

添付資料 - 2 「もんじゅ」と海外先行炉の仕様比較



「もんじゅ」と海外先行炉の仕様比較(1/4)

仕 様	もんじゅ(日)	FFTF(米)	フェニックス(仏)	PFR(英)	BN-600(露)
原子炉出力(熱/電気) [MWth/ MWe]	714/ 280	400/ 0	563/ 255 (350/ 145: 2ループ)	650/ 250	1470/ 600
原子炉出口/ 入口温度[°C]	529/ 397	527/ 360	560/ 395	560/ 399	550/ 377
プラント型式	ループ	ループ	タンク	タンク	タンク
炉心燃料	MOX	MOX	MOX	MOX	UO ₂ ※1
炉心燃料集合体数 [内側/外側/径ブラ]	108/ 90/ 172	28/ 45/ 0	55/ 48/ 90	28/ 44/ 41	230/ 139/ 362
炉心等価直径/ 炉心高さ[m]	1.8/ 0.93	1.202/ 0.914	1.39/ 0.85	1.47/ 0.91	2.05/ 1.03
取出燃焼度 [平均/ 最大: GWd/tHM]	80/94(54/64)	70/ 155	--/90(内),115(外) (照射試験:144)	150/ 200	60/ 97
中性子束 [平均/最大: × 10 ¹⁵ n/cm ² s]	3.6/ 6.0	4.2 / 7.0	--- / 6.8	5.0/ 7.6	4.3/ 6.5
増殖比	1.2	非増殖炉心	1.16	0.95	0.85
燃料ピン本数/集合体 [炉心/径ブラ]	169/ 61	217/ ---	217/ 61	(325/265/169)/ 85	127/ 37
炉心燃料ピン外径/ 被覆管肉厚 [mm]	6.5/ 0.47	5.84/ 0.38	6.6/ 0.45	(5.8/6.6/8.5)/ 0.38	6.9/ 0.4
炉心燃料線出力 [最大/ 平均: kW/m]	36/ 21	41.3/ 23.4	45/ 27	48/ 27	47/ 28
制御棒本数[主/後備]	13/ 6	9/ 9	6(兼用)	5/ 5	21/ 6

※1: 解体核Pu処分のため, MOX燃料の部分的装荷を計画



「もんじゅ」と海外先行炉の仕様比較(2/4)

仕 様	もんじゅ(日)	FFTF(米)	フェニックス(仏)	PFR(英)	BN-600(露)
冷却系ループ数 [1次系/2次系]	3/ 3	3/ 3	3/ 3	3/ 3	3/ 3
ナトリウム・インベントリ [1次系2次系:トン]	760/ 760	406/ 199	800/ 381	850/ 240	770/ 830
原子炉容器内径/肉厚/高さ [mm]	7100/ 50/ 17800	6170/ 70/ 13130	11820/ 15/ 12000	12200/ 25-50/ 15200	12860/ 30/ 12600
原子炉容器材質	SS304	SS304	SS316	SS321	Cr18Ni9 (SS304相当鋼)
冷却系ポンプ容量 [1次系/2次系:m ³ /min]	100/ 71	56/ 56	63/ 52	84/ 75	161.71/ 133.3
IHX型式	直管/対向流 /シェル側1次	シェル&直管 /対向流	シェル&チューブ /シェル内1次	シェル&チューブ /管内1次	シェル&チューブ/ シェル内1次
IHX容量/ 伝熱面積/ 伝熱管本数 [MW/ m ² / ---]	238/--- /3200	133/ 440/ 1540	94/ 450/ 2279	100/ 239/ 1808	245/ 590/ 4974
IHX伝熱管外径/肉厚/[mm]	21.7/ 1.2	22/ 1.2	14/ 1	19/ 1	16/1.4
IHX伝熱管材質	SS304	SS304	SS316	SS316	Cr18Ni9 (SS304相当鋼)

「もんじゅ」と海外先行炉の仕様比較(3/4)

