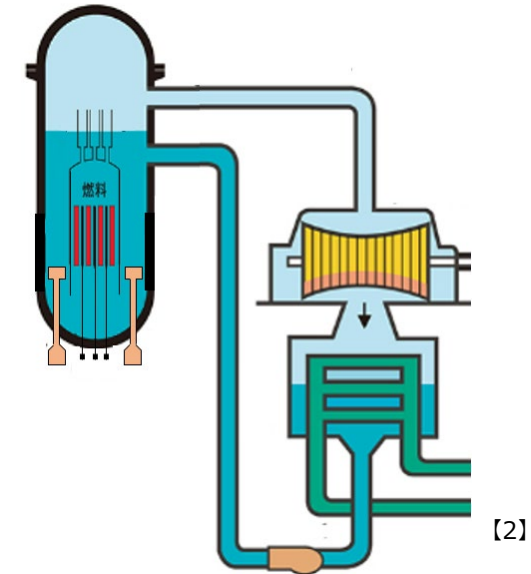
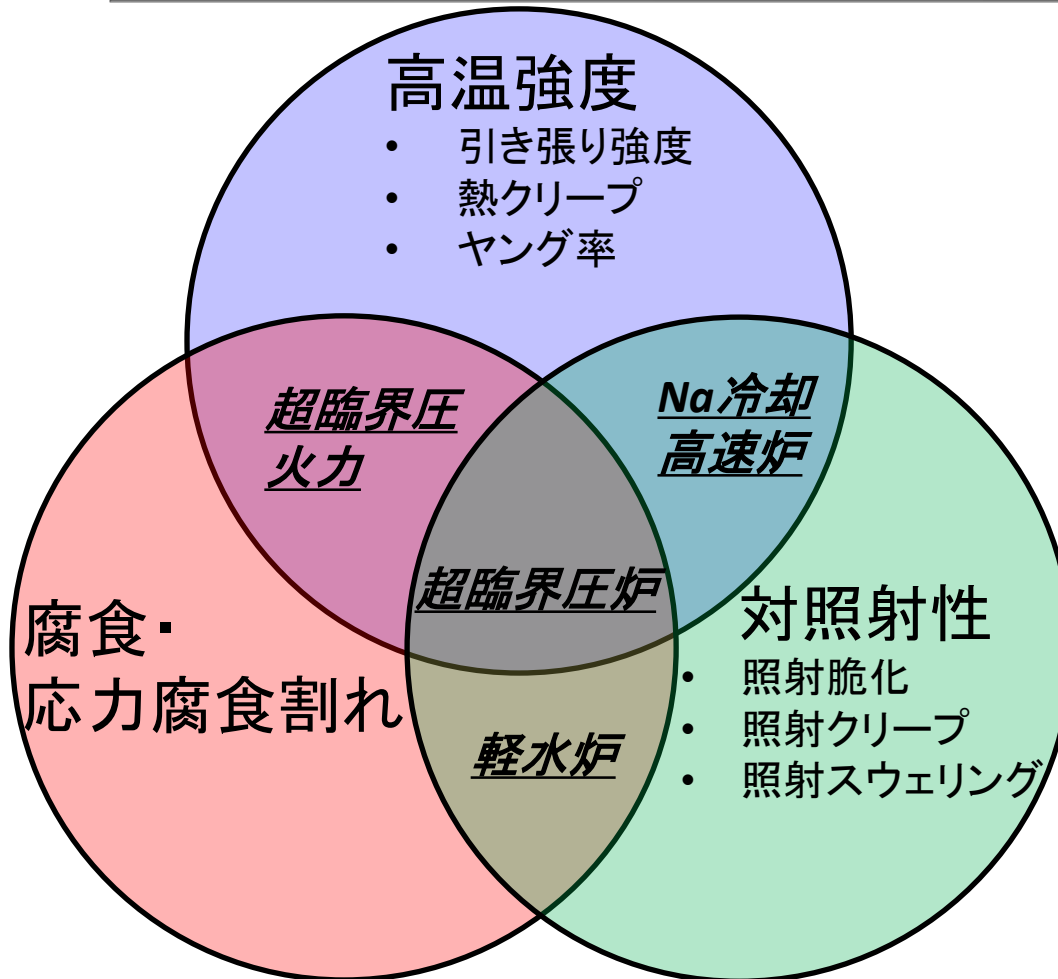
A black box containing the text '定格運転' (At rated operation) and '出力・温度・期間' (Output, temperature, period).

酸化腐食耐性
応力腐食割れ耐性
クリープ特性
照射スウェリング特性

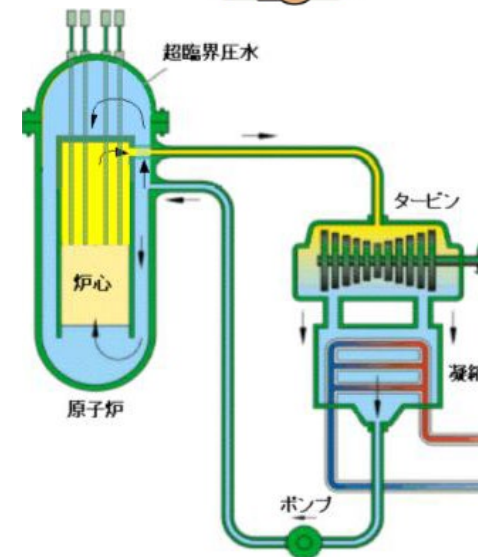
A blue box listing material properties: '酸化腐食耐性' (Oxidation corrosion resistance), '応力腐食割れ耐性' (Stress corrosion cracking resistance), 'クリープ特性' (Creep characteristics), and '照射スウェリング特性' (Irradiation swelling characteristics).



