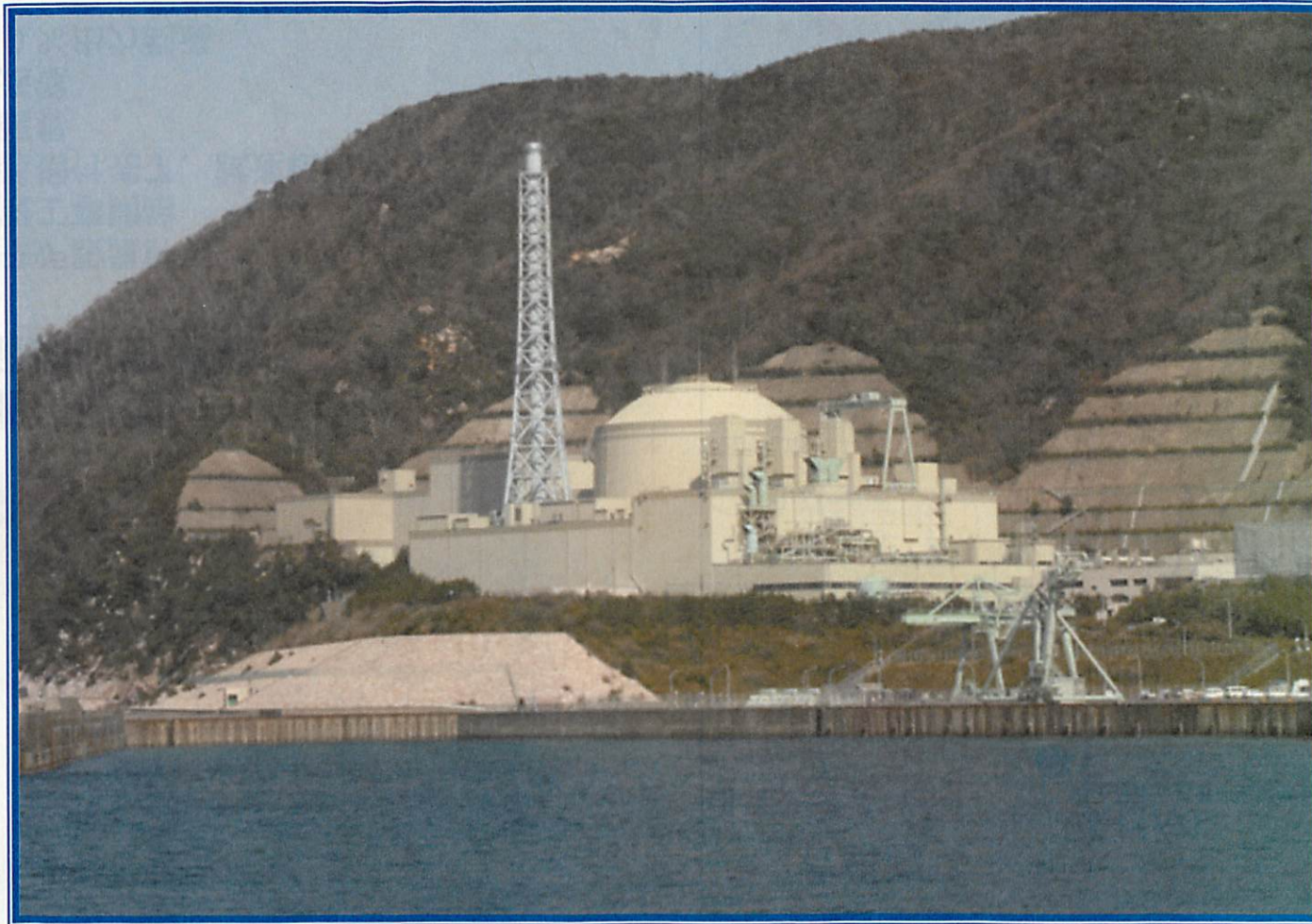


「もんじゅ」ご視察説明資料



平成24年7月30日

独立行政法人日本原子力研究開発機構
敦賀本部 高速増殖炉研究開発センター

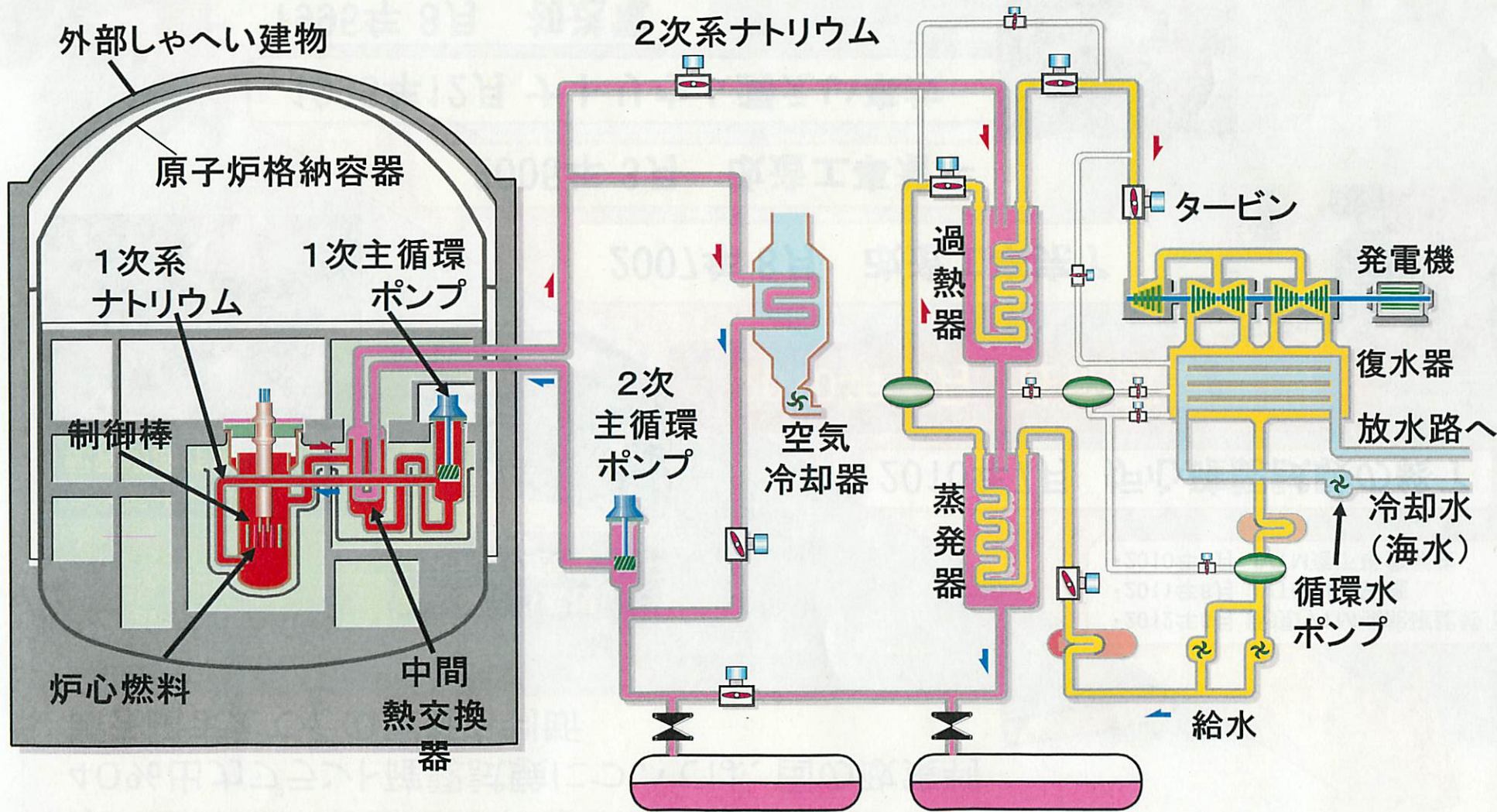


高速増殖原型炉もんじゅ
(高速増殖炉研究開発センター)

- 1983年 5月 原子炉設置許可
- 1985年10月 建設工事開始
- 1991年 5月 機器据付完了、試運転開始
- 1994年 4月 初臨界
- 1995年 8月 初送電
- 10月 40%出力到達
- 12月 ナトリウム漏えい事故
- 2005年 3月 改造工事(準備工事)着手
- 2007年 8月 改造工事(工事確認試験)完了
- 2010年 5月 性能試験再開



電気出力：28万kW（熱出力：71万4千kW）、ナトリウム冷却、MOX燃料炉心



1次冷却系

2次冷却系

水・蒸気系

40%出力プラント確認試験については、国の政策判断を踏まえてその実施を判断

総合漏えい監視
システムの設置

2次系ナトリウム
配管切断作業



- ・2012年6月 新規IVTM機能確認終了
- ・2011年6月 IVTM引抜実施
- ・2010年8月 IVTM落下事象発生

2010年7月 炉心確認試験の終了

2010年 5月 性能試験再開

2007年 8月 改造工事完了



2005年 3月 改造工事着手

1995年12月 ナトリウム漏えい事故

1995年 8月 初送電

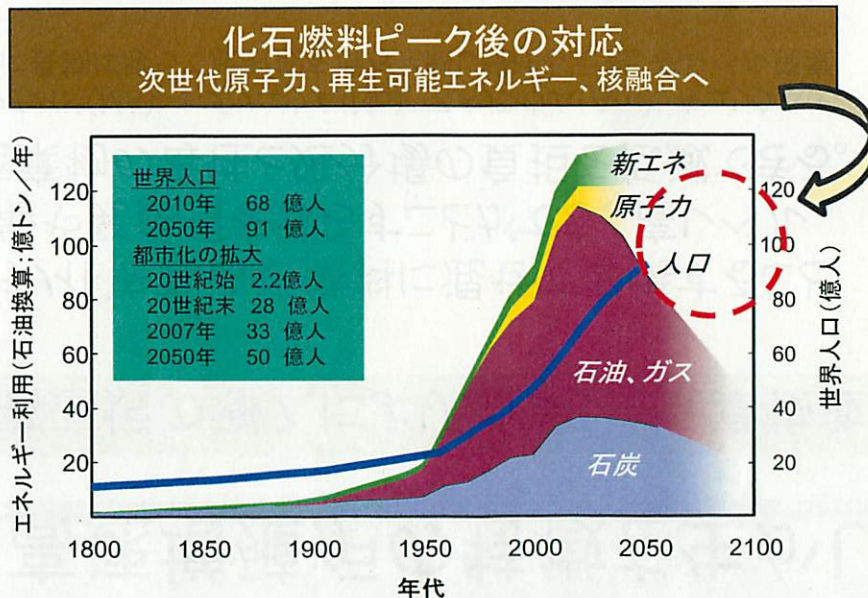
1994年 4月 初臨界



東京電力(株)福島第一原子力発電所事故を踏まえても、
 世界においてエネルギー資源の確保・地球温暖化防止の課題は不変。
 ⇒我が国は、海外に依存しない形での長期にわたる継続的なエネルギーの安定確保が必須。

高速増殖炉技術は、
 資源小国の我が国が、この課題を解決するための高い可能性を有する技術として、半世紀にわたり国策として官民を挙げて開発。

「もんじゅ」の運転を通して、
 高速増殖炉技術を国家の先進技術として集大成させ、保持しておくことこそが、我が国の国益であり国民に対する責務。

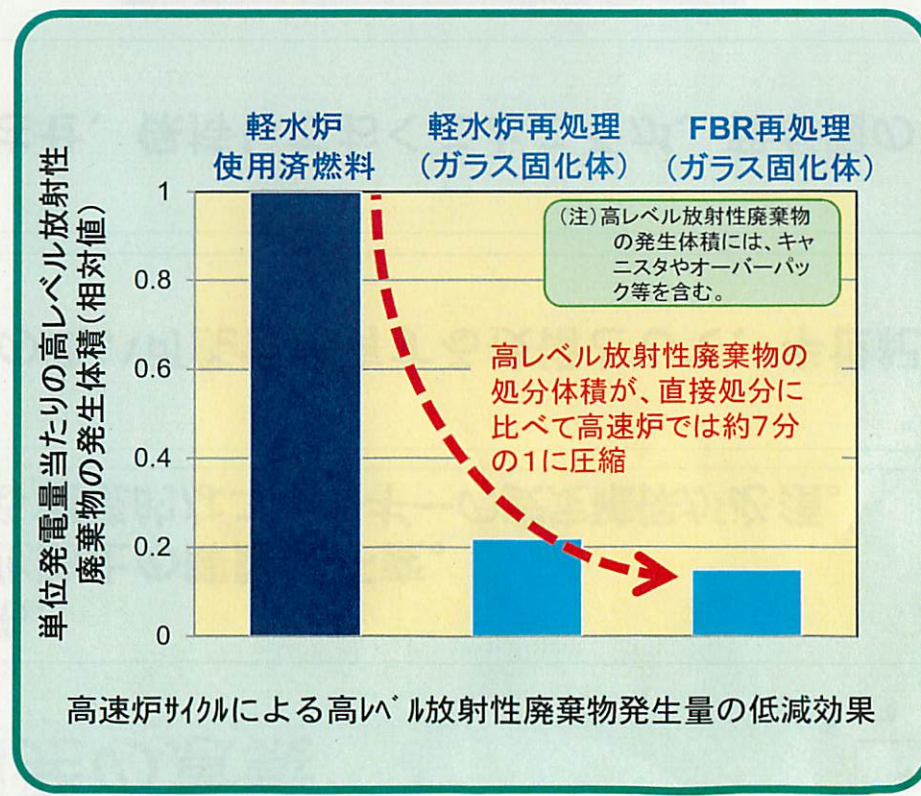
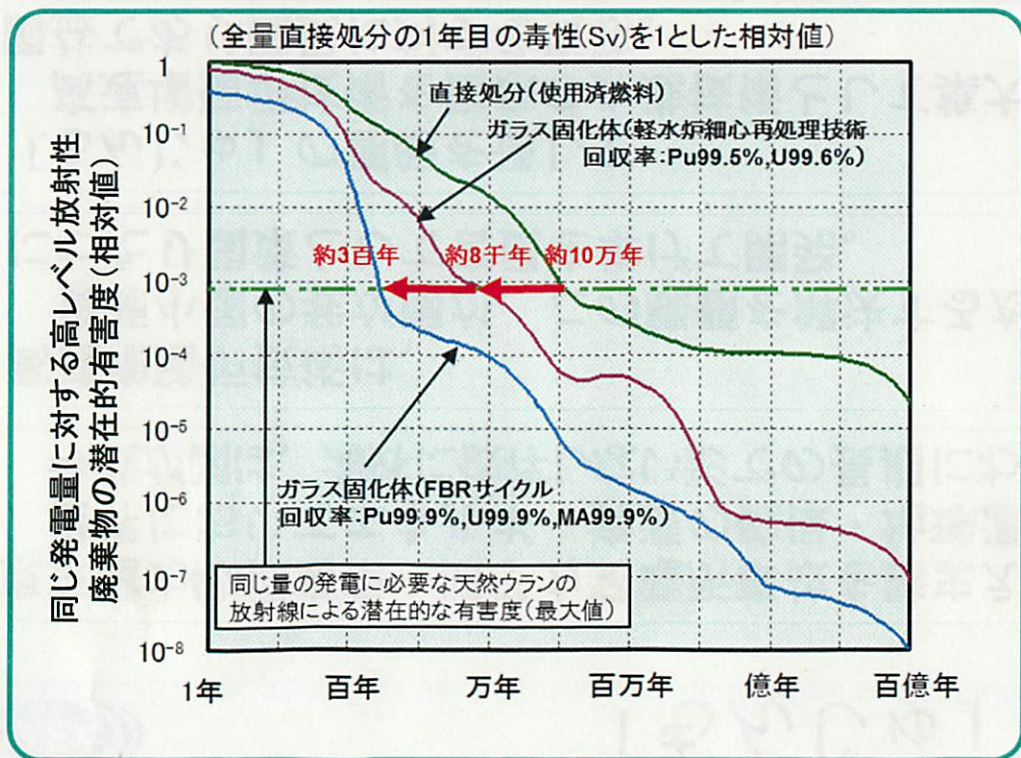