仕 様	もんじゅ(日)	FFTF(米)	フェニックス(仏)	PFR(英)	BN-600(露)
蒸気発生器の型式と構成 EV: 蒸発器 SH: 過熱器 RH: 再熱器	EV/SH分離 /ヘリカル・コイル /シエル側Na 2次系3ループ、 1ループにEV, SHが それぞれ1基の構成	蒸気発生器無し	垂直S字管型 /水側細管内蔵 /モジュール形式 2次系3ループ、 12SGモジュール/1ループ、 1SGモジュールにEV, SH, RHがそれぞれ1基の 構成	強制再循環EV /ドラム分離SH /分離RH 2次系3ループ、 1ループにEV, SH, RHがそれぞれ1基 の構成	EV/SH/RH分離 /直管型 /モジュール形式 2次系3ループ、 8SGモジュール/1ループ、 1SGモジュールにEV, SH, RHがそれぞれ1基の 構成
EV伝熱管材質	2.25Cr-1Mo	蒸気発生器無し	2.25Cr-1Mo	2.25Cr-1Mo Nb	2.25Cr-1Mo
SH伝熱管材質	SS321	蒸気発生器無し	SS321	9Cr-1Mo	Cr18Ni9 (SS304相当鋼)
EV伝熱管外径/肉厚/本数(1 基) [mm]	31.8/ 3.8/ 150	蒸気発生器無し	28/ 4/ 7	25/ 2.3/498	16/ 2.5/349
SH伝熱管外径/肉厚/本数(1 基) [mm]	31.8/ 3.5/150	蒸気発生器無し	31.8/ 3.6/7	21/ 3.05/264	16/ 2.5/239
崩壊熱除去系の型式	IRACS 3系統	主ループを利用し 空気冷却	SG外面空気冷却 RVACS	PRACS 3系統 RVACS 1系統	SG補助熱除去シス テム

「もんじゅ」と海外先行炉の仕様比較(4/4)

仕 様	もんじゅ(日)	FFTF(米)	フェニックス(仏)	PFR(英)	BN-600(露)
炉心核分裂性物質装荷量 [トン] ^{235}U ^{239}Pu	0.014 0.87	0.014 0.516	0.035 0.717	0.05* 0.760*	2.02 (UO ₂) 0.110*
炉心プルトニウム装荷量 [トン]	1.4	0.587	0.93	0.95*	0.112*
燃料交換装置(炉内)	単回転プラグ + 固定アームガイド パンタグラフ開閉式	(単回転プラグ + 固定アーム式) :3基	単回転プラグ + 固定アーム式	単回転プラグ + 伸縮アーム式	2重回転プラグ + (直動式:2基)
燃料出入装置(炉外へ)	台車方式	台車方式	斜めシュート方式	キャスク方式 (クレーン移送)	傾斜エレベータ + セル内移送装置
燃料(減衰)貯蔵方式	炉外燃料貯蔵槽	炉内貯蔵 + 炉外燃料貯蔵槽	炉内貯蔵 + 炉外燃料貯蔵槽	炉内貯蔵 + 炉外燃料貯蔵槽	炉内貯蔵 + 炉外燃料貯蔵槽
設備利用率	未定	60% (1982~1992) 文献データからJAEAが推定	56% (1974~2009) 文献データからJAEAが推定、設 備改造期間等の長期停止期間を 除く	27%	75% (1983~2011)
運転期間 (初送電/ 運転停止/ 運転期間)	1995年/ --- / ---	1980年*1/ 1992年 / 約11年 *1: 100%熱出力到達	1973年/ 2009年 / 約37年	1975年/ 1994年 / 約20年	1980年/ --- (稼働中) / 32年を経過
炉の現況	停止中	運転終了	運転終了	運転終了	運転中