課題：被覆管材料開発



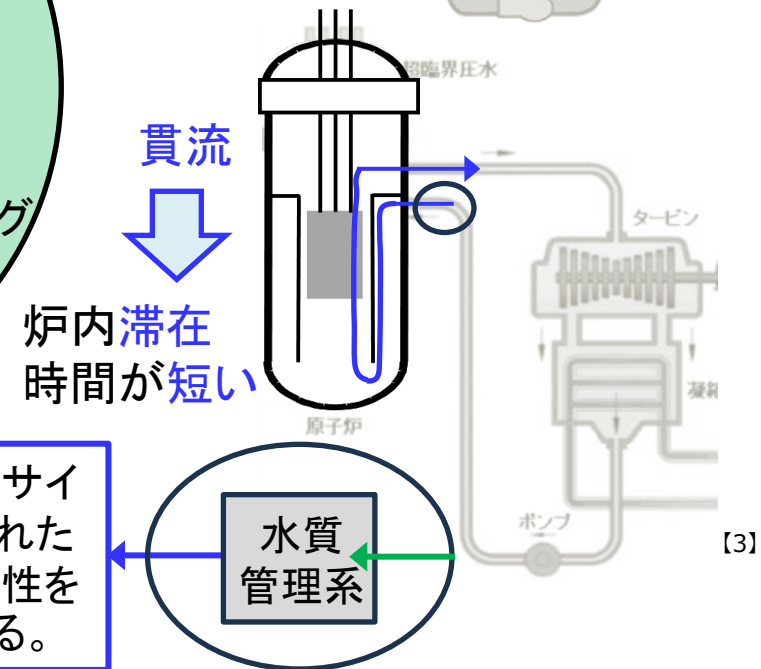
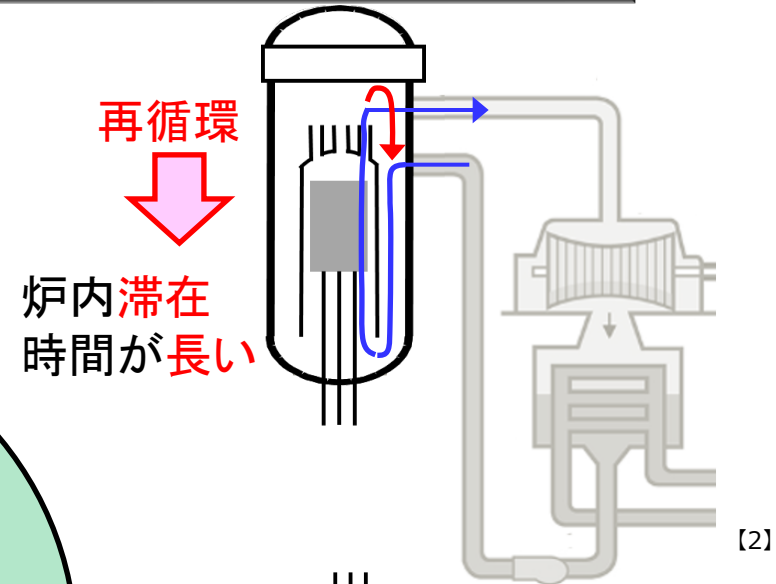
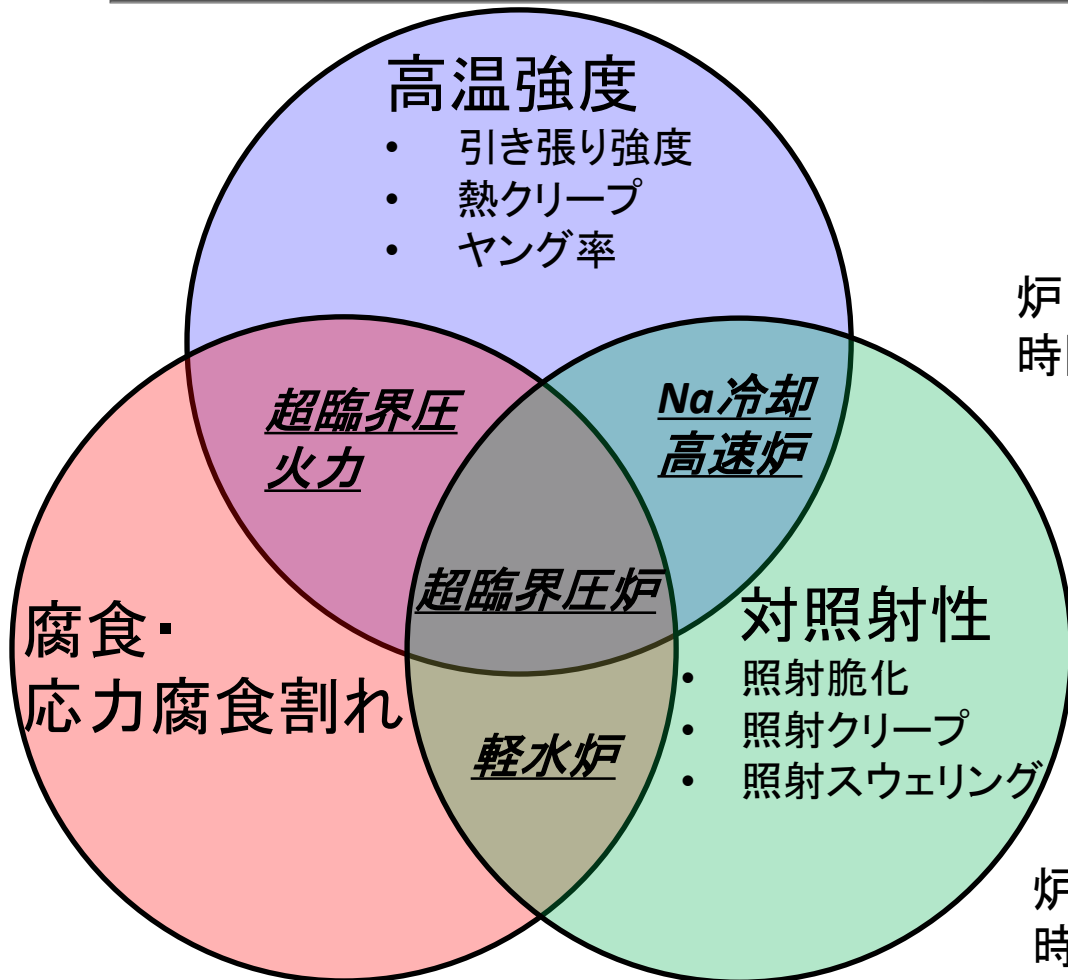
【2】



【3】

- 候補材(例): 改良ステンレス鋼、酸化物分散強化型(ODS)ステンレス鋼、Ni基合金など
- 高温酸化耐性という要求は軽水炉事故耐性燃料(ATF)用被覆管と共通する点もある。

課題：被覆管材料開発



- 候補材(例): 改良ステンレス鋼、酸化物分散強化型(ODS)ステンレス鋼、Ni基合金など
- 高温酸化耐性という要求は軽水炉事故耐性燃料(ATF)用被覆管と共通する点もある。

貫流直接サイクルは優れた水質管理性を期待できる。

(参考)プラント・パラメータの比較(例)(ATOMICAより)

(ATOMICA) https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_07-02-01-13.html

- ・ スーパー軽水炉は冷却水の炉心でのエンタルピー上昇が大きく貫流型なので炉心流量は軽水炉の約1/8程度である。
- ・ 超臨界圧火力と比較すると熱効率は火力の方が大気への熱損失があるため悪い。冷却水流量が火力より多いのは再熱に主蒸気を用いるためである。

	改良型沸騰水型軽水炉	加圧水型軽水炉	超臨界圧火力	高温高性能軽水炉 (スーパー軽水炉)
プラント冷却系統	再循環直接サイクル	間接サイクル	貫流サイクル	貫流サイクル
電気出力(MWe)	1350	1150	1000	1000
熱効率(%)	34.5	34.4	41.8	44.0
圧力(MPa)	7.2	15.5	24.1	25.0
冷却水炉心入口 ／出口温度(℃)	269/286	289/325	289/538	280/508
冷却水流量(t/s)	14.4	16.7	0.821	1.19
電気出力当りの 冷却水流量 (kg/s/MWe)	10.6	14.5	0.821	1.19

[出典]岡芳明、越塚誠一：高温高性能軽水冷却原子力発電プラント 貫流型超臨界圧軽水冷却原子炉の概念、日本原子力学会誌、Vol.44, No.8, 600 – 605 (2002)。

(参考)世界のSCWR設計パラメータ(例)

中型～大型炉	カナダ	中国		EU	日本		ロシア	
タイプ	圧力管	圧力容器	圧力容器	圧力容器	圧力容器	圧力容器	圧力容器	圧力容器
中性子スペクトル	熱	熱	混合	熱	熱	高速	高速～共鳴	高速～共鳴
圧力 (MPa)	25	25	25	25	25	25	24.5	27.5
炉心入口温度 (°C)	350	280	280	280	290	280	290	400
炉心出口温度 (°C)	625	500	510	500	560	501	540	520
熱出力 (MWth)	2540	2300	3800	2300	3794	1602	3830	1250
熱効率 (%)	48	43	44	43.5	46	44	45	46.4
炉心有効長 (m)	5	3	4.5	4.2	4.2	2.4	4.07	0.8
燃料	Pu-Th(UO ₂)	UO ₂	UO ₂ /MOX	UO ₂	UO ₂	MOX	MOX	MOX
減速材	D ₂ O	H ₂ O	H ₂ O/-	H ₂ O	H ₂ O	-/ZrH	-	-
炉内流動パス数	1	2	2	3	1	2	2	1

小型炉	カナダ		中国	EU	GE	日本
タイプ	圧力管	圧力容器	圧力容器	圧力容器	圧力管	圧力容器
中性子スペクトル	熱	熱	熱	熱	熱	高速
圧力 (MPa)	25	25	25	25	30.33 - 24.13	25
炉心入口温度 (°C)	290	350	280	280	285.8	280
炉心出口温度 (°C)	450-500	625	500	500	565.5	500
熱出力 (MWth)	800	670	375	290	728	650
熱効率 (%)	48	45		40	45	43.8
炉心有効長 (m)	5	unknown	2.5	1.68	3	2
燃料	UO ₂	Pu-Th(UO ₂)	UO ₂	UO ₂ /MOX	UO ₂	MOX
減速材	D ₂ O	D ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	H ₂ O	-
炉内流動パス数	1	1	2	7	3	1



出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【1】	+	原子力・エネルギー図面集, 5-1-05, 日本原子力文化財団, https://www.ene100.jp/zumen/5-1-5
【2】	+	原子力・エネルギー図面集, 5-1-02, 日本原子力文化財団, https://www.ene100.jp/zumen/5-1-2
【3】		Yoshiaki Oka (2023), Review of SCWR research in Japan, Frontier in Nuclear Engineering. Vol. 2, Fig. 2, https://www.frontiersin.org/journals/nuclear-engineering/articles/10.3389/fnuen.2023.1272766/full 原典 : U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum (2002), A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, p. 42, http://www.ne.doe.gov/genIV/documents/gen_iv_roadmap.pdf
【4】		A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems (2002), p. 42, U. S. DEPARTMENT of ENERGY, https://web.archive.org/web/20130120130033/http://www.ne.doe.gov/genIV/documents/gen_iv_roadmap.pdf
【5】		GIF SUPERCRITICAL WATER-COOLED REACTOR Proliferation Resistance and Physical Protection White Paper (2022), Generation IV International Forum 原典 : A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems (2002), U. S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, https://web.archive.org/web/20130120130033/http://www.ne.doe.gov/genIV/documents/gen_iv_roadmap.pdf
【6】	+	Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2020 Edition, p. 324, Fig. IV-1, International Atomic Energy Agency, https://aris.iaea.org/publications/smr_book_2020.pdf
【7】	+	日本原子力研究開発機構, https://www.jaea.go.jp/jaea-houkoku17/panel/pdf/p4-1.pdf
【8】	+	IAEA TECDOC SERIES, Heat Transfer Behaviour and Thermohydraulics Code Testing for Supercritical Water Cooled Reactors (SCWRs), (2014), p. 106, Fig. 3.24, International Atomic Energy Agency, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1746_web.pdf
【9】	+	Sutanto and Yoshiaki Oka (2015), Passive safety system of a super fast reactor, Nuclear Engineering and Design, Vol. 289, p. 120, Fig. 4, ELSEVIER, http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.04.029
【10】		Yoshiaki Oka (2023), Review of SCWR research in Japan, Frontiers in Nuclear Engineering, Fig. 11, https://doi.org/10.3389/fnuen.2023.1272766