高速炉の導入により、放射性廃棄物並びに環境負荷に対する低減が可能

マイナー-アクチノイドを高速炉燃料に混ぜて燃焼することで、放射能や発熱量を減らすことができ、高レベル放射性廃棄物の毒性と処分場の負担を低減できる。

*マイナー-アクチノイド(MA):ネプツニウム(Np)、アメリシウム(Am)、キュリウム(Cm)など、非常に長期に渡って放射能を持ち発熱し続ける元素。高レベル廃棄物の一部

放射性物質を効率良く燃焼できる原子炉であり、高レベル放射性廃棄物の管理負担を軽減できる。



開催期間: 2012年6月12日～13日(敦賀市)

参加者: 約100名(IAEA: 2名、海外: 8か国22名参加)

目的

- ・研究機関、規制機関、産業界、大学等の海外、国内専門家が参加し、ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデントの発生防止と影響緩和に関する安全確保の考え方と具体的対応策について「もんじゅ」等の利活用方策を含めた議論を行う。
- ・特に、「もんじゅ」のシビアアクシデント評価と対策について報告し討議した。

ワークショップキーマッセージの概要

- 燃料サイクルを用いたSFRは天然資源の有効利用並びに廃棄物の放射性毒性、容量及び熱負荷の最小化を通して、原子力エネルギーを著しく高めることが可能
- 安全アプローチと安全対策は、冷却材の特性や除熱源、自然循環などのSFRの安全特性に基づくべき
- 安全設計クライテリアの努力は、第4世代国際フォーラムにおいてIAEAとの連携のもと既に開始
- 最高レベルの安全性を達成するために、福島第一原発事故からの教訓を共有し、シビアアクシデントマネジメントの改良とともに、革新的な取り組みを入れることが極めて重要
- もんじゅにおいてSFRの安全特性を踏まえたシビアアクシデントの評価と対策が適切に行われていることを確認
- もんじゅの再起動と運転は、第4世代SFRへの貴重な経験を国際コミュニティに提供



全体会議風景



ビチコフ事務次長(IAEA)



アシュルコ高速炉
安全研究所長(ロ)



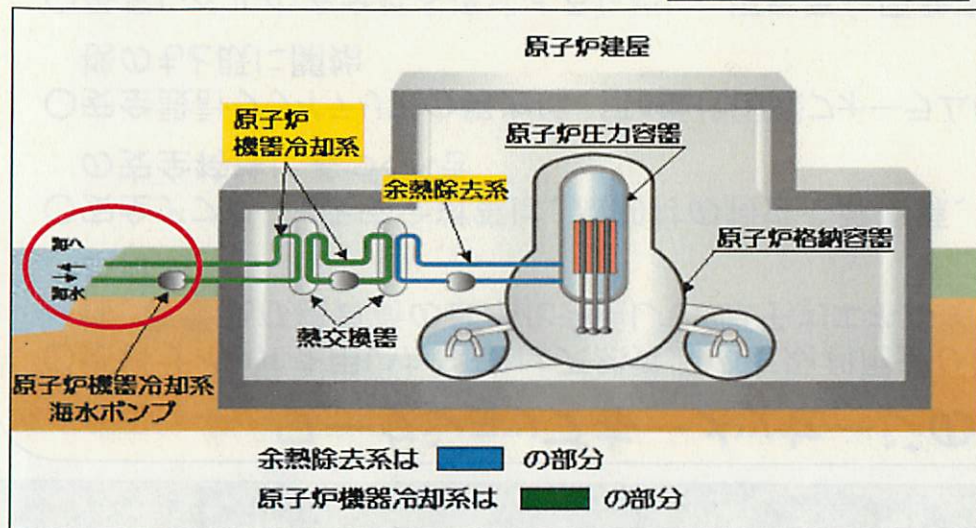
キム高速炉設計
部長(韓)



近藤所長・佐賀山部門長
(原子力機構)

軽水炉の最終的に熱を逃がすところ: 海水

原子炉停止後



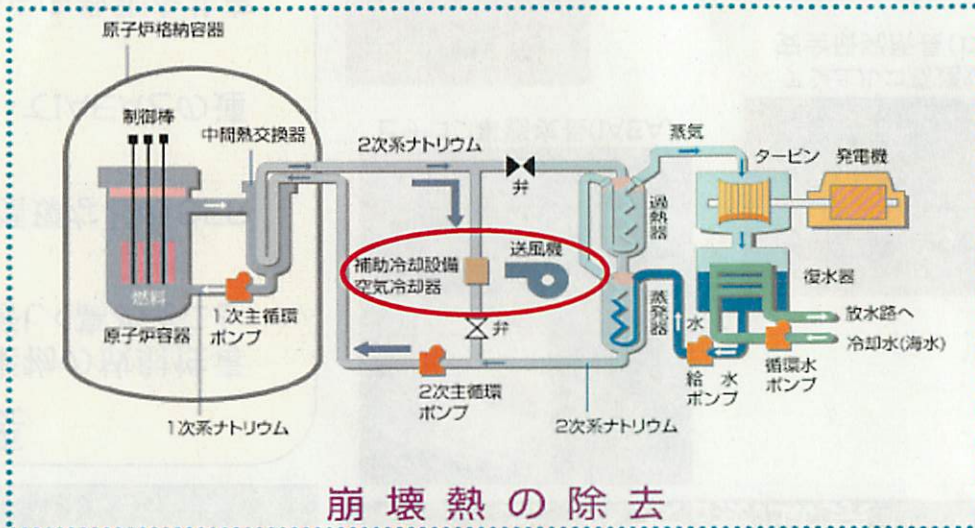
【海水で崩壊熱を除去】

原子炉を冷やす設備として、余熱除去系、原子炉機器冷却系などが設置されている。

原子炉で発生した崩壊熱は、余熱除去系、原子炉機器冷却系などによって最終的に海へ逃がす。これらの設備は、万一作動しない場合に備え複数設置している。

もんじゅの最終的に熱を逃がすところ: 大気

原子炉停止後



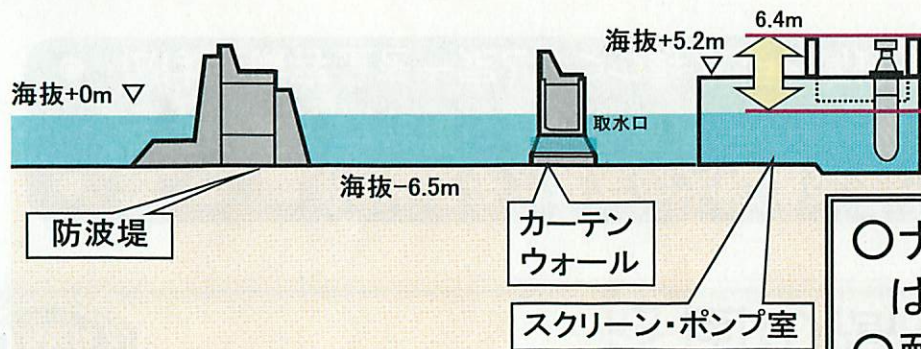
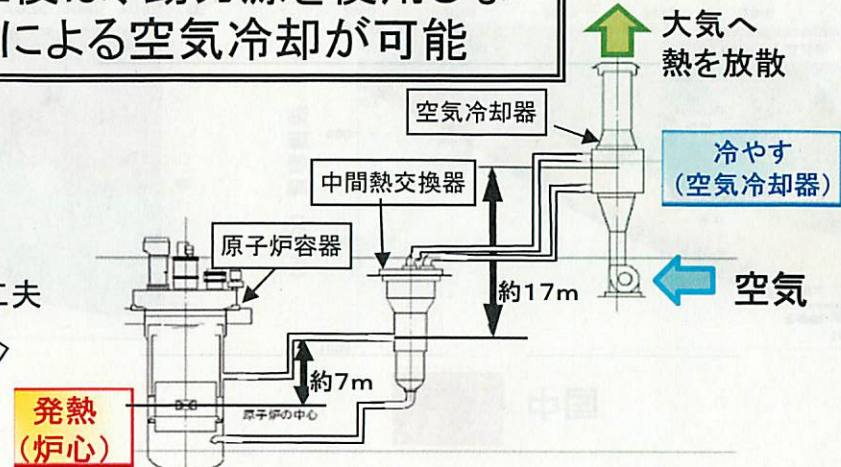
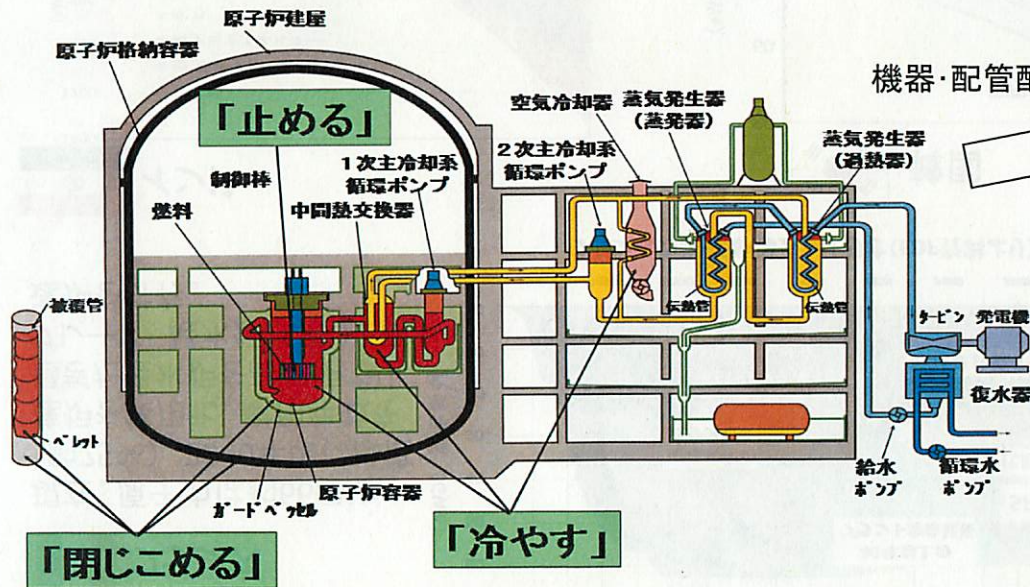
【空気で崩壊熱を除去】

原子炉で発生した崩壊熱は、1次系ナトリウムにより除去され、中間熱交換器を介して2次系ナトリウムに伝えられる。

2次系ナトリウムは補助冷却設備に流され空気冷却器により熱を除去される。

○炉外燃料貯蔵設備の使用済燃料は自然循環による空気冷却が可能

○原子炉停止後は、動力源を使用しない自然循環による空気冷却が可能

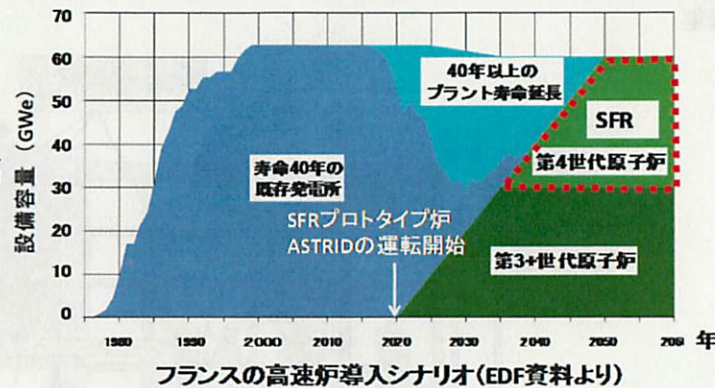


○ナトリウム機器、使用済燃料貯蔵設備など主要な設備は海面から21m以上の高い位置に設置
○耐震バックチェック時の津波評価は、5.2m

- 露、印、韓、中は原子力発電の大幅増強を計画、その中で高速炉に徐々に移行。特に、印、中では2050年頃の原子力発電に占める高速炉の割合は約80%以上を想定。
- 仏は設備容量を一定としつつ軽水炉と高速炉を併用し長期的にエネルギーを確保。