*平衡組成

●炉心燃料に関する参考資料

－BN-600: 解体核Pu処分のためのMOX燃料部分的装荷の計画について
<http://www.world-nuclear.org/info/inf29.html> <http://www.world-nuclear.org/info/inf13.html>

－フェニックス: 取出燃焼度

REVUE GENERALE NUCLEAIRE, "THE PHENIX REACTOR, Assessment of 35 Years' Operation", Offprint of RGN No.1 (2009)

●蒸気発生器の構成に関する参考資料

－フェニックス: IAEA-TECDOC-1569, J. Guidez, "Phenix operation feedback and application for the future", lecture at Tsuruga, Aug. 2009

－PFR: IAEA-TECDOC-1569, IAEA-TECDOC-1180

－BN-600: IAEA-TECDOC-1569

●崩壊熱除去系の型式に関する参考資料

－FFTF: "A summary description of the Fast Flux Test Facility", HEDL-400, Dec. 1980

－フェニックス: N. Devictor, F. Serre et al., "R&D programmes related to severe accident in SFR," Int. WS on prevention and mitigation of severe accidents in sodium-cooled fast reactors, 11-13 June, 2012, Tsuruga, Japan., J.-F. Sauvage, Phenix 30 years of history: the heart of a reactor, CEA & EDF, (2004)

－PFR: S.E. Jensen, P.L. Olgaard, "Description of the Prototype Fast Reactor at Dounreay," NKS/RAK-2(95)TR-C1, 1995.

－BN-600: Yu.K. Buksha, Yu.E. Bagdassarov et al, "Operation experience of the BN-600 fast reactor," Nucl. Eng. Design, **173** (1997) pp.67-79.

●燃料取扱設備に関する参考資料

(もんじゅ^{1), 4)} FFTF^{1), 2), 3)} Phenix^{1), 4)} PFR^{1), 2)} BN600⁵⁾)

1) Y. Chikazawa, et al, "Technology gap analysis on sodium-cooled reactor fuel-handling system supporting advanced burner reactor development", Nuclear Technology, Vol. 165, Mar. 2009

2) IAEA-TECDOC-1531, "Fast reactor database: 2006 Update"

3) ANL Gen-IV 069, "Liquid Salt – Very High Temperature Reactor: Survey of Sodium-cooled Fast Reactor Fuel Handling Systems for Relevant Design and Operating Characteristics"

4) 基礎高速炉工学, 日刊工業新聞社 1993

5) IAEA-TECDOC-1569, "Liquid metal cooled reactors: Experience in design and operation", Dec. 2007

●運転期間、設備利用率に関する参考資料

－FFTF: 1) IAEA RRDB, <http://nucleus.iaea.org/RRDB/RR/ReactorSearch.aspx>, 2) IAEA-TECDOC-741 "Status of national programmes on fast reactors" (IAEA-IWGFR 1993) ※2)のデータ(各年毎の設備利用率)を基に、JAEAが運転期間(1982-1992)での設備利用率を推定

－フェニックス: 1) IAEA PRIS Database, <http://www.iaea.org/pris/>, ※1)のデータを基に、1974年から2009年の間で、反応度低下事象の原因調査期間及び設備改造期間を除く期間について、JAEAが設備利用率を推定

－PFR: 1) IAEA PRIS Database, <http://www.iaea.org/pris/>, 2) IAEA-TECDOC-1569, Dec.2007