プラント設計(例)

既存技術に立脚

既存の軽水炉と超臨界圧火力の技術に立脚したプラントシステムを志向し、炉心設計、プラント熱収支、事故・異常過渡解析、冷却水喪失事故解析、プラントの制御、起動、安定性などは概ね確立されている(ATOMICA「スーパー軽水炉(超臨界圧軽水冷却炉)」より)。

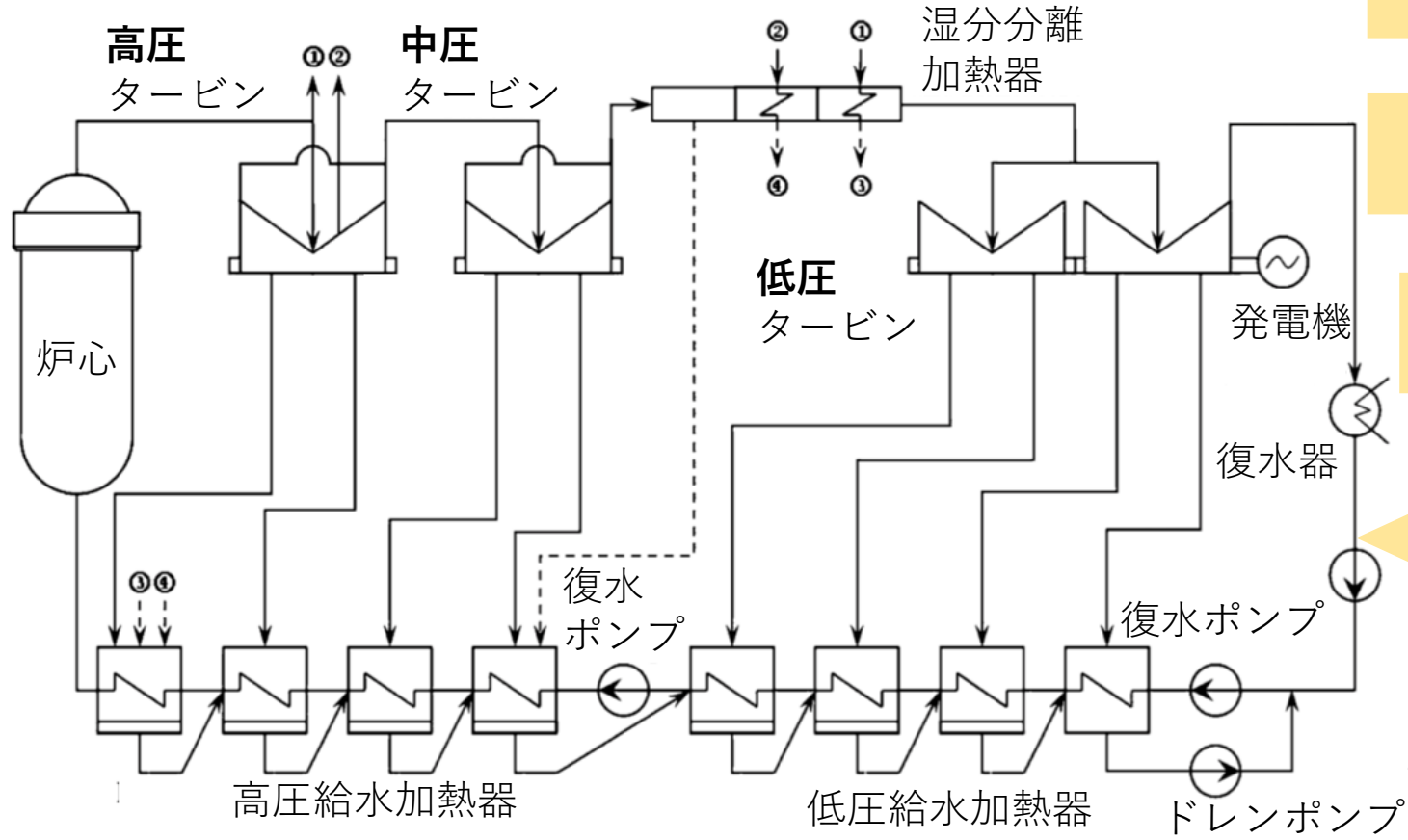
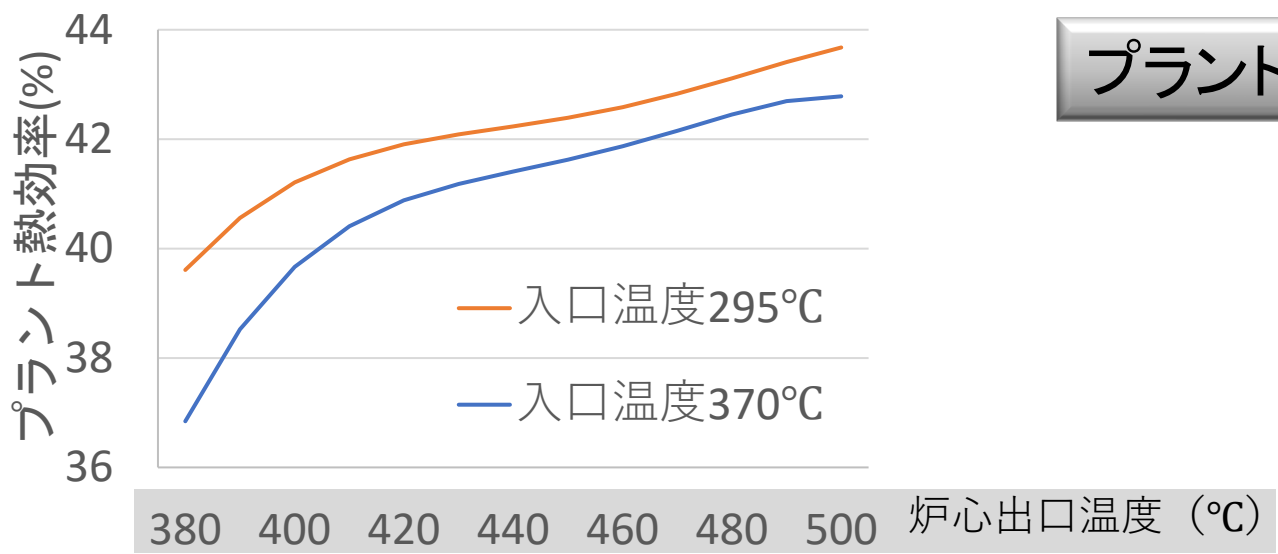
https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_07-02-01-13.html

(例)

- (制御) <http://dx.doi.org/10.1080/18811248.2003.9715359>
- (安定性) <https://doi.org/10.1080/18811248.2004.9726420>
- (起動) <http://dx.doi.org/10.1080/18811248.2004.9715548>
- (熱中性子炉の過渡・事故) <https://doi.org/10.1080/18811248.2005.9711045>
- (熱中性子炉のLOCA、その他) <http://dx.doi.org/10.1080/00223131.2015.1095658>
- (熱中性子炉のATWS) <http://dx.doi.org/10.1080/18811248.2007.9711846>
- (高速炉の受動的安全系) <http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.04.029>



プラント熱収支の評価(例)