フランス

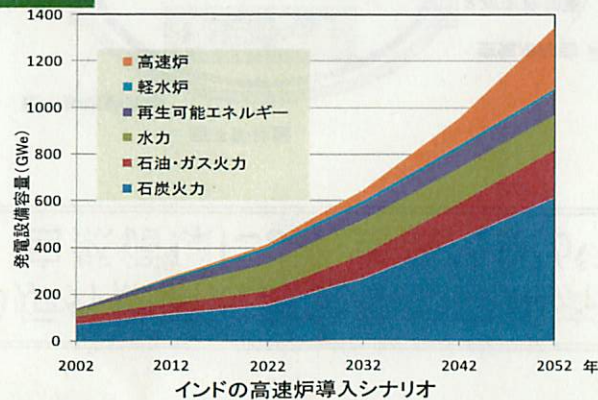
現在、原子力は約66GWe（約75%）、2040年頃には高速炉を実用化、耐用年数を過ぎた軽水炉を高速炉でリプレース、軽水炉（EPR）と高速炉を併存。



ロシア

現在、原子力は約24GWe（約18%）、2020年代に高速炉実用化、2050年に原子力を約100GWeに増大（高速炉は2030年頃に数十GWe）（FR09より）

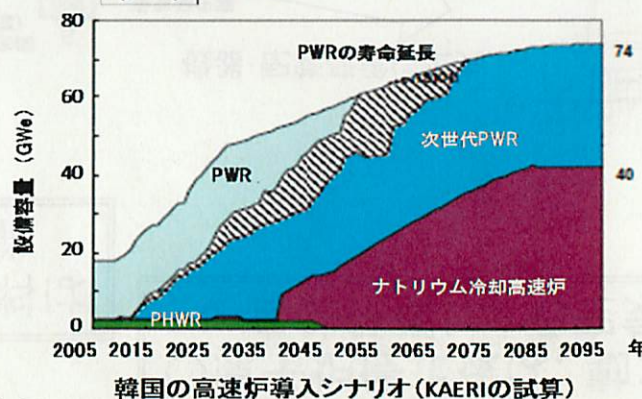
インド



現在、原子力は約5GWe（約3%）、2020年代に高速炉実用化、2050年頃には約270GWe（約20%）に増大（うち高速炉は約260GWeで約95%）。

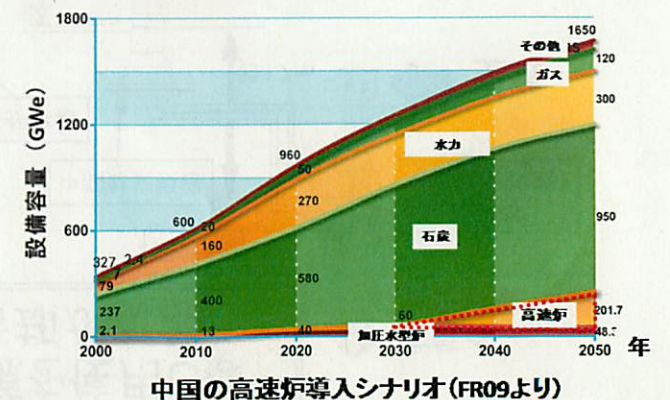
出典：Dr. Anil Kakodkar, "Nuclear Energy in India- Retrospect and Prospects," An International Journal of Nuclear Power-Vol.18, No.2-3 (2004)

韓国

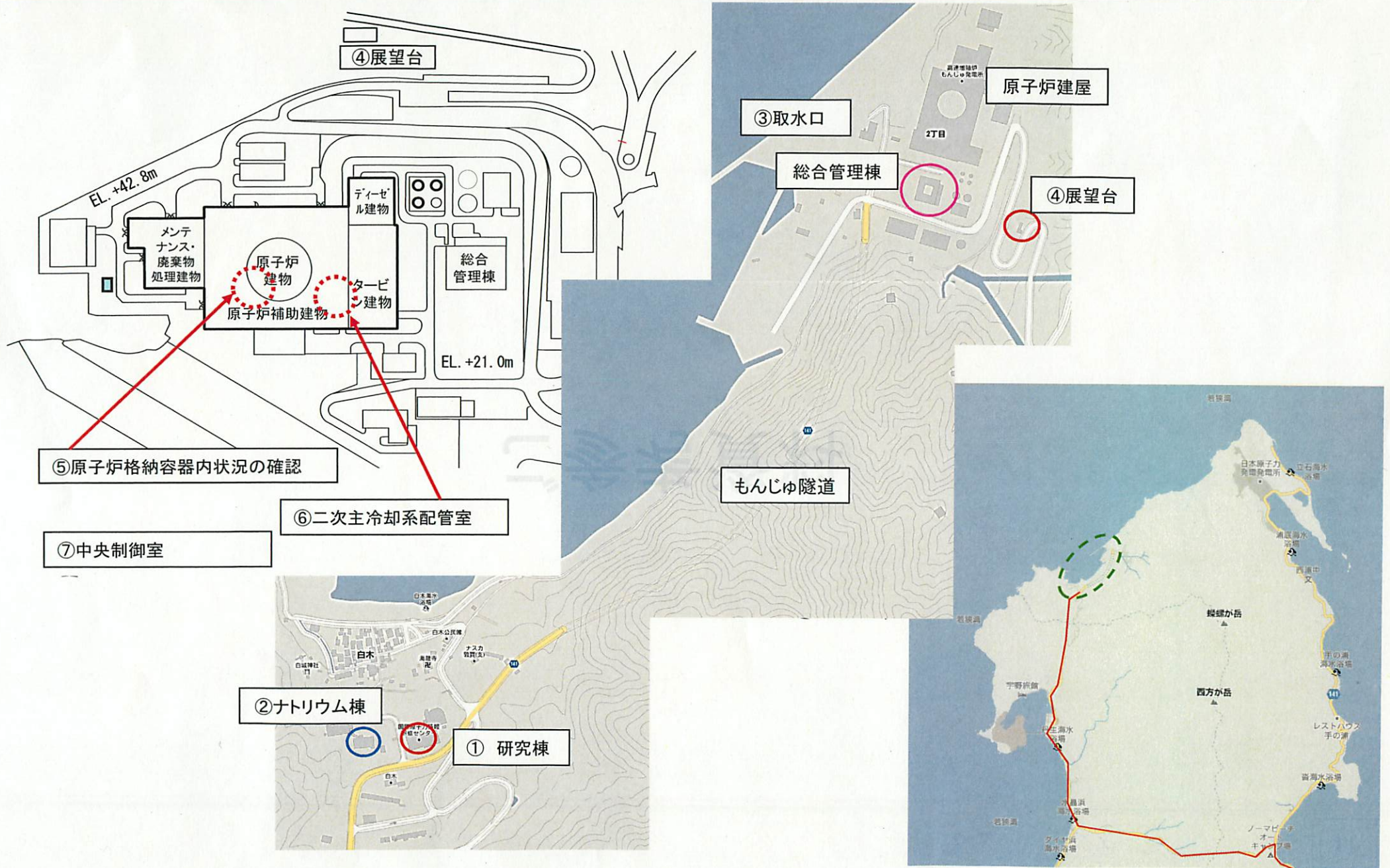


現在、原子力約18GWe（約35%）、2040年頃に高速炉実用化、2100年頃には約74GWe（うち高速炉約40GWe）。

中国



現在、原子力は約11GWe（約2%）、2030年頃に高速炉実用化、2050年頃に約240～250GWe（うち高速炉は約200GWeで約80%）。

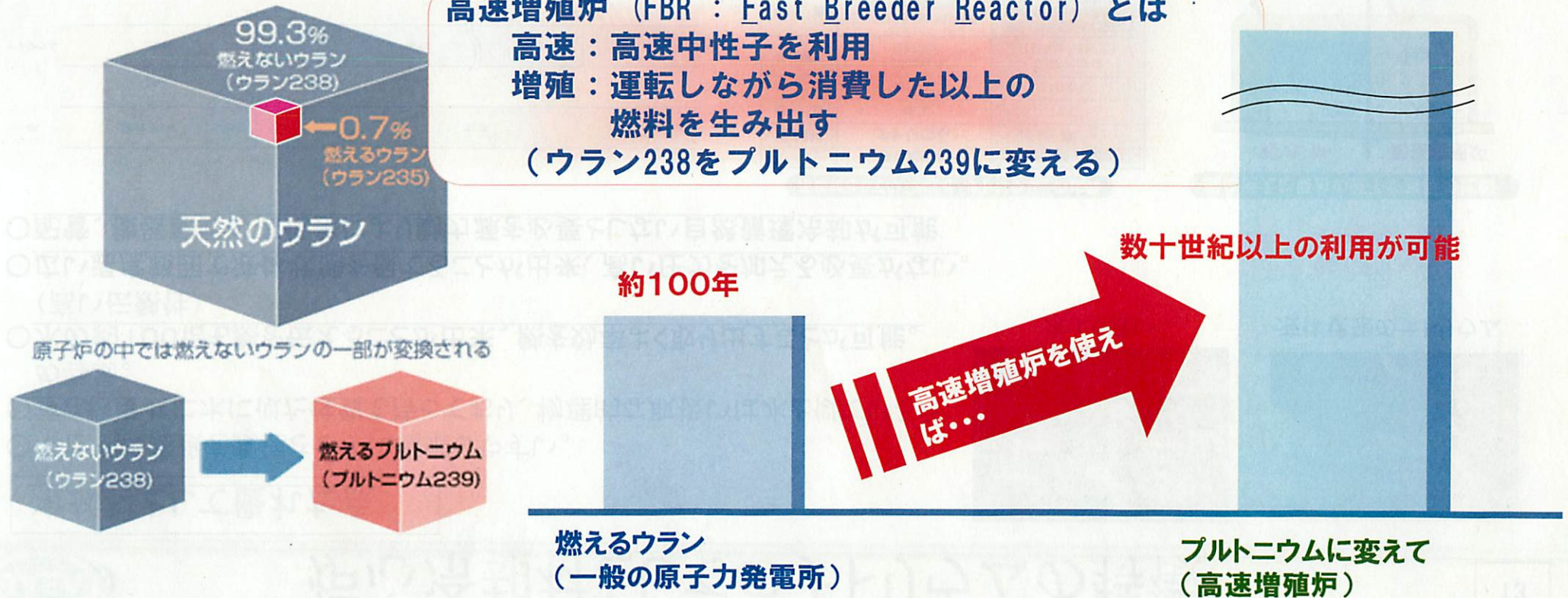


二 參考資料

ウラン資源の有効活用・エネルギーの安定確保

高速増殖炉技術は、発電しながら、核分裂しないウランから核分裂するプルトニウムを増殖する技術。限りある輸入ウラン資源に頼ることなく、準国産のエネルギー資源を数十世紀以上にわたって確保できる ➡ **長期的かつ継続的なエネルギーの安定供給が可能で、資源小国の我が国にとって必須の国益となる技術**

高速増殖炉 (FBR : Fast Breeder Reactor) とは
高速 : 高速中性子を利用
増殖 : 運転しながら消費した以上の燃料を生み出す
 (ウラン238をプルトニウム239に変える)



冷却材として優れた点

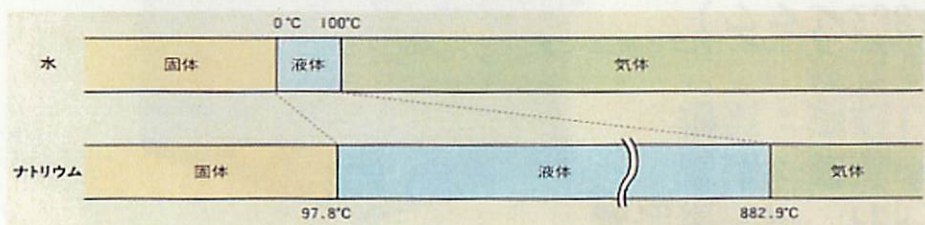
- 中性子の速度を減速させずに増殖しやすい。
- 重さ粘度共に水に似た性質も持っており、物理的な取扱いは水と似ているため容易。
- 水の約100倍も熱を伝えることが出来、熱を効率よく取り出すことが可能。
(高い伝熱性)
- 広い温度範囲で液体状態を保てることが出来、高い圧力を加える必要がない。
- 配管、機器配置の高低差により動力源を必要としない自然循環冷却が可能



ナトリウム 水より軽い



液体状態のナトリウム

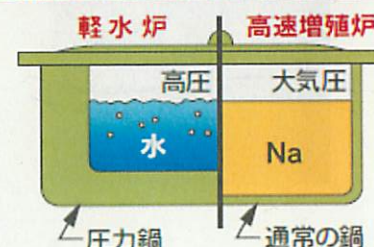


冷却材としての「水」と「ナトリウム」の比較

	高速増殖炉	加圧水型炉(軽水炉)
冷却材	ナトリウム	水
融点	98°C	0°C
沸点	882.9°C	100°C
熱伝導率	76W/cm・k (327°C)	0.5W/cm・k (15MPa, 327°C)
特徴	圧力を抑える必要がないので、薄い容器・配管でよい	沸騰を抑えるために加圧しているため圧力を抑えるために、厚い容器・配管が必要

図(後)日本原子力研究開発機構ホームページより引用

鋼に例えた場合の原子炉容器の比較



- 単原子液体であり、照射損傷の心配がない。
- 他の金属との共存性に優れており、配管等の腐食を防ぐ。
- 比較的安価に供給が可能。

冷却材として留意すべき点

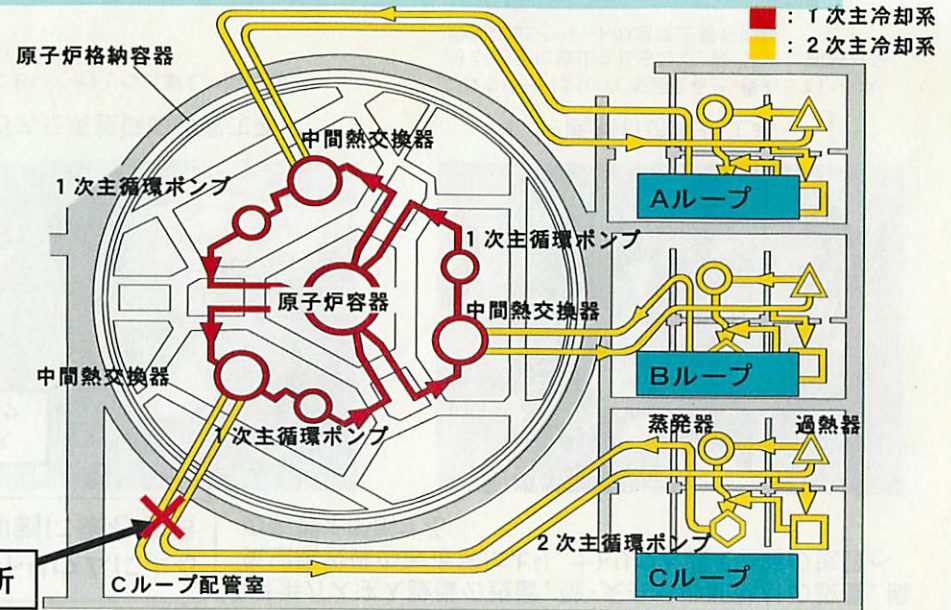
- 化学的に活性であり水、蒸気などと反応する(空気中でも燃える)。したがって、十分な安全対策や取扱技術が必要となる。