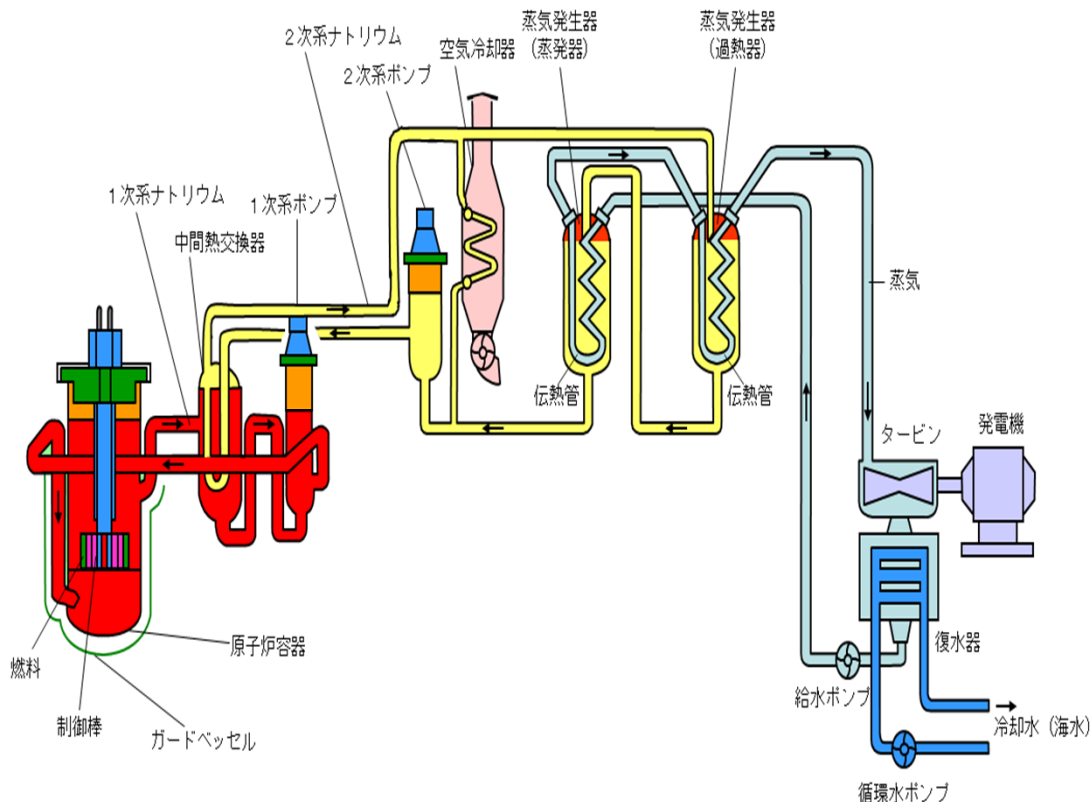
－BN600: Y.M. Ashurko, "Status of SFR development in Russia", International Workshop on Prevention and Mitigation of Severe Accidents in Sodium-cooled Fast Reactors, (June 2012)