炉心入口/出口温度

給水抽気圧力

プラント各部の蒸気状態

プラント各部の蒸気流量

熱効率計算

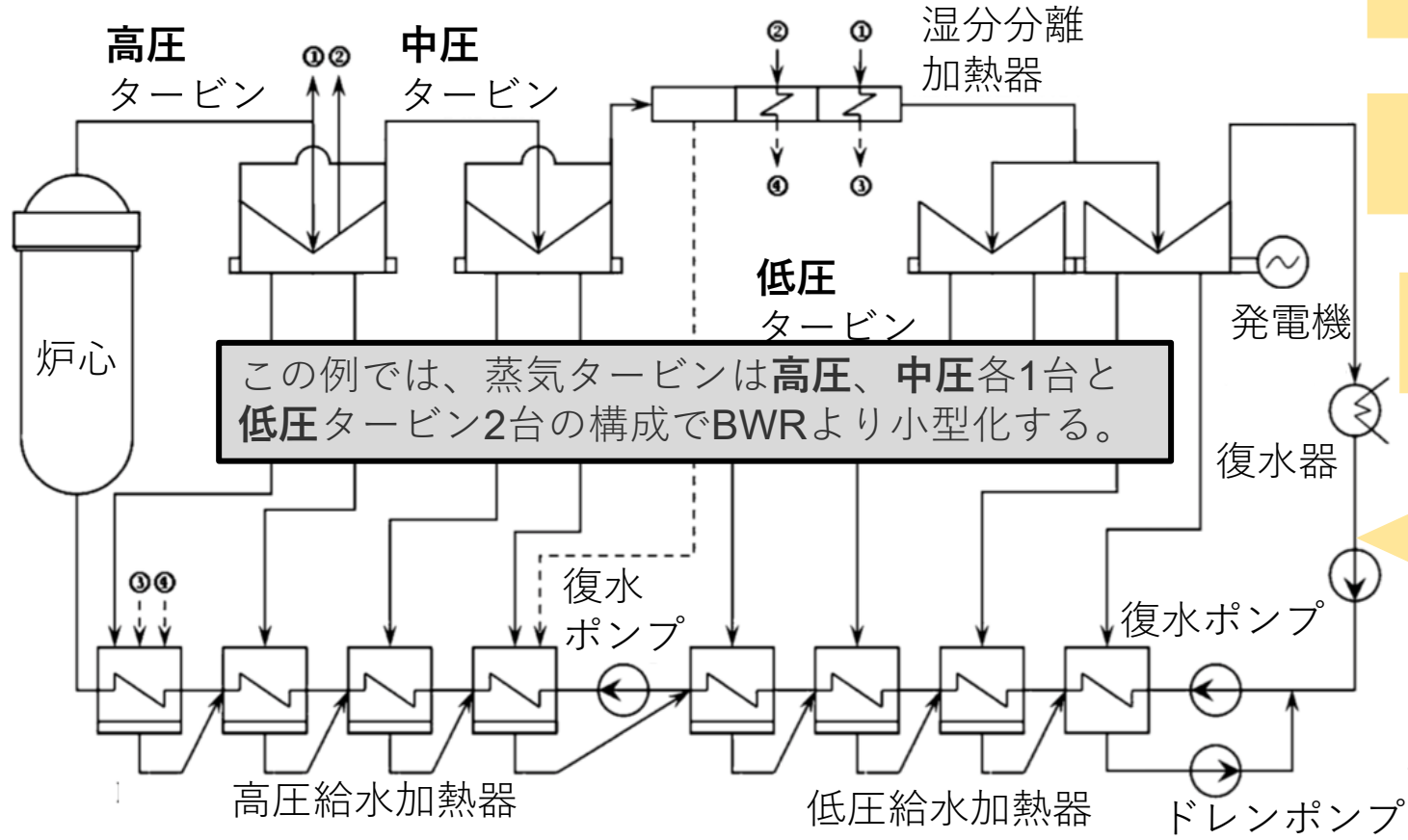
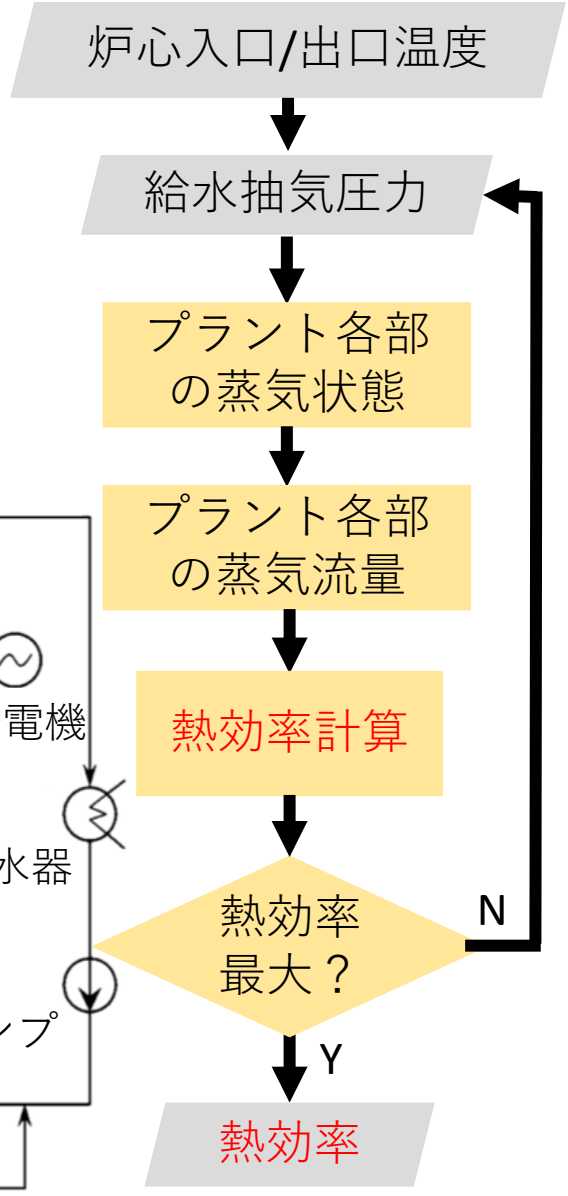
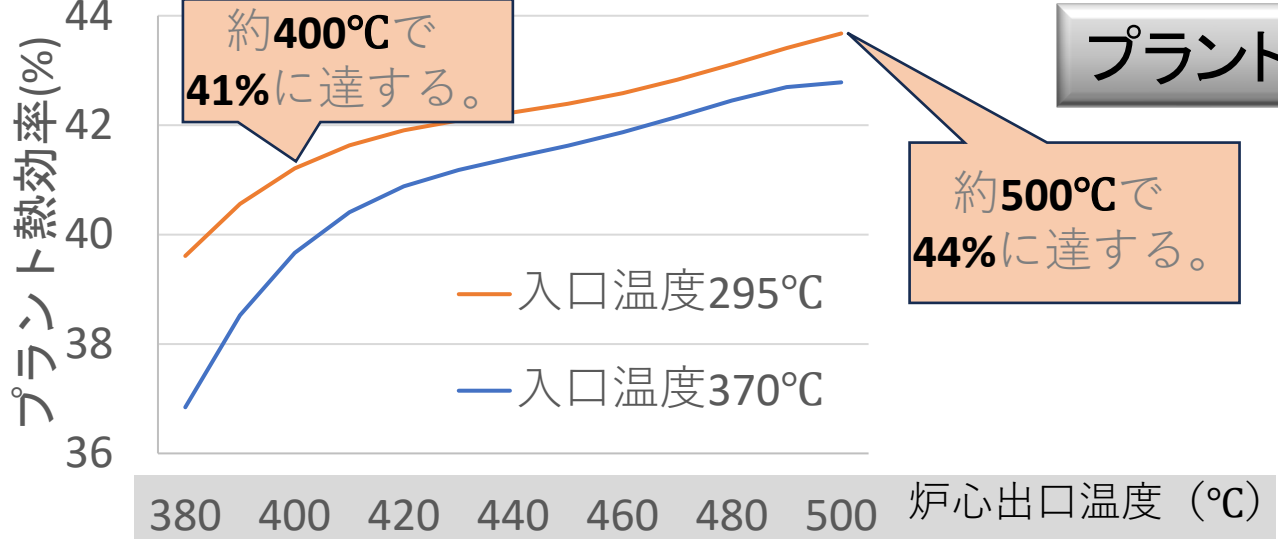
熱効率最大?