水素が燃焼と混合して爆発

- 常陽・もんじゅの建設にあたり、冷却材を1960年代に検討⇒世界的な開発状況等からナトリウムが有望と判断し採用
- 安全性・経済性等の面からナトリウム、ヘリウムガス、鉛ビスマス、水の冷却材について検討を行い、ナトリウム冷却炉が総合的に優れていると判断。

事故の概要

平成7年12月8日、2次系主冷却系Cループの中間熱交換器出口側配管にある温度計から、2次系のナトリウムが漏えいした。原子炉を手動で停止した後、Cループ配管内のナトリウムを抜き取り、漏えいを止めた。漏れたナトリウムは、真下にある換気ダクト、足場を破損させ、床ライナ（鋼製の板）上に堆積するとともに、ナトリウム燃焼により生成したナトリウム化合物（エアロゾル）が建物内に拡散し、一部が屋外に放出された。なお、外部への放射性物質の漏えいはなかった。



ナトリウム漏えい箇所

事故の経緯

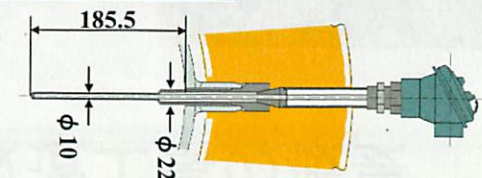
- 平成7年12月8日
- 19:47 事故発生。火災検知器発報
 - 19:48 ナトリウム漏えい検知器発報
現場にて煙の発生を確認
 - 20:00 小規模漏えいと判断し、通常停止操作開始
 - 20:50 火災検知器の新たな発報（急増）と白煙の増加を確認
 - 21:20 原子炉手動トリップ操作
 - 22:55 Cループ配管部のドレン操作開始
 - 23:13 S G室換気装置が自動停止
- 平成7年12月9日
- 0:15 ナトリウム抜き取り完了

火災検知器はCループの部屋を中心に66個発報

項目		データ
Na漏えい量 (漏えい時間)		640±42kg (3時間40分)
Na漏えい速度		約50~40g/sec
部屋容積 (壁材質)		約2300m ³ (コンクリート)
初期室温 (相対湿度)		~15°C (40%*)
床ライナ	床ライナの減肉	床ライナの一部に最大1.5mm程度の減肉
	温度	最大650~750°C

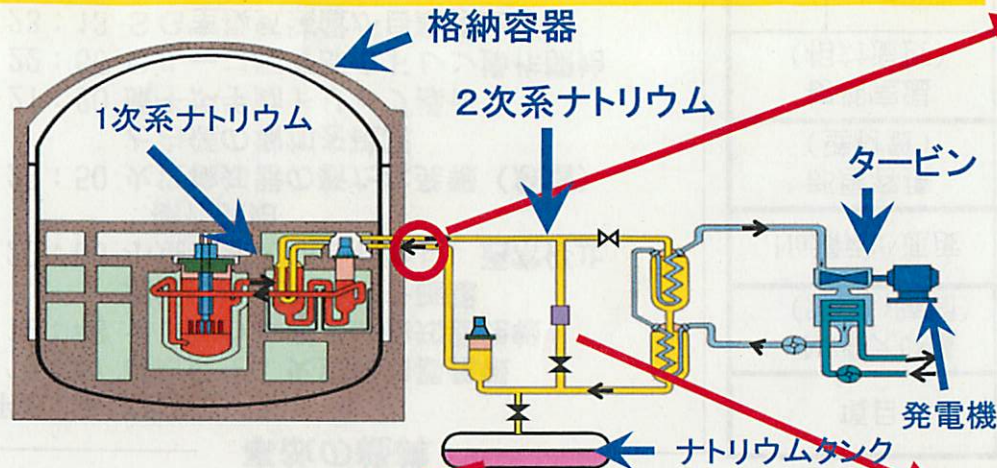
*外気温5°Cの相対湿度より換算

冷却システムの配置



漏えい漏れの原因となった温度計

平成19年5月23日 本体工事終了



温度計の交換・撤去

○短く、段つき部のない形の温度計に交換し、流力振動を防止する



〔事故のあった部分の配管を交換のため切断〕

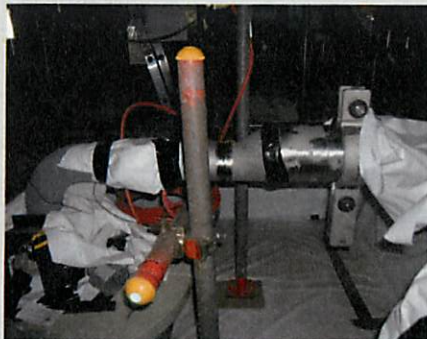


〔改良型温度計〕



ナトリウム漏えい対策に係る改造

○ナトリウム漏えいを早期に検出して、速くナトリウムを抜き取り、漏えいを止める



〔ナトリウム抜き取り(ドレン)配管の追加設置〕



〔総合漏えい監視システムの追加設置〕

既存のナトリウム漏えい検出器に加え、2次系の各部屋に監視カメラを新設し、その映像も含め、中央制御室にナトリウム漏えいに関する情報を一括して自動的に表示

漏えいナトリウムによる影響の抑制に係る改造

○窒素ガス注入設備の設置、壁・天井への断熱材の設置、換気空調設備の改造等により、ナトリウム漏えい時の施設への影響を抑制する



窒素ガス貯蔵タンク

〔窒素ガス充填設備の設置工事〕

2次冷却系においてナトリウム漏えい時に漏えいをした部屋に窒素を注入

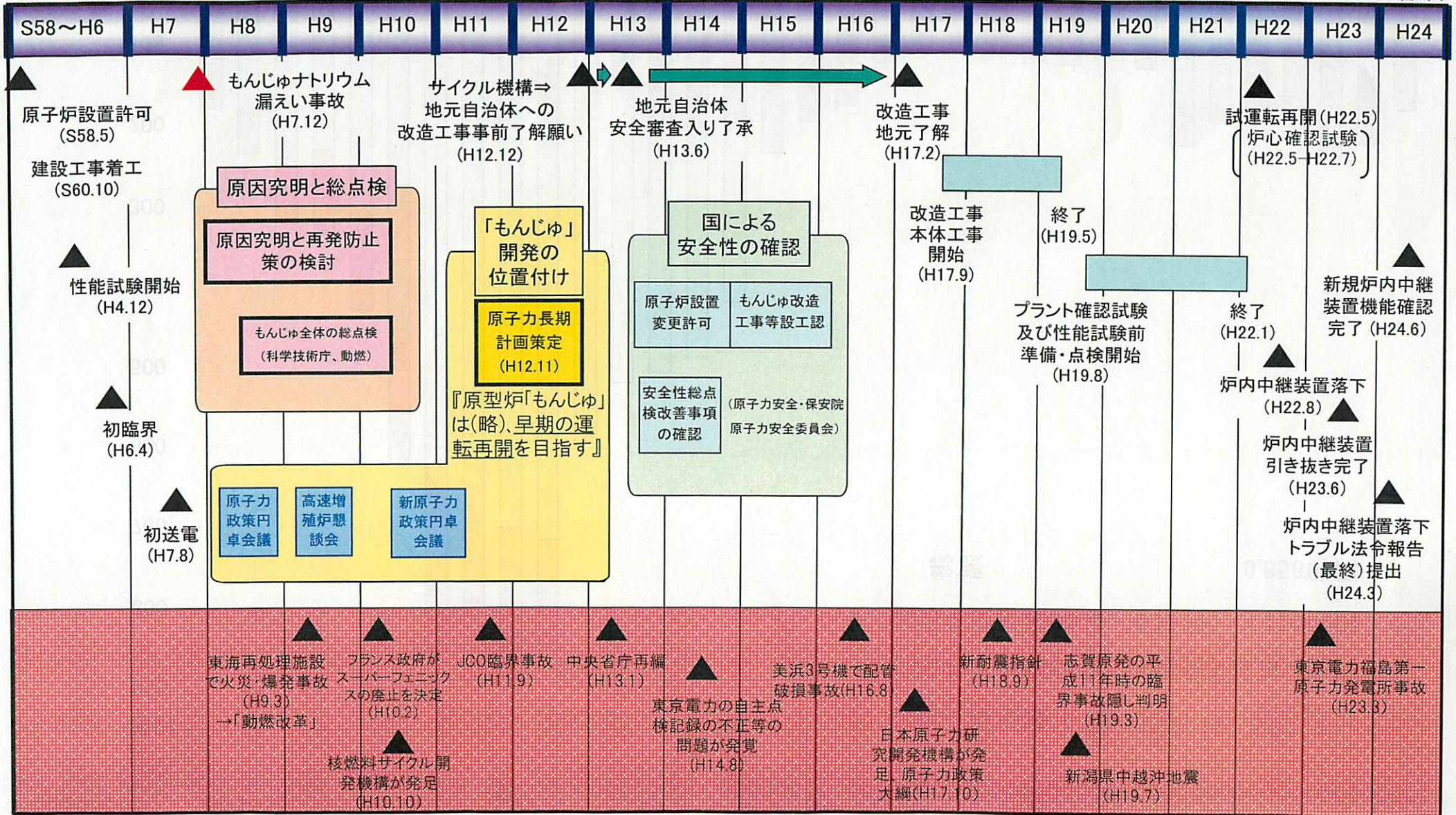


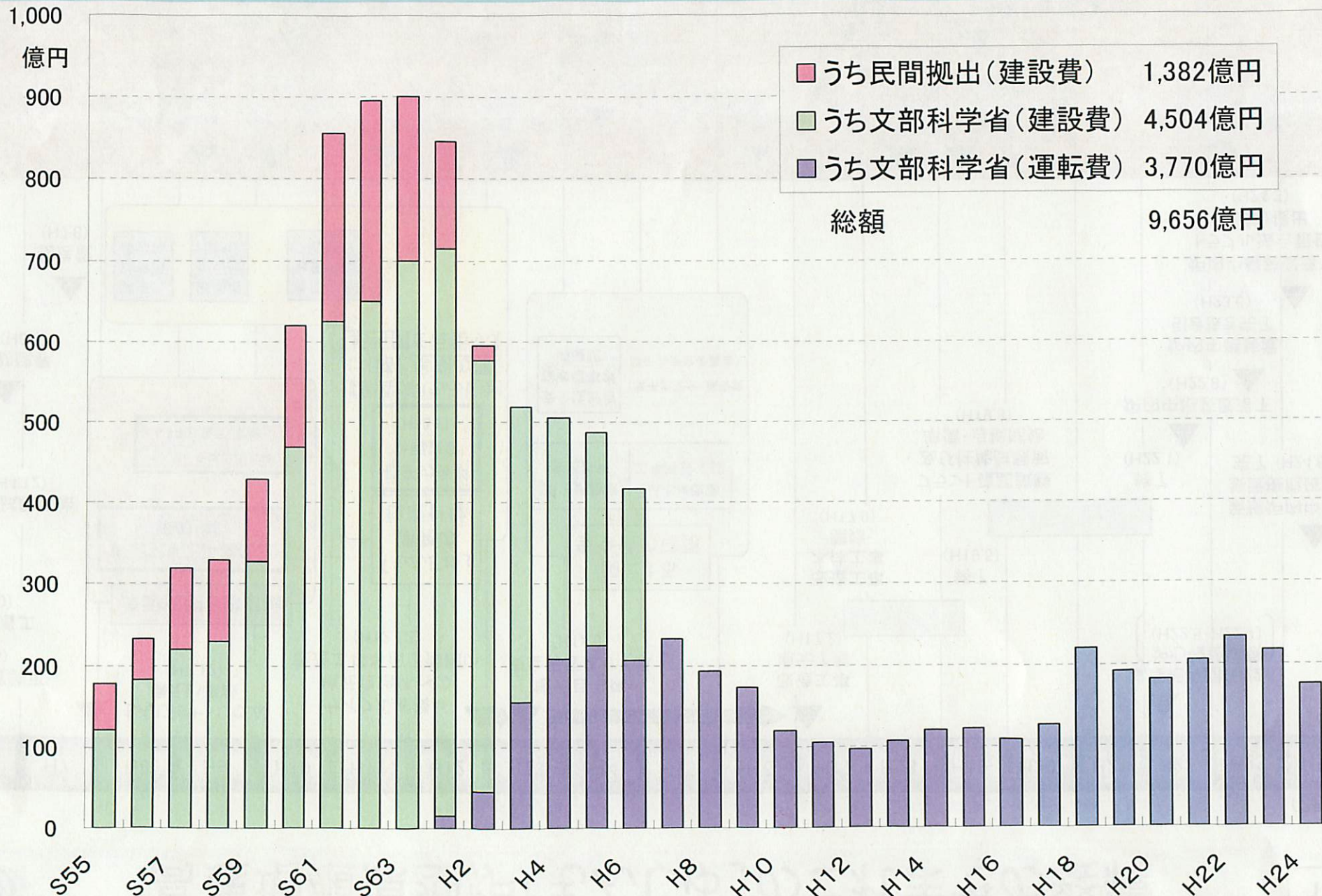
〔断熱材の取付工事〕

コンクリートは100℃を超えると、保有している水分が急激に放出されるので、壁・天井に断熱材を設置しコンクリートの温度上昇を抑制

この他にも安全性向上のため、蒸気発生器の水漏えいを確実に検知して早く水を抜き取るための工事等を実施

(暦年)





うち民間拠出(建設費)	1,382億円
うち文部科学省(建設費)	4,504億円
うち文部科学省(運転費)	3,770億円
総額	9,656億円

注)運営費交付金中の推計額を含む(文部科学省分)