●その他: IAEA-TECDOC-1531

ループ型炉とタンク型炉の比較

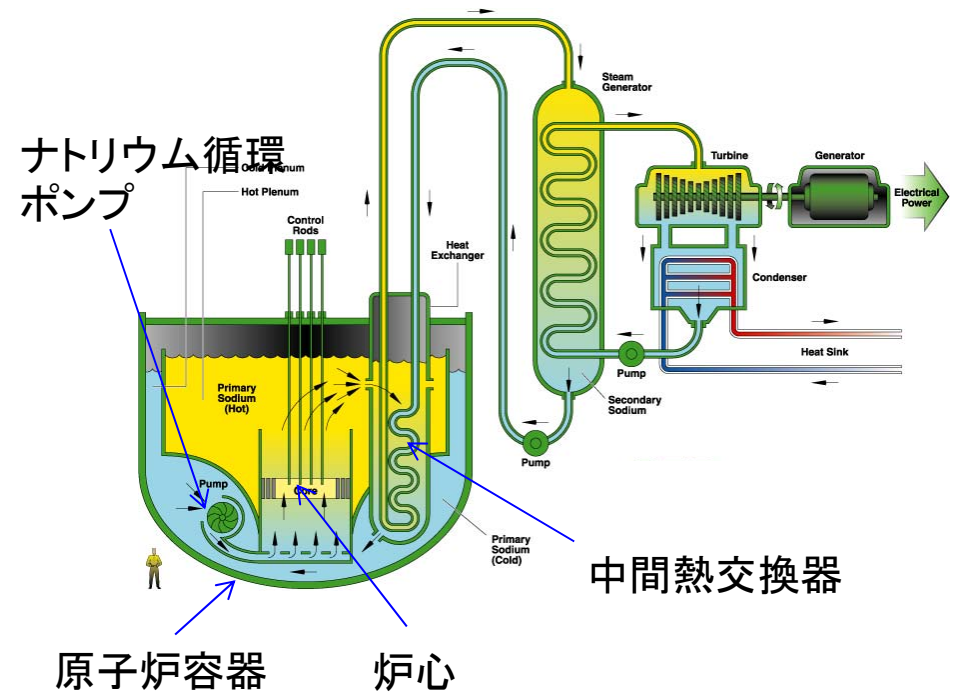
ループ型炉

- 炉心を収納した原子炉容器と、ナトリウム循環ポンプ及び中間熱交換器を配管で接続



タンク型炉

- 炉心、ナトリウム循環ポンプ、中間熱交換器を、1つの大きな原子炉容器に収納



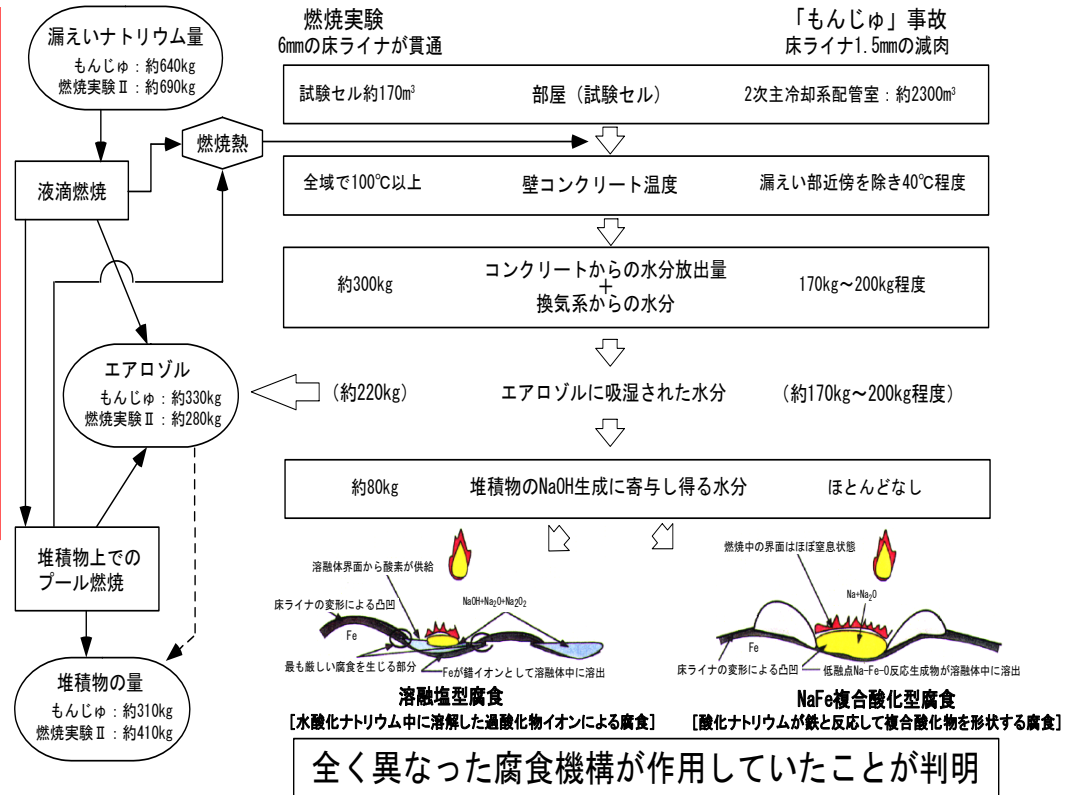