熱効率

N

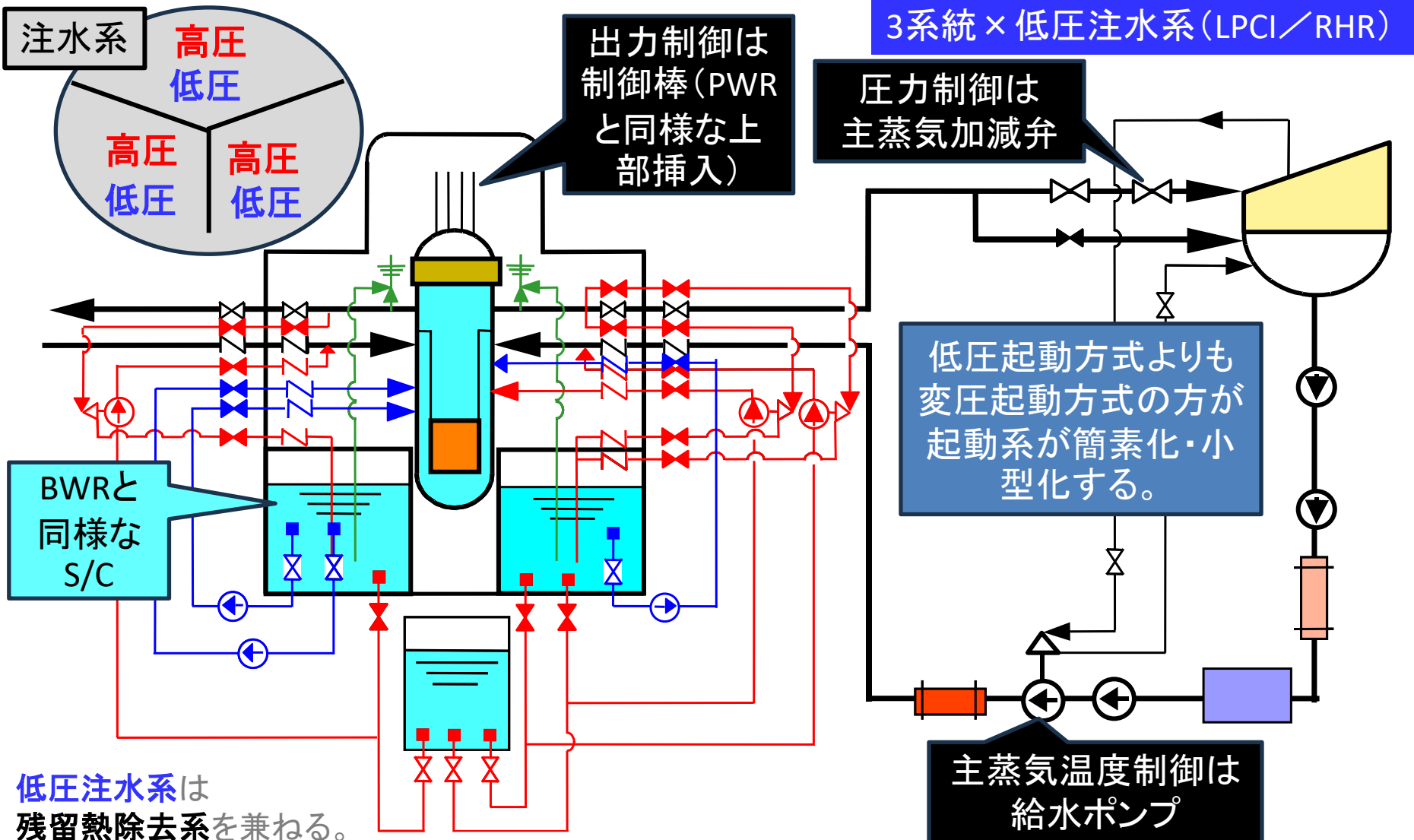
Y

プラント熱収支の評価(例)



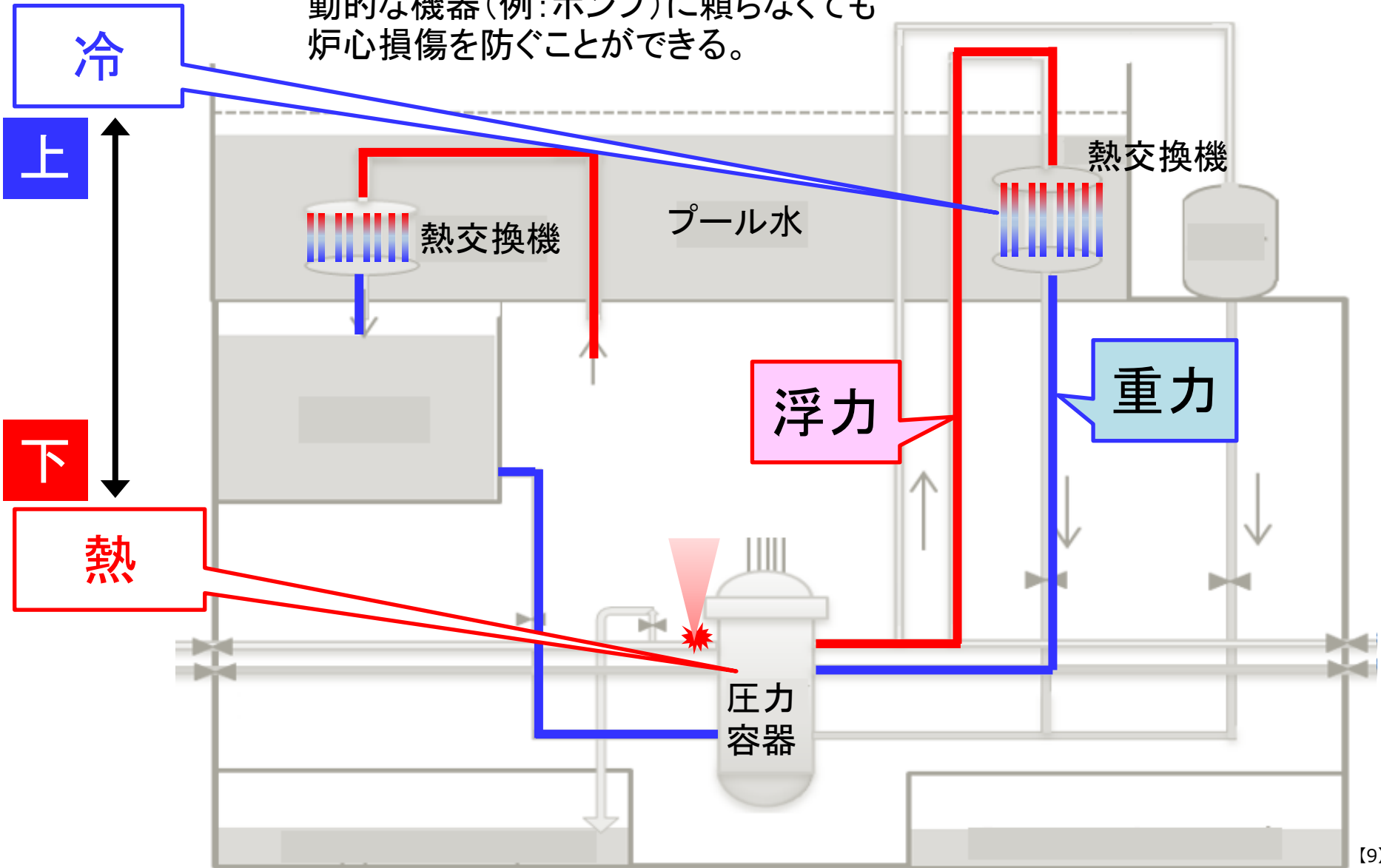
プラント安全系・制御系の設計(例)

- 原子炉容器と制御棒はPWRと同様。
- 格納容器と非常用炉心冷却系はBWRと同様。
- タービン系統(BOP)は超臨界圧火力と同様

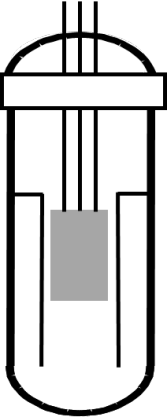
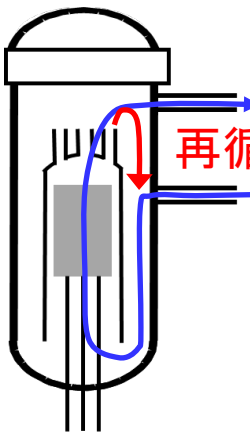
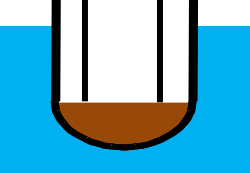
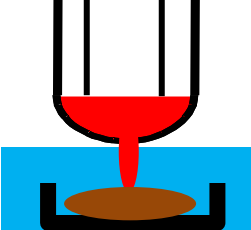
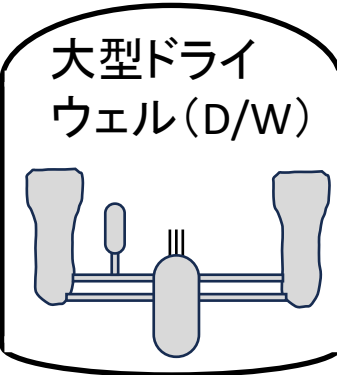
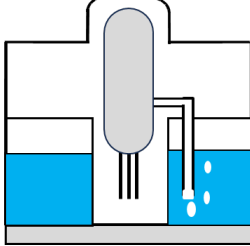


動的な機器が不要な冷却システム(例)