試運転再開と「炉心確認試験」の成功

- 14年を超えるブランクののち、大きなトラブル無く、ゼロ出力性能試験を完遂
- 世界的にも貴重なアメリカウムを含んだ炉心燃料での試験データの取得

確認項目と成果

原子炉の安全な起動・運転の確認

- ・原子炉及びナトリウム系統設備を安全に起動・運転
- ・14年前の燃料と新しく製造した燃料で、予測通り原子炉を臨界

原子炉の安全性の確認

- ・制御棒19本すべての効き具合を確認
- ・制御棒により安全に原子炉を停止できることを確認

自己安定性の確認

- ・ナトリウム温度を約300℃まで上げ、温度変化による炉心特性(反応度の低下)を確認
- ・原子炉出力が制御棒の操作によらず自ら安定する特性(自己安全性)を有していることを確認

高精度の臨界予測技術の実証

- ・3種類の燃料(14年前に使った燃料、14年前に製造し保管していた燃料、新たに製造した燃料)が混在した炉心で、十分な精度で臨界を予測

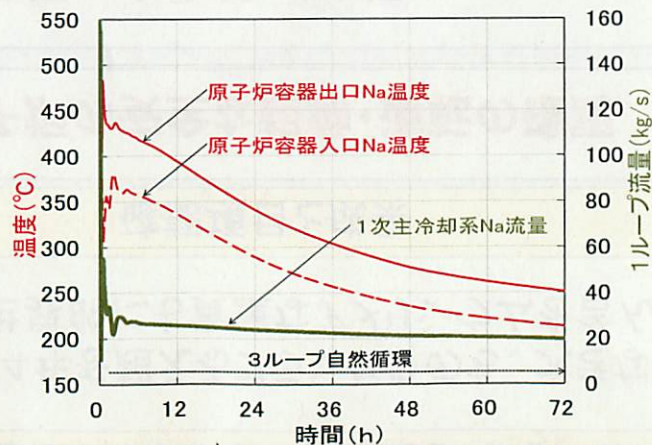
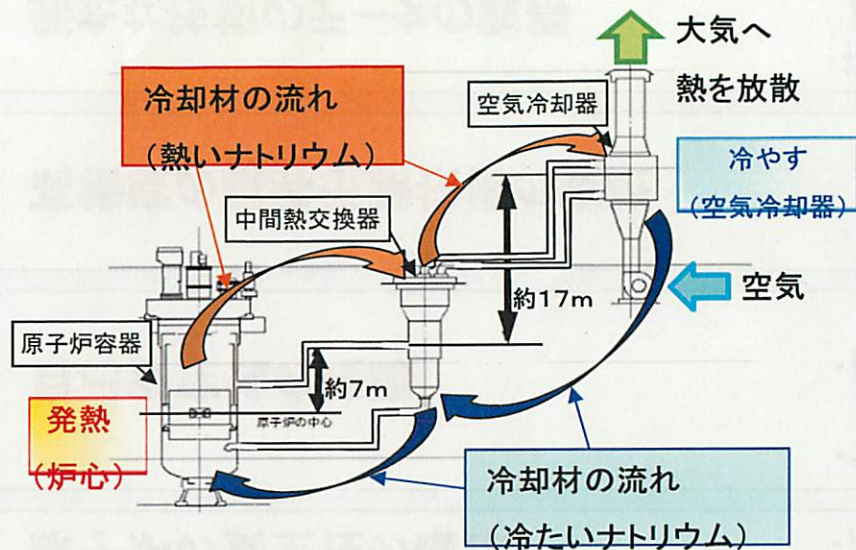
新たな技術のデータの取得

- ・福井大学、大阪大学等と連携して高速炉における未臨界状態における反応度を測定する方法のデータ取得
- ・新型ナトリウム温度計(配管表面に設置した超音波温度計)の特性を確認

炉心特性データ取得

- ・高速炉の炉物理研究にとって世界的に貴重なアメリカウムを含んだ炉心データ(全ての燃料重量の約1.5%がアメリカウム)を取得

高速炉特有の受動的安全性実証 (性能試験での自然循環による炉心冷却)



「もんじゅ」自然循環試験 予測解析結果例

「もんじゅ」の設計

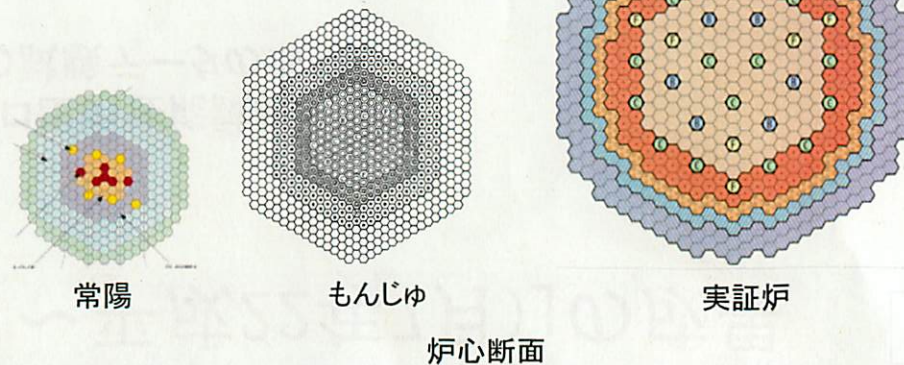
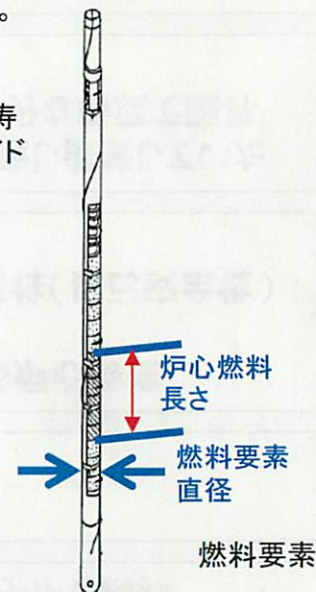
高温低圧設計というナトリウム炉の特徴を活かした自然循環による炉心崩壊熱除去が可能な設計

長寿命元素の燃焼実証 (高次化プルトニウム、マイナーアクチノイドの燃焼)

燃料の高燃焼度化

- 実証炉/実用炉に向けた燃料開発や炉心技術開発には、実証炉/実用炉に近い炉心燃料長さや炉心直径が必要。
- もんじゅを用いて、燃料ピンの湾曲挙動、燃焼特性、長寿命元素の燃焼(高次化プルトニウム、マイナーアクチノイドの燃焼)等を実証していく。
- 15万MWd/tを目標に燃料の高燃焼度化を実証(軽水炉用燃料の約2~3倍を目標)
EPR; 6万MWd/t、BWR; 4.5万MWd/t、PWR; 5.5万MWd/t

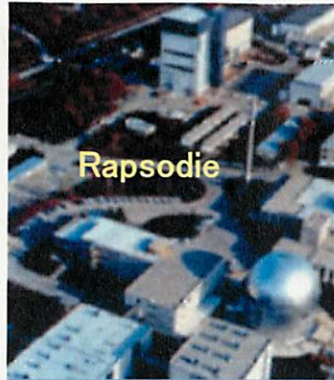
諸元	常陽	もんじゅ	実証炉
炉心燃料長さ(cm)	50	93	100
燃料要素直径(mm)	5.5	6.5 (高燃焼度炉心: 7.7)	10.4
炉心(等価)直径(m)	0.8	1.8	3.8



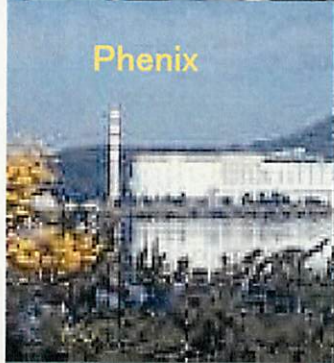
炉心断面

日本の「常陽」をはじめ、米国、仏国、独国、英国の先行高速炉で、自然循環試験の実績があり、自然循環による炉心冷却能力が確認されている。

プラント	試験内容	実施年
FFTF (米)	定格出力運転からの全電源喪失模擬試験	1989
Rapsodie (仏)	低出力運転からポンプトリップ後若干出力を上昇させ自然循環移行 定格からの全電源喪失	1984
KNK-II (独)	部分出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行	1980頃
EBR II (米)	定格出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行	1980頃
Phenix (仏)	低出力状態での主循環ポンプトリップによる自然循環移行	1982, 84, 2009
SPX (仏)	起動試験中に1次系自然循環試験	1989
PFR (英)	低出力状態での主循環ポンプトリップによる自然循環移行 部分出力運転から原子炉トリップ、自然循環移行	1980頃
常陽 (日本)	低出力状態での主循環ポンプトリップによる自然循環移行 出力運転から原子炉トリップ、自然循環	1986
もんじゅ (日本)	原子炉停止時 2次ポンプ運転時に1次ポンプを停止した1次系自然循環試験 1次ポンプ運転時に2次ポンプを停止した2次系自然循環試験 出力運転からの自然循環移行試験	1993 計画中



Rapsodie



Phenix



SPX



常陽



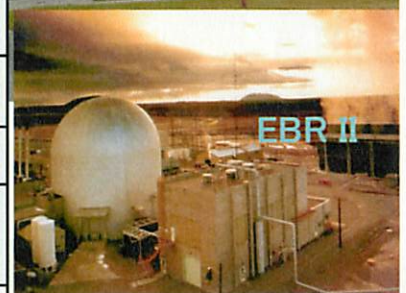
もんじゅ



KNK-II



FFTF



EBR II



PFR

定格運転からの全電源喪失模擬試験:テストD (1981年3月)

● 初期条件:

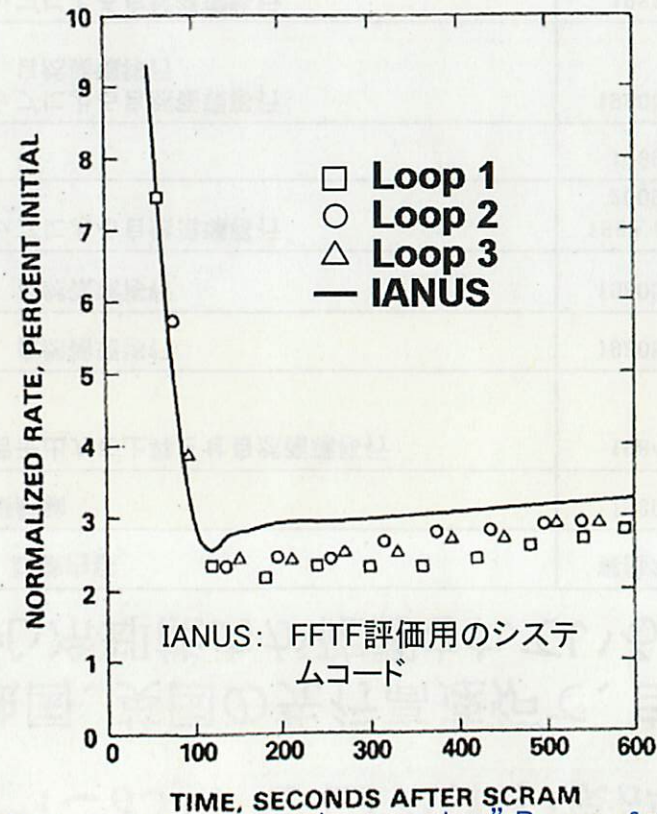
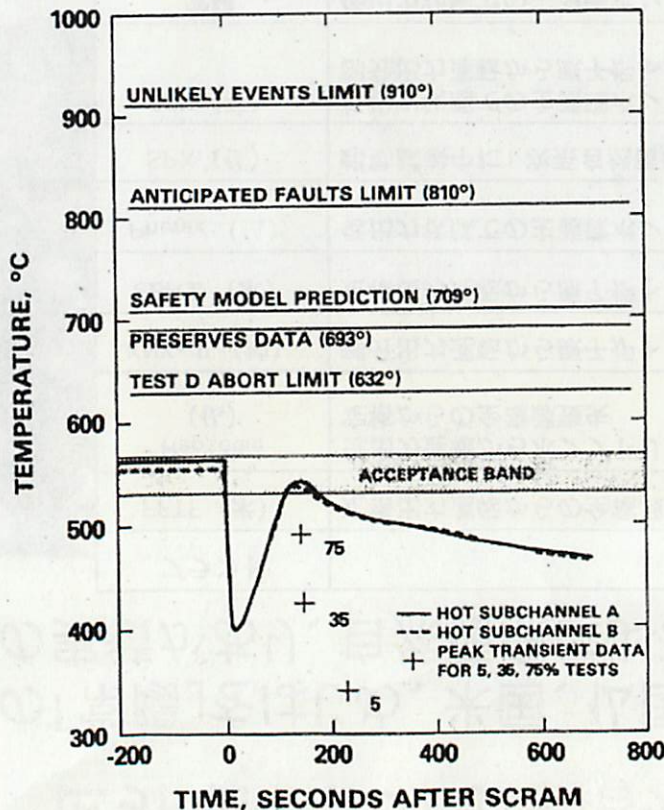
出力、1次冷却系流量: 100%(定格)
 炉心出入口温度: 503°C/360°C,
 2次冷却系: 強制循環除熱

● 試験条件:

・スクラム後、1次主循環ポンプ停止
 ・2次冷却系: 自然循環除熱

- 試験結果: ①スクラム後約140秒で冷却材のピーク温度546°C
 (許容温度範囲;538°C~568°C以内)
 ②冷却材流量が定格流量の2~3%

自然循環による崩壊熱除去能力
 を確認



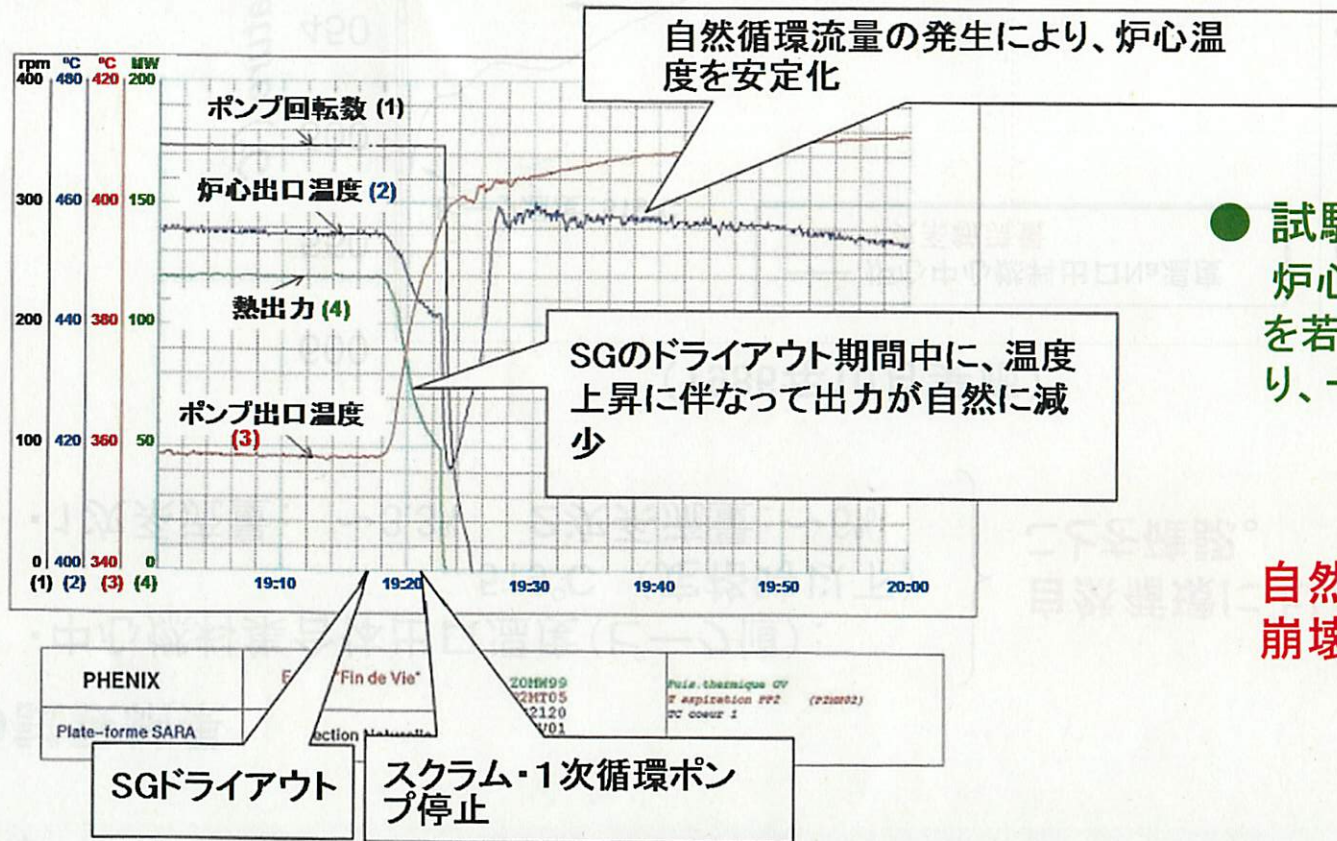
部分出力運転から主循環ポンプトリップによる自然循環移行 (2009年6月)

● 初期条件:

- ・熱出力: 約120 MW (30%定格)
- ・炉心出口温度: 約455°C,
- ・1次系ポンプ回転数: 約350 rpm
- ・1次系ポンプ出口温度: 約359°C

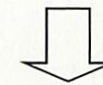
● 試験条件:

- ・スクラムと同時に、1次系及び2次系循環ポンプ停止、自然循環に移行
- ・蒸気発生器ケーシング内の空気自然通風により除熱



● 試験結果

炉心出口温度のピーク値は初期温度を若干上回るが、自然循環の発達により、一定値に近づく

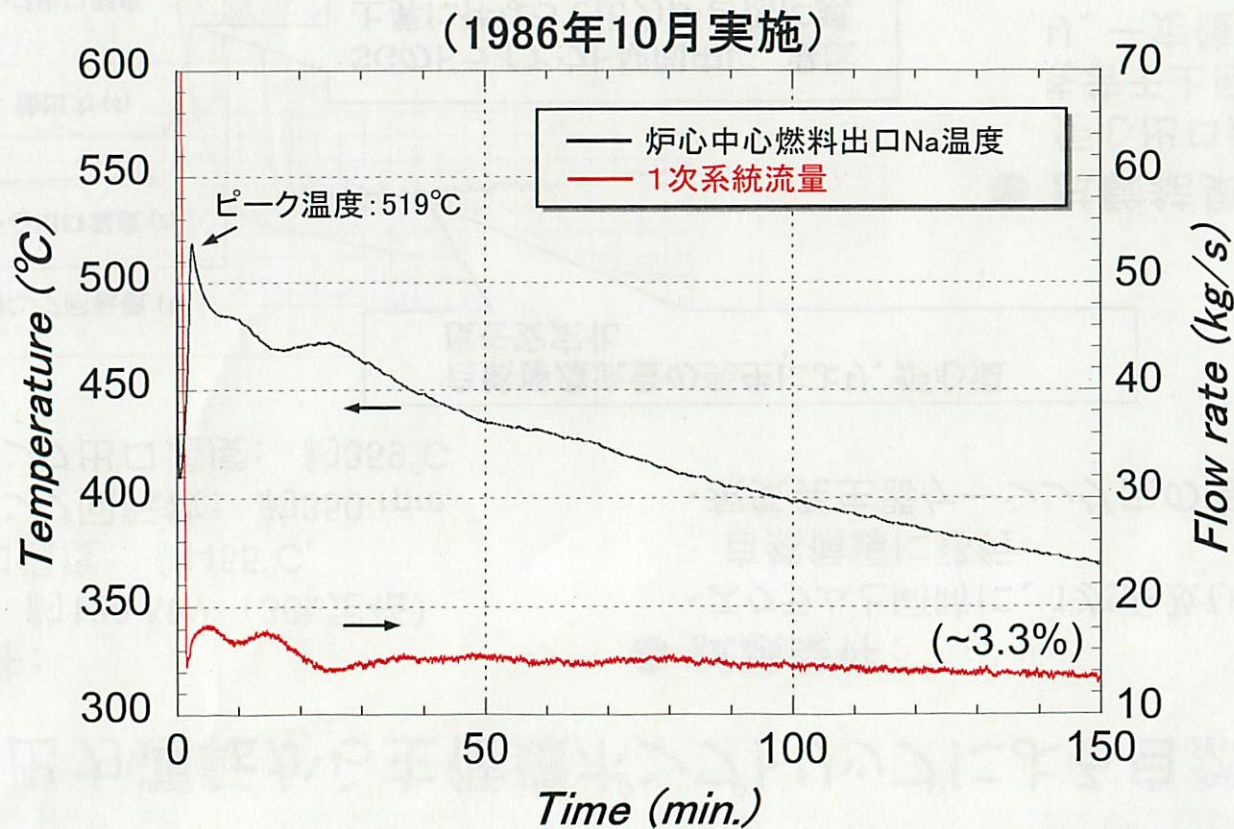


自然循環が発生することにより、崩壊熱が除去できることを確認

● 試験結果

- ・中心燃料集合体出口温度(ピーク値):
519°C (定格時以下)
- ・1次系流量: ~3.3% 2次系流量: ~6%

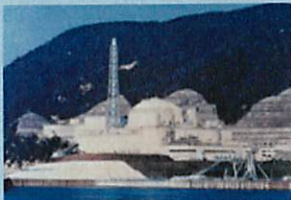
自然循環により崩壊熱が除去されることを確認。



<p>運 転 計 画</p>	<p>試運転 本格運転</p>	
	<p>性能試験(40%試験、出力上昇試験)</p>	<p>第1サイクル~第5サイクル運転 第6サイクル運転~...</p>
<p>プ ラ ント 状 況</p>	<p>初期増殖炉心 高燃焼度炉心(照射機能)</p>	
	<p>試運転での調整/初期故障</p>	<p>ランダム故障 経年劣化による故障</p>
<p>主 要 な 成 果</p>	<p>全電源喪失時の安全性実証 (高速炉特有の自然循環による炉心冷却)</p>	<p>長寿命元素の燃焼実証 【マイナーアクチノイドの燃焼】 (高レベル廃棄物低減のための研究開発)</p>
<p>そ の 他 の 成 果</p>	<p>【実用燃料の実証(高次化プルトニウム)】 (ウランの最大利用のための研究開発)</p>	<p>燃料の高燃焼度化 (軽水炉燃料の2~3倍を目標)</p>
<p>その他の成果</p>	<p>高速増殖炉発電所としての原型を完成させる</p>	
<p>発電プラント 信頼性実証</p>	<p>・100%出力での発電など性能確認 (発電システム成立性の確認)</p>	<p>・安定稼働の実証 (発電システム信頼性の実証)</p>
	<p>・初期炉心の確認(臨界、炉物理特性等)</p>	<p>・増殖炉心の確認、増殖比の実証</p>
<p>トリウム取扱 技術確立</p>	<p>・設備点検・故障対応経験を通じた保守管理技術の確立(保全プログラム等)</p>	
<p>国際協力 人材育成</p>	<p>・ループ型炉の検査技術の改良・高度化(原子炉容器の検査など)</p>	<p>・ループ型炉の先進保守技術(検査技術等)の開発と確立</p>
	<p>・海外研究員の試験参加</p>	<p>・日仏米による放射性廃棄物燃焼実証(GACID計画)</p>



実験炉「常陽」
(稼働 約71000時間)



原型炉「もんじゅ」
(稼働 約5300時間)

「安全性・信頼性・経済性」等に優れた革新技術の研究開発

これまでの研究開発成果

2010年頃

今後の研究開発計画※ 2015年頃

【常陽】

・FBRの基本性能確認

【常陽】

・革新的な燃料・材料開発等のための照射試験

【もんじゅ(設計・建設)】

・高燃焼を実現できる燃料被覆管材料の開発
・安全評価手法の整備
・高温構造設計指針の整備
・ポンプ等の大型機器の開発

【もんじゅ(運転、保守・補修)】

●試運転段階

・炉心特性の確認(増殖比確認、再起動実証)
・発電能力の実証(40%出力での発電)

【もんじゅ(運転、保守・補修)】

●試運転段階

・発電システムとしての性能実証
・自然循環除熱性能実証

●本格運転段階

・主要機器設計技術の信頼性の検証
・炉心燃料設計手法の検証
・ループ型炉の先進保守技術の確認
・故障経験を通じた保守管理プロセスの構築

高速増殖炉サイクル
実用化戦略調査研究

・実用化を目指すべき有望なシステム概念を抽出し開発対象とする革新技術を決定

フェーズ1
・実証炉・実用炉に採用を目指す革新技術の採用可能性を判断

高速増殖炉サイクル
実用化研究開発(FaCT)

フェーズ2
・実証炉・実用炉の概念設計
・大規模ナトリウム試験、部分構造試作
・MOX燃料製造技術の改良
・軽水炉からFBRの移行期を勘案した再処理技術開発

トラブルの概要

平成22年8月26日、燃料交換に使用した炉内中継装置を原子炉容器の所定の位置から引き抜く作業をしていたところ、所定の位置より約2m位吊り上げた時点で、炉内中継装置が吊り上げ設備(原子炉機器輸送ケーシング)のつかみ装置(グリッパ)から外れ、落下したものの。

落下、復旧に係る経緯

炉心確認試験終了後、40%出力プラント確認試験に向け、燃料交換を実施。

H22.8.26: 炉内中継装置が落下

10.13: 引抜作業を実施したが、「荷重超過」の警報が発報し中断

11.9: 接続部のギャップが変化していることを確認

H23.6.24: 燃料出入孔スリーブとの一体引抜き作業完了

11.11: 原子炉上部における復旧作業終了

法令報告を規制当局へ提出(H24.3.9)

【落下の直接原因】炉内中継装置を吊るグリッパの平板形状の爪開閉ロッドが回転したため、爪が正常に開かない状態となった。

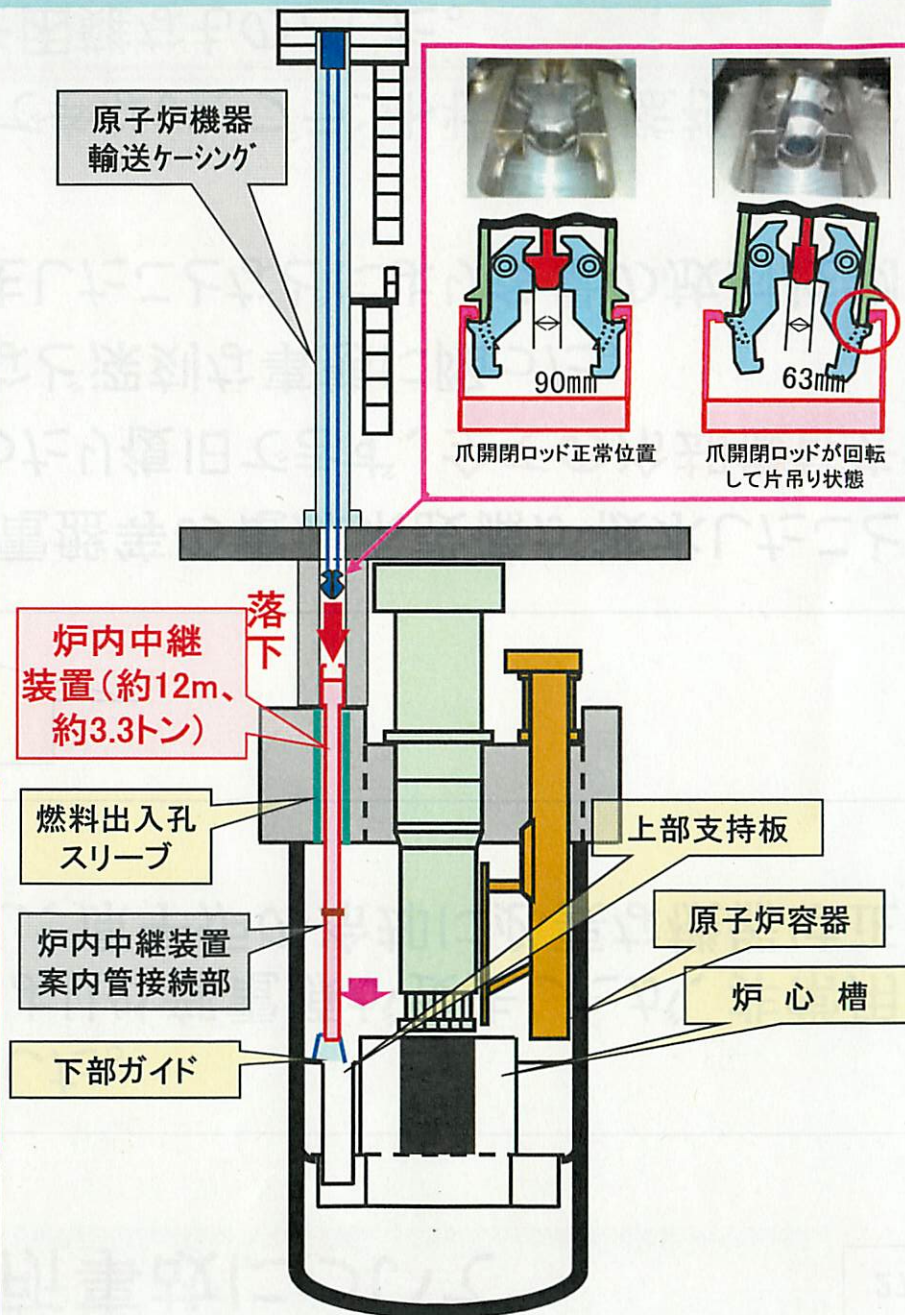
【再発防止対策】グリッパを、爪開閉ロッドが回らない構造へ改良、グリッパの爪開閉状態目視用点検窓設置