動的な機器(例:ポンプ)に頼らなくても
炉心損傷を防ぐことができる。

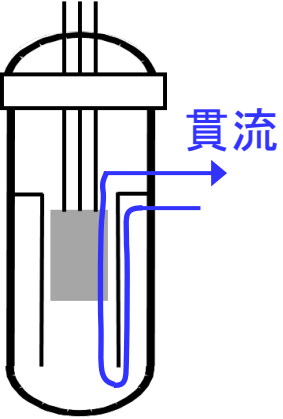
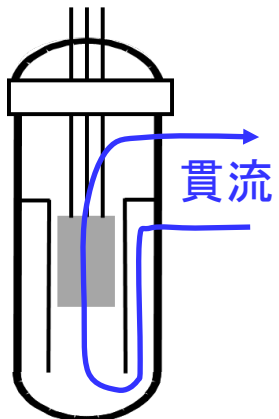
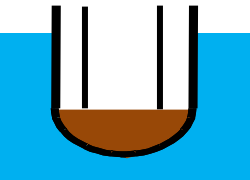
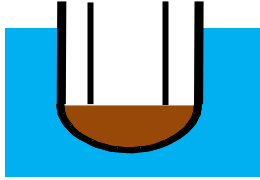
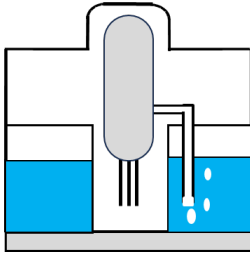
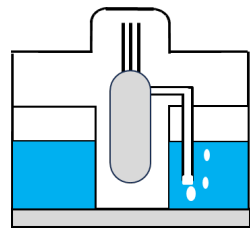


新しい過酷(メルトダウン)事故対策(例)

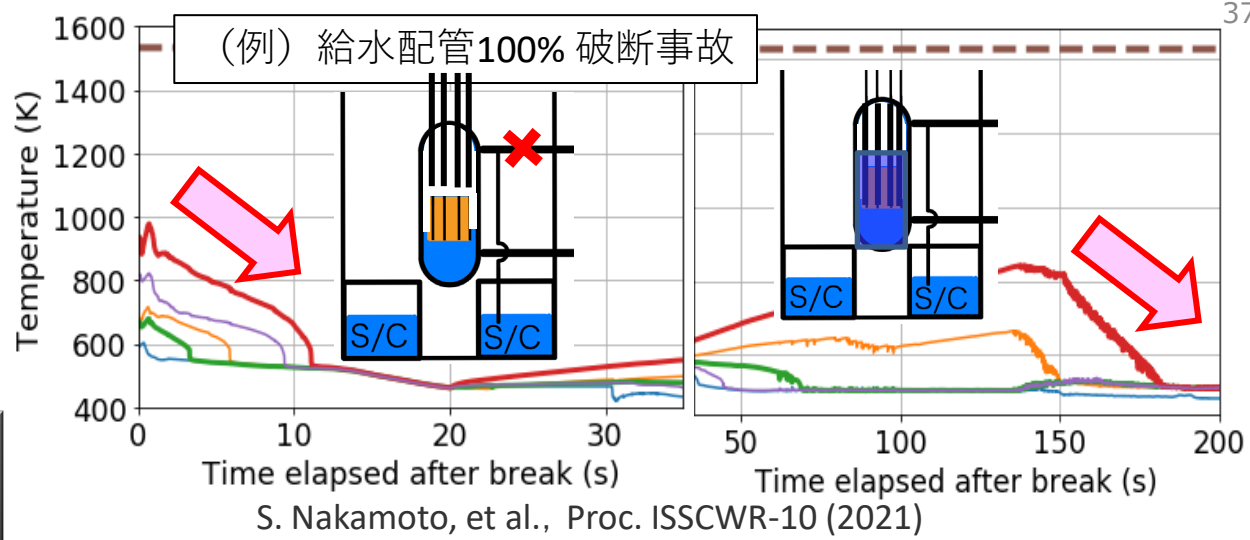
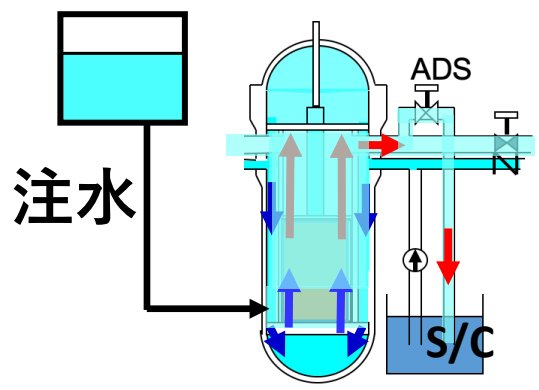
	PWR	BWR	SCWR
炉容器内流動			
燃料デブリ冷却	 貫通機構を排除し 炉容器内終息が可能	 コアキャッチャ	
格納容器閉じ込め	 大型ドライ ウェル(D/W)	 蒸気発生器がbuilt-in なので小型化が可能	

【貫流】×【直接サイクル】特有の新しい組み合わせが可能

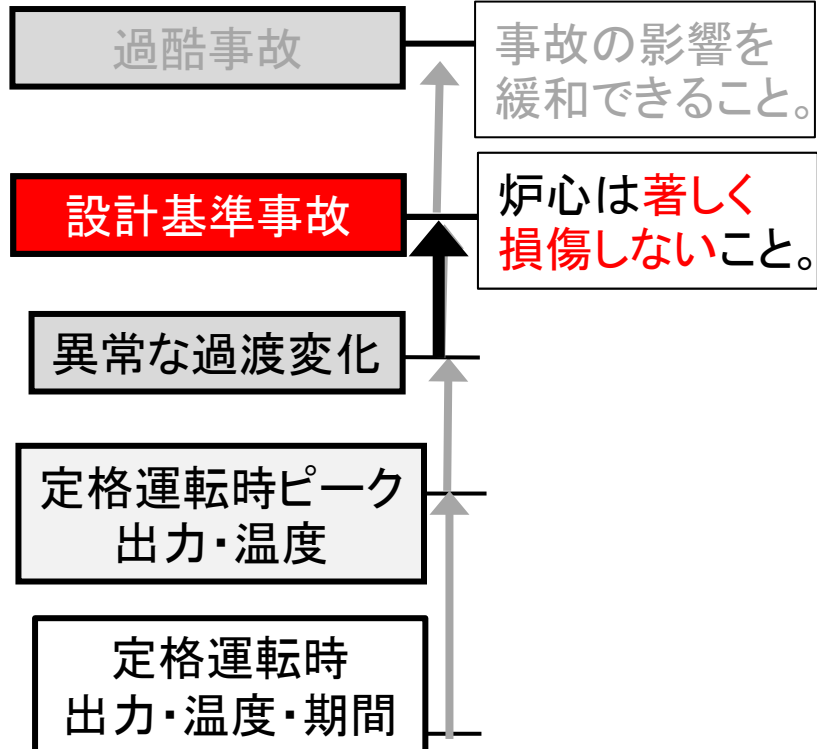
新しい過酷(メルトダウン)事故対策(例)

	PWR	BWR	SCWR
炉容器内流動			
燃料デブリ冷却	 貫通機構を排除し 炉容器内終息が可能	 コアキャッチャ	 貫通機構を排除し 炉容器内終息が可能
格納容器閉じ込め	 大型ドライ ウェル(D/W)	 蒸気発生器が built-in なので小型化が可能	 蒸気発生器が 不要 なので小型化が可能