【水平展開】グリッパ機構を有する設備、安全上重要な機器を吊る設備の点検

H24.4.2 保安院よりさらなる根本分析実施の指示

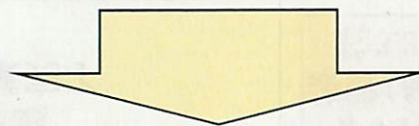
6.15 根本原因分析の報告書を保安院に提出

6.21 新規製作の炉内中継装置の使用前検査合格(復旧完了)



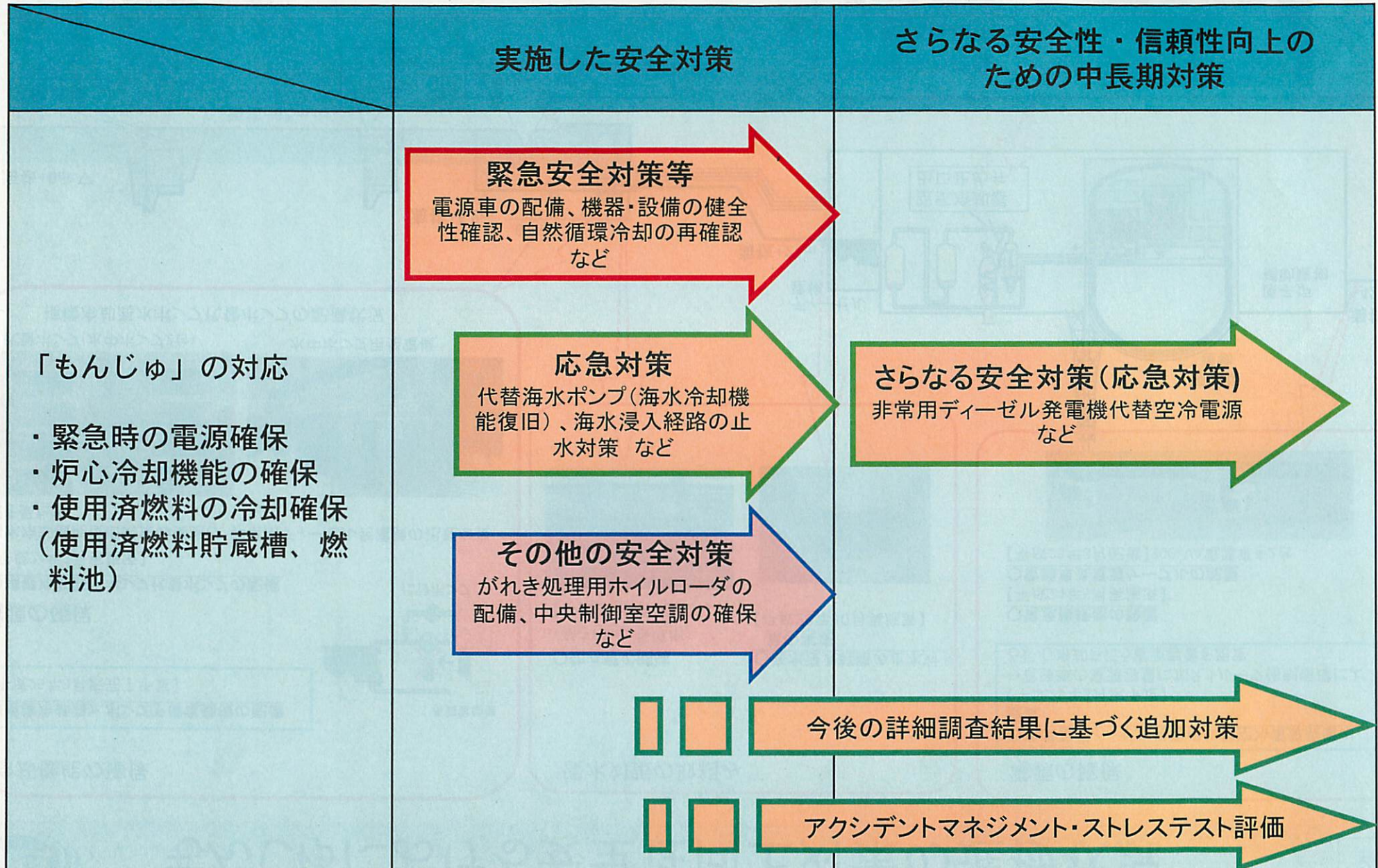
【津波来襲前】

- 地震発生によりプラントは正常に自動停止した。
- 発電所外の送電鉄塔周辺の地すべり等により外部電源が喪失したが、非常用ディーゼル発電機は全て正常に自動起動し、原子炉の冷却に必要な機器は正常に動作した。



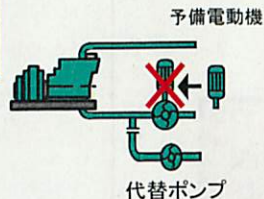
【津波来襲後】

- 津波により、非常用ディーゼル発電機、配電盤等の電源系設備が被水したことにより全交流電源喪失が発生し、長期にわたり復旧できず、全ての冷却機能を失うことになったため、燃料の重大な損傷など深刻な事態に陥った。
- さらに原子炉建屋において水素爆発も発生したことなどにより多量の放射性物質が環境に放出された。
- 通信設備の殆どが電源喪失等により使用できない、プラント状態の監視ができないなどの不測の事態が生じ、事故対応を困難なものとした。



冷却機能の確保

○補機冷却海水ポンプ予備電動機の配備
【平成25年3月末完了予定】



電源の確保

○補機冷却海水ポンプ代替ポンプの配備
【平成24年2月実施済】

海水冷却機能復旧対策の実施し、非常用ディーゼル発電機の迅速な復旧を果たす



代替ポンプ(水中ポンプ2台)



水中ポンプ用発電機

補機冷却海水ポンプ代替ポンプの配備状況

浸水対策の取組み

○防水壁の補強
(高さ1.2m、板厚増)
【平成24年3月実施済】



○海水浸入経路の止水対策の実施
【平成23年10月実施済】

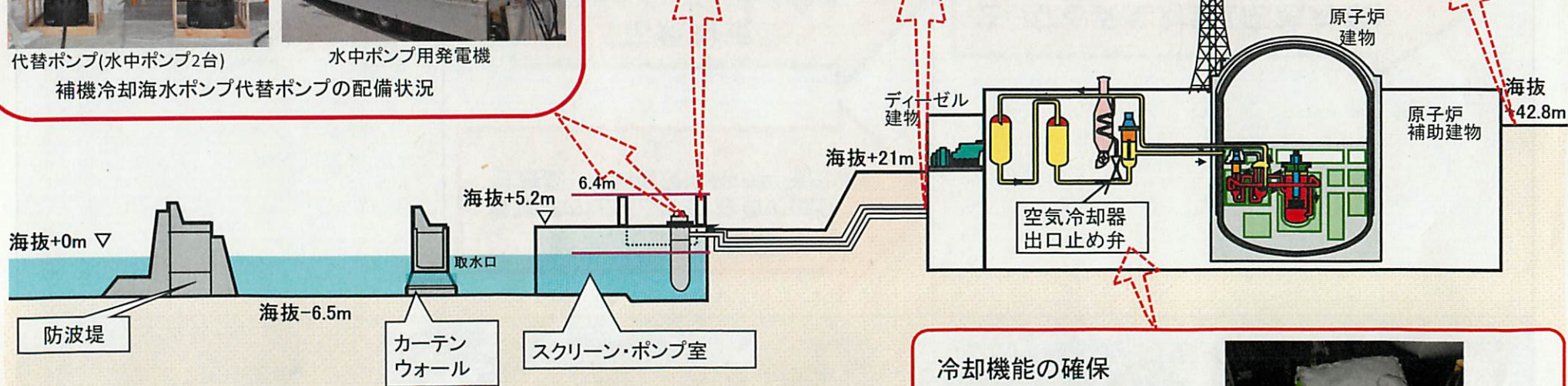


電源の確保

○非常用ディーゼル発電機代替空冷電源設備の設置
【平成25年3月末予定】
→電源車の電源容量に加え1ループ強制循環による炉心冷却を行う電源容量を想定

○電源接続盤の設置
【平成24年5月実施済】

○電源車及電源ケーブルの配置
【平成23年8月配備】300kVA電源車を2台



□ : 対策対応中

冷却機能の確保

○弁操作性向上のための弁の保温材パッケージ化
【平成24年3月実施済】
空気冷却器出口止め弁等4ヶ所/ループ




弁保温材のパッケージ化状況(緑部分)

平成20年3月31日 「もんじゅ」耐震安全性評価結果の報告
(基準地震動600ガル)



中越沖地震の知見や、国の委員会での
ご指摘を踏まえた追加調査の実施など
(もんじゅ敷地内の追加
ボーリング調査)

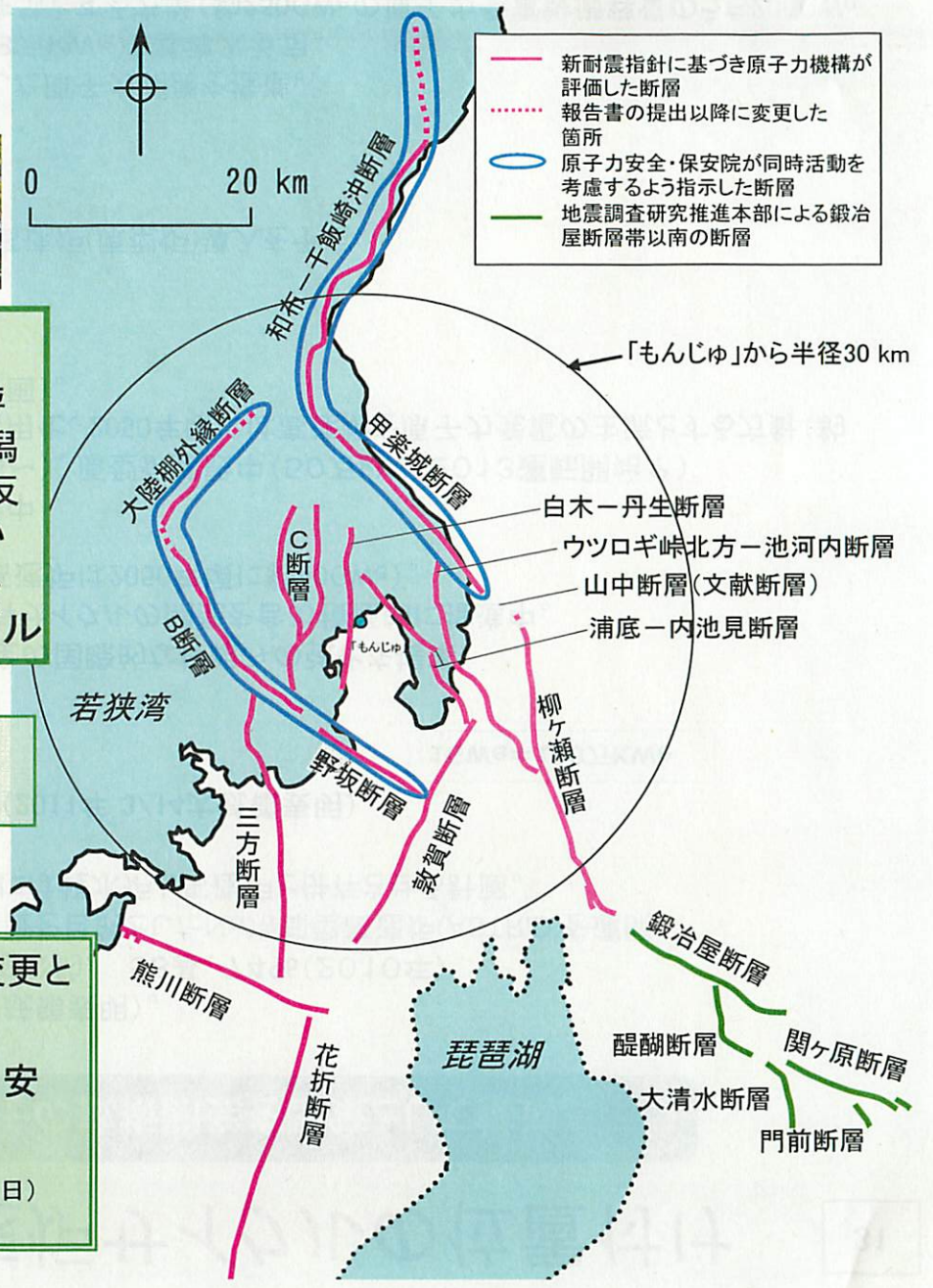


活断層評価に関する中間論点整理
<ポイント> (平成21年2月25日)
めら かれいざき かぶらき
○『和布一干飯崎一甲楽城』及び『大陸
棚外縁一B断層一野坂』それぞれの断
層の同時活動を考慮すべき(右図)