【貫流】×【直接サイクル】特有の新しい組み合わせが可能

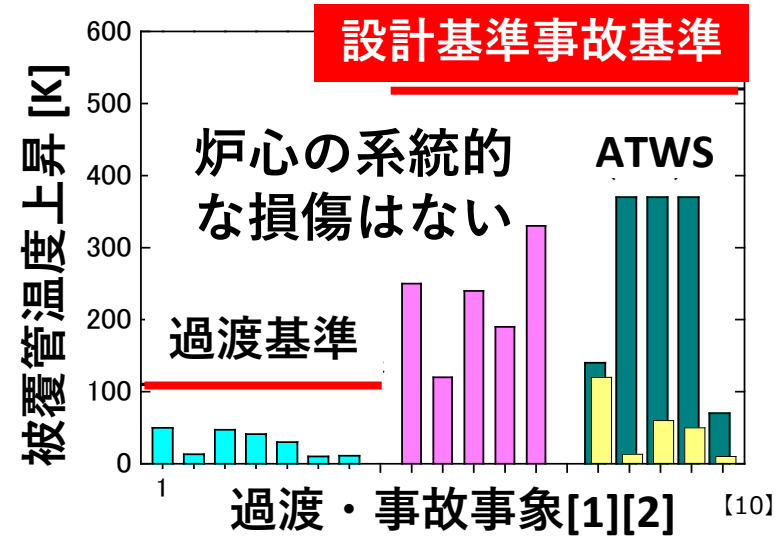


設計基準事故時 プラント挙動の特徴

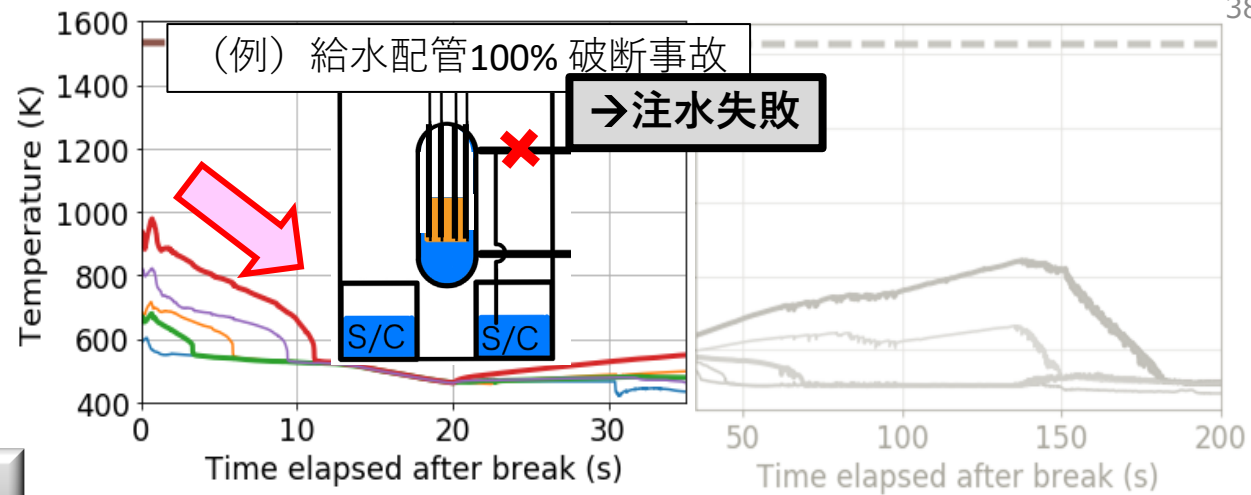
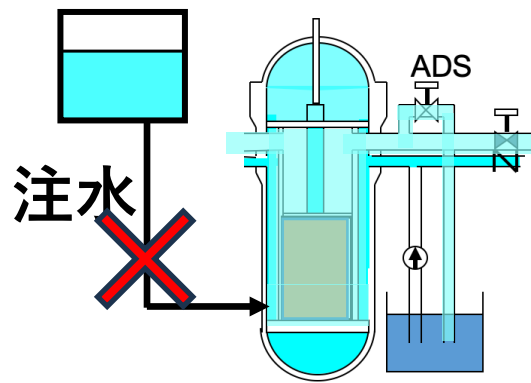


貫流直接サイクル型炉の特徴[1]

- 「減圧」すれば炉心は強く冷却される。
- 「注水」すれば系統的な炉心損傷には至らない。



[1] Y. Ishiwatari et al., Jour. Nucl. Eng. And Design (2005) [2] Sutanto,Y.Oka, Jour. Nucl. Eng. and Design (2014).



過酷事故対策(例)

過酷事故

事故の影響を
緩和できること。

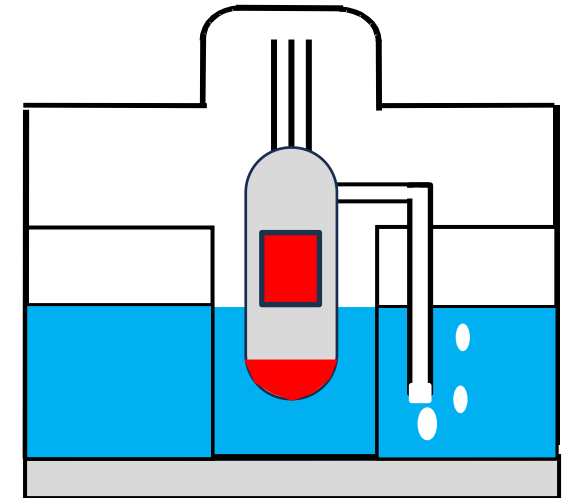
設計基準事故

炉心は著しく
損傷しないこと。

異常な過渡変化

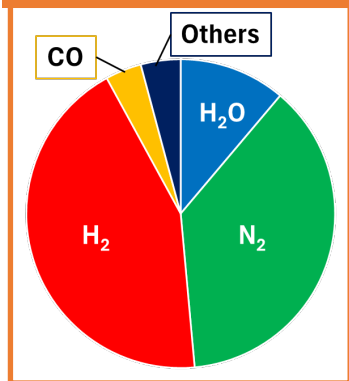
定格運転時ピーク
出力・温度

定格運転時
出力・温度・期間

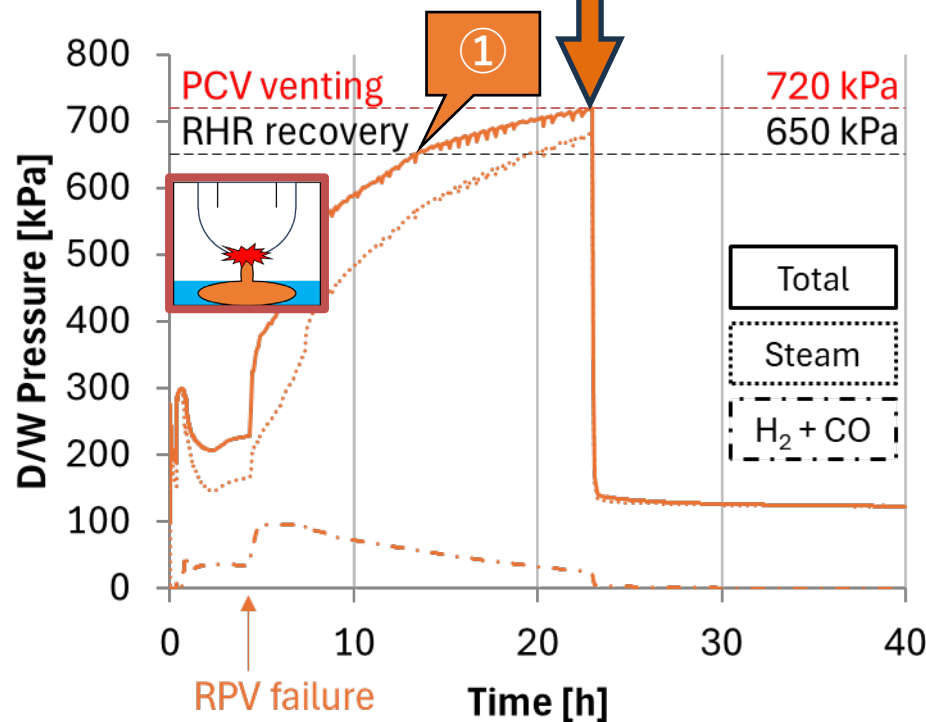
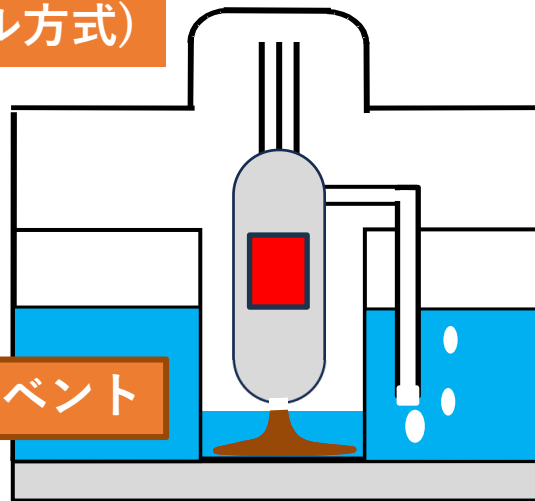


過酷事故対策の比較(例)

① S/C分圧(ウェットウェル方式)

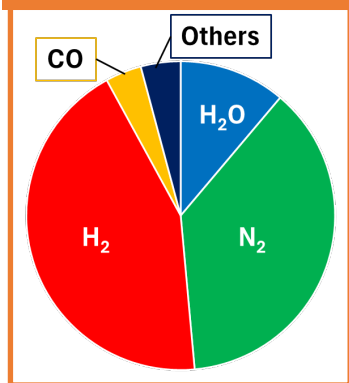


格納容器ベント

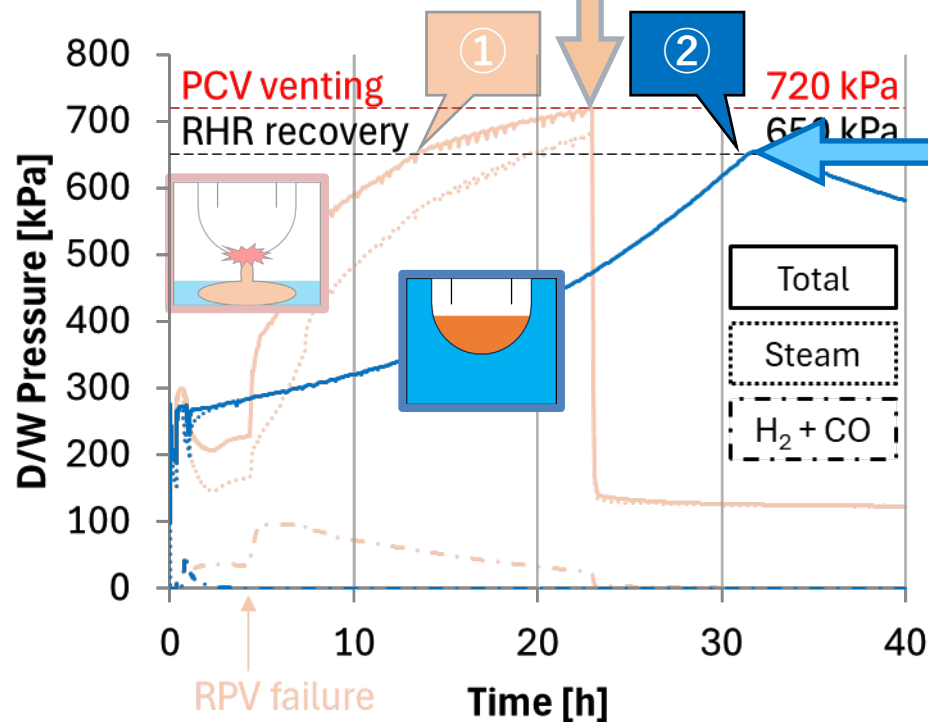
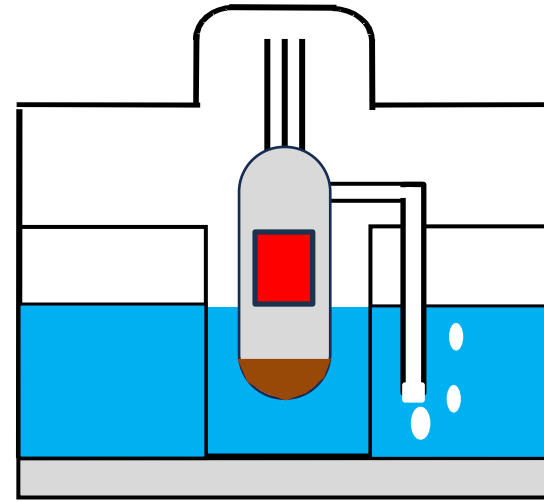
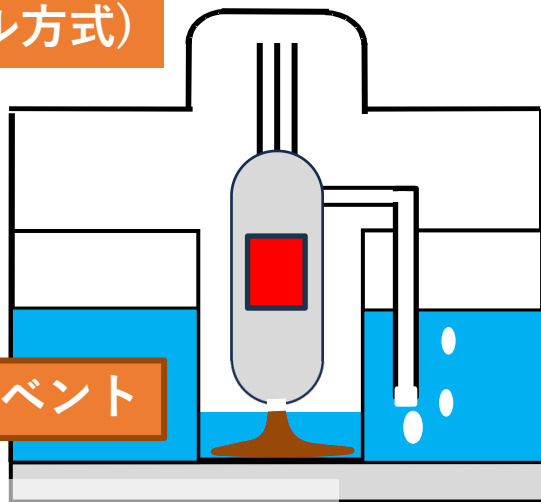


過酷事故対策の比較(例)

①S/C分圧(ウェットウェル方式)

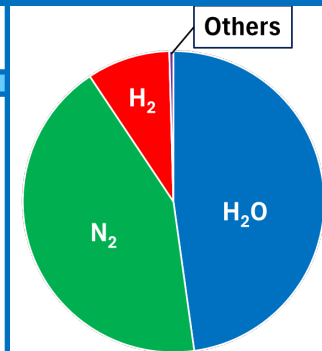


格納容器ベント

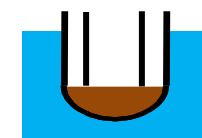


②S/C分圧(IVR方式)

格納容器
ベント回避



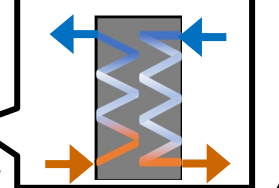
優れた閉じ込め特性



IVR

圧力抑制型PCV

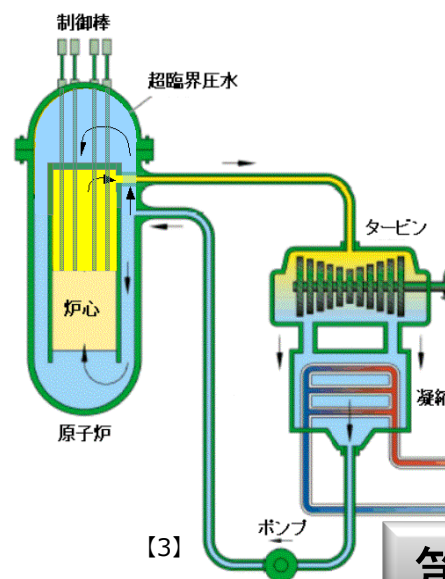
回復に成功した場合



まとめ

- 軽水炉から超臨界圧軽水冷却炉(SCWR)への発展は、火力の丸ボイラ／水管ボイラから超臨界圧・貫流ボイラへの発展に相当する。
- 超臨界圧の貫流・直接サイクルシステムのメリット
 - － (火力)熱効率の向上による燃料費・CO₂対策費低減
 - － (原子力)気水分離系の排除とタービン系の小型化による建設費・維持費の低減
- 火力と同様に高回転数の小型タービンを利用して、主蒸気温度の高温化(500～600℃)で高いプラント熱効率(43～48%)の達成や熱利用が可能。
- ニーズに応じて多様な設計(熱中性子～高速炉／大型～小型炉／400～600℃)が可能。
- 既存の軽水炉と超臨界圧火力の技術に立脚したプラントシステムを志向し、炉心設計、プラント熱収支、安全系の設計(受動的安全系を含む)、事故・異常過渡解析、冷却水喪失事故解析、プラントの制御、起動、安定性などは概ね確立されている。
- (貫流)×(直接サイクル)＝優れた過酷事故マネジメント特性が期待できる。
- 特に必要な研究開発要素は炉内伝熱流動や炉内(燃料被覆管)材料等。

ご清聴ありがとうございました。



超臨界圧軽水炉

SCWR

Supercritical
Water-cooled
Reactor

第四世代の軽水炉

出典一覧

No.	ライセンス	出典情報
【1】	✚	原子力・エネルギー図面集, 5-1-05, 日本原子力文化財団, https://www.ene100.jp/zumen/5-1-5
【2】	✚	原子力・エネルギー図面集, 5-1-02, 日本原子力文化財団, https://www.ene100.jp/zumen/5-1-2
【3】		Yoshiaki Oka (2023), Review of SCWR research in Japan, Frontier in Nuclear Engineering. Vol. 2, Fig. 2, https://www.frontiersin.org/journals/nuclear-engineering/articles/10.3389/fnuen.2023.1272766/full 原典 : U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum (2002), A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, p. 42, http://www.ne.doe.gov/genIV/documents/gen_iv_roadmap.pdf
【4】		A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems (2002), p. 42, U. S. DEPARTMENT of ENERGY, https://web.archive.org/web/20130120130033/http://www.ne.doe.gov/genIV/documents/gen_iv_roadmap.pdf
【5】		GIF SUPERCRITICAL WATER-COOLED REACTOR Proliferation Resistance and Physical Protection White Paper (2022), Generation IV International Forum 原典 : A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems (2002), U. S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, https://web.archive.org/web/20130120130033/http://www.ne.doe.gov/genIV/documents/gen_iv_roadmap.pdf
【6】	✚	Advances in Small Modular Reactor Technology Developments, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS) 2020 Edition, p. 324, Fig. IV-1, International Atomic Energy Agency, https://aris.iaea.org/publications/smr_book_2020.pdf
【7】	✚	日本原子力研究開発機構, https://www.jaea.go.jp/jaea-houkoku17/panel/pdf/p4-1.pdf
【8】	✚	IAEA TECDOC SERIES, Heat Transfer Behaviour and Thermohydraulics Code Testing for Supercritical Water Cooled Reactors (SCWRs), (2014), p. 106, Fig. 3.24, International Atomic Energy Agency, https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1746_web.pdf
【9】	✚	Sutanto and Yoshiaki Oka (2015), Passive safety system of a super fast reactor, Nuclear Engineering and Design, Vol. 289, p. 120, Fig. 4, ELSEVIER, http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.04.029
【10】		Yoshiaki Oka (2023), Review of SCWR research in Japan, Frontiers in Nuclear Engineering, Fig. 11, https://doi.org/10.3389/fnuen.2023.1272766