基準地震動S_sの見直し
他サイトの耐震安全性評
価に係る審議状況や新潟
県中越沖地震の知見を反
映して地震動評価を行い
、基準地震動S_sを見直し
た。600ガル → 760ガル

見直した基準地震動S_s(760ガル)に対する安全上重要な主要施設の
耐震安全性が確保されていることを確認した。(平成21年3月31日)

国の委員会で地盤モデル(地盤の地震の伝わり方を示すモデル)が変更と
なり、断層モデルの考え方をういた地震動を再評価した。
その結果、断層モデルに基づく基準地震動S_sが複数追加となったが、安
全上重要な主要施設の耐震安全性が確保されていることを確認した。
(平成21年8月31日)



● 仏、露、印、韓、中では、各国の原子力利用計画の中でその技術開発を国策として推進。



フランス

- 原子力を基幹エネルギーと位置付け、原子力推進維持(2011年 3/31大統領表明)。
- 新大統領(社会党、2012. 5)、原子力比率を75%から50%に低減を公約。 58基、74%(2010年)
- 2006大統領宣言により第4世代炉の開発推進、2020年代に工学的実証を目的としたNa冷却型高速炉(ASTRID)を運開。
- 2040年頃から高速炉実用化、その後順次導入を図り、2000年代後半には軽水炉と高速炉と併存させる計画。



米国

- 原子力をエネルギーミックスの主要技術と位置付け、推進に変更なし(2011年 3/14大統領表明)。
- 104基、平均稼働率90%、シェア約20% (2010年)
- 将来のオプションとして高速炉サイクル技術に関するR&Dを継続中。

1GWe=100万KWe



ロシア

- 原子力を最も経済的なエネルギー供給システムと位置付け。原子力安全の国際的な枠組みの強化を提案。
- 安全性も優位にあるとして2020年代の高速炉の実用化を目指し、燃料サイクルの開発を含め積極的に推進中。
- 2050年頃には、原子力発電設備容量を約100GWeに増大する計画(高速炉は2050年頃に約40GWe)。



インド

- 原子力発電利用計画に変更なし。 2010年:20基運転中、6基建設中
- 高速炉サイクル技術開発を実施中。高速実験炉(1.3万kWe、1985~)、原型炉建設中(50万kW、2013運転開始?)
- **急増する電力需要と環境問題に対応するため**、2020年代に高速炉実用化、2050年頃には高速炉を原子力発電の主流とする方針(約270GWeの原子力発電設備容量のうち260GWe程度を高速炉で賄う計画)。



韓国

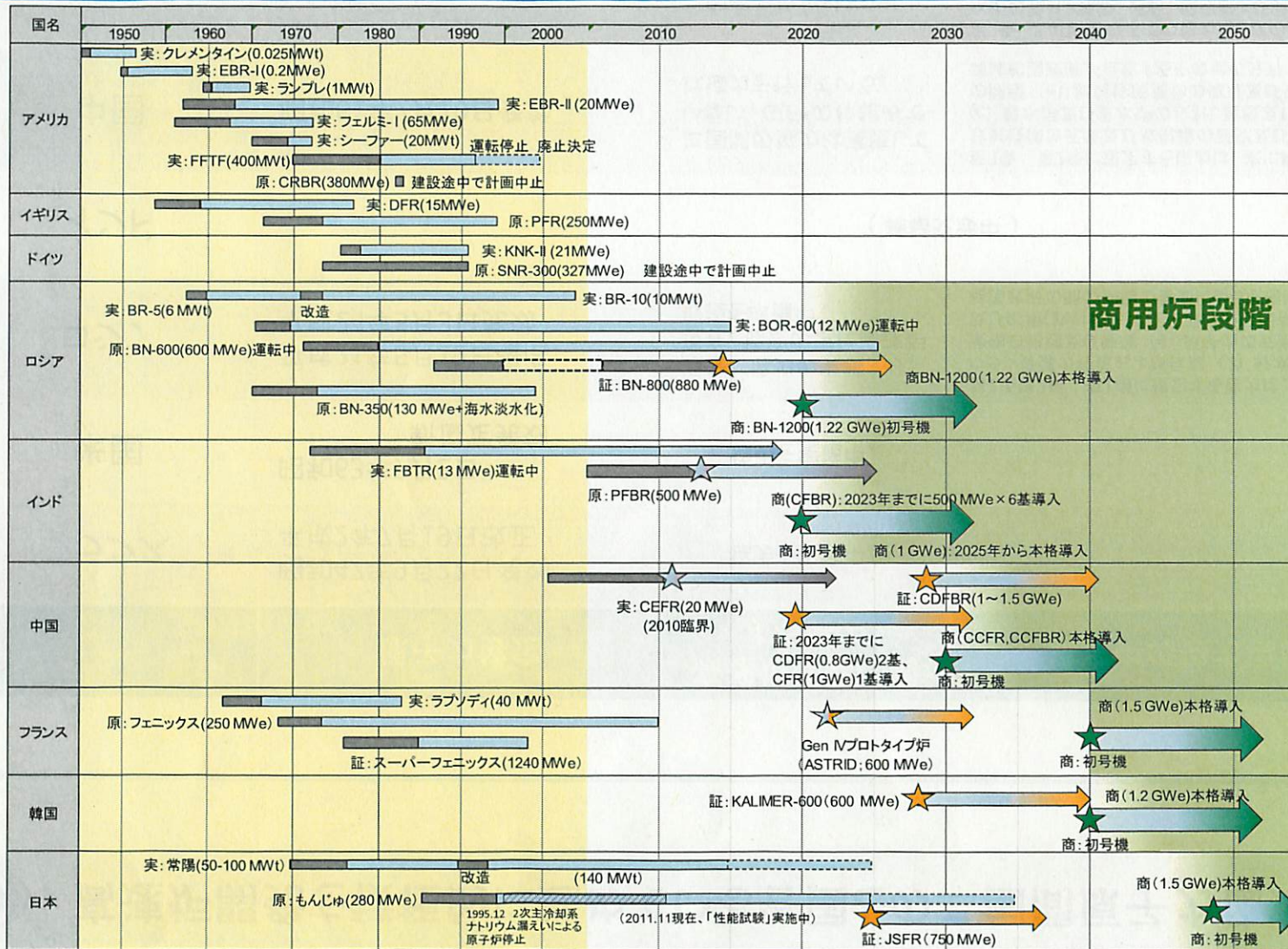
- 4サイト、21基稼働中、7基建設中、シェア約31%(2010年)
- 第1次国家エネルギー基本計画による原子力政策基調を今後も維持。
- 高速炉開発を国家長期研究計画に位置付け、2028年頃の金属燃料高速炉(原型炉)導入を予定。
- 2014年米韓原子力協定改定では、再処理合意を目指している。



中国

- (2011. 5)運転中14基、建設中26基
- **電力需要の急伸と環境問題に対応するため**、燃料サイクルを前提とした原子力開発を推進。
- 高速実験炉(2万kWe)2011. 7出力運転、ロシアからBN800(88万kWe)2基導入予定。
- 2030年頃に高速炉を実用化、2050年頃には高速炉を原子力発電の主流とする方針(約250GWeの原子力発電設備容量のうち200GWe程度を高速炉で賄う計画)。

- 世界の2011年現在までの高速炉の累積運転年数は、約400炉・年。
- 米国は多くの実験炉の建設・運転経験を蓄積。仏国、英国、ロシアは原型炉の豊富な運転経験を既に蓄積。
- 日本は、実験炉「常陽」の豊富な運転経験の蓄積と共に、原型炉「もんじゅ」の設計・建設、及び実用化に向けた研究開発を着実に推進。



実: 実験炉
 原: 原型炉
 証: 実証炉
 商: 商用炉
 MWe/GWe: 電気出力
 MWt: 熱出力
 ■: 建設
 □: 運転 (初臨界以降)
 ☆: 運転開始予定

商用炉段階

(5075社2日経経)

(2012年5月現在)

	原子力協定	高速炉開発に関する協力	協定中の協力項目についての記述
フランス	昭和47年9月22日発効 平成2年7月19日改正	協力を実施中。	
米国	昭和63年7月2日 新協定発効	協力を実施中。	
ロシア	平成21年5月12日署名 平成24年5月3日発効	過去に協力の実績あり。 現在、協定の下に高速炉 取極を準備中。	第2条第2項 第1項に規定する協力は、次の分野において行うことができる。(1)ウラン資源の探鉱および採掘 (2) 軽水炉の設計、建設及び運転 (3)放射性廃棄物の処理及び管理 (4) 原子力の安全 (5)放射性同位元素及び放射線の研究及び応用(放射線防護及び環境の監視を含む) (6)その他の分野であって両締約国政府の間の別個の書面による取極において合意するもの
インド		(締結交渉中)	
中国	昭和61年7月10日発効	二国間の協力は実施していない。GIF*の枠組みでは協力を行っている。	第3条 第2条に規定する協力は、次に掲げる分野において行うことができる。(a)放射性同位元素及び放射線の研究及び応用 (b) ウラン資源の探鉱および採掘 (c) 軽水炉及び重水炉の設計、建設及び運転 (d) 軽水炉及び重水炉の安全上の問題 (e) 放射性廃棄物の処理及び処分 (f) 放射線防護及び環境監視 (g) 両締約国政府が合意するその他の分野
韓国	平成22年12月20日署名 平成24年1月21日発効	二国間の協力は実施していない。GIFの枠組みでは協力を行っている。	第2条 この協定の下での協力は、次の分野において行うことができる。(a) 軽水炉の設計、建設、運転、保守および廃止 (b) 原子力の安全(放射線防護及び環境の監視を含む。) (c) 放射性廃棄物の処理及び管理 (d) 放射性同位元素及び放射線の研究及び応用 (e) 保障措置及び防護 (f) 研究及び開発(両締約国政府により合意される分野に関するものに限る。) (g)両締約国政府により合意されるその他の分野

上記以外の原子力協定締結国: 英国, カナダ, 豪州, カザフスタン、欧州原子力共同体(ユーラトム)、ヨルダン、ベトナム

上記以外の原子力協定の締結を交渉中の国: 南アフリカ、トルコ

GIF*: 第4世代原子力システム国際フォーラムの略。Na冷却高速炉等6つの概念の第4世代炉の開発に関する国際協力プロジェクト。

OECD加盟国で運転される唯一の高速増殖原型炉 → 世界に開かれた研究開発の中核施設

フランス高等教育・研究省
ガブリエル・フィオーニ研究・イノベーション局次長
(2011年1月27日 福井新聞、中日新聞掲載)

「もんじゅ」は日本だけでなく、世界の科学技術にとって重要な施設だ。

フランス原子力庁
ジャック・ブシャール長官付特別顧問
(2010年3月6日 福井新聞発行 もんじゅTIMES)

「もんじゅ」のように研究開発のために利用できる高速増殖炉は世界的に見ても大変貴重です。

中国原子能科学研究院
シュー・ミー教授
(2009年12月11日 国際会議FR09講演)

「もんじゅ」は研究試験場として、重要な貢献をすることができる。と考える。「もんじゅ」の運転再開と安定運転の期待と人類社会への重要な貢献であり、その建設地である日本にとどまらず世界から期待されている高速炉技術開発の礎となるものである。

海外研究者の駐在例



CEA¹の駐在員

*1: フランス原子力・代替エネルギー庁



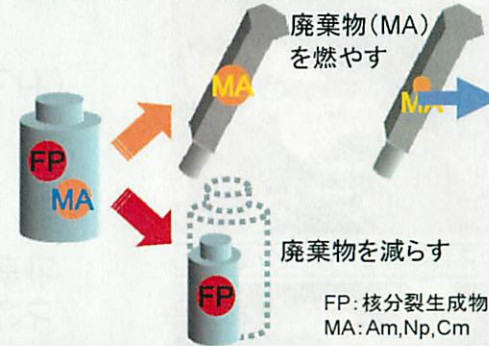
INSTN²のインターン

*2: フランス国立原子力科学技術学院

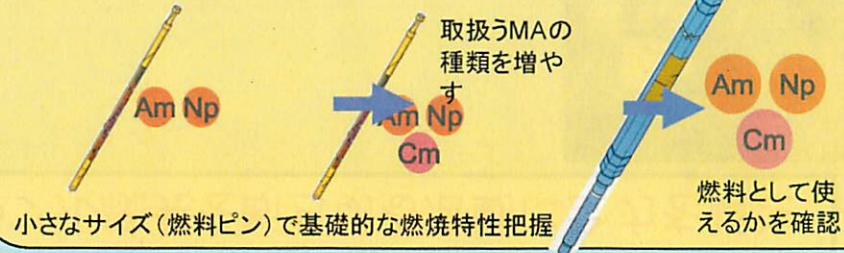
国際的なプロジェクト遂行への期待

日仏米共同の高速増殖炉燃料実証計画 (GACID)
Global Actinide Cycle International Demonstration

高レベル放射性廃棄物の一部としているマイナーアクチニド (MA) を回収して燃料として再利用することにより、放射性廃棄物の低減と核拡散への抵抗性を高めるための研究開発プロジェクト



MA再利用技術の実証ステップ (イメージ)



日仏米で役割分担して実施する国際的なプロジェクト

＜現状認識＞

- ・現在「もんじゅ」は、高速増殖炉発電プラントとして、発電システムの機能確認を行っていく重要な段階
- ・しかしながら、IVTM落下トラブルに加え、平成22年末以降、基本動作に関わるトラブルが短期間で連続発生

経営と現場が一体となってトラブル続発を断ち切る活動に全力を傾注

＜改善活動＞

○基本動作に関わるトラブルの要因の除去

- ・作業管理・作業手順の改善：点検時の作業手順書のチェックシステム改善 など
- ・調達管理の改善：発注者として期待する成果を確実に得るための発注仕様に係る品質改善、点検時の作業要領書チェックシステムの改善 など
- ・安全意識の改善：所員・メーカ・協力会社との情報共有による一体化の意識強化
現場従業員の意見を反映した改善活動の実施 など



所員・メーカ・協力会社との情報共有

○経営と現場が一体となった「もんじゅ」運営管理の改善

- ・経営の積極的関与（「膝詰め対話」による経営の考えの共有、現場提案の吸上げ）など



理事と職員による膝詰め対話

＜改善の成果＞

○不適合件数の減少

- ・不適合の発行件数が減少しているなど、一定の成果を確認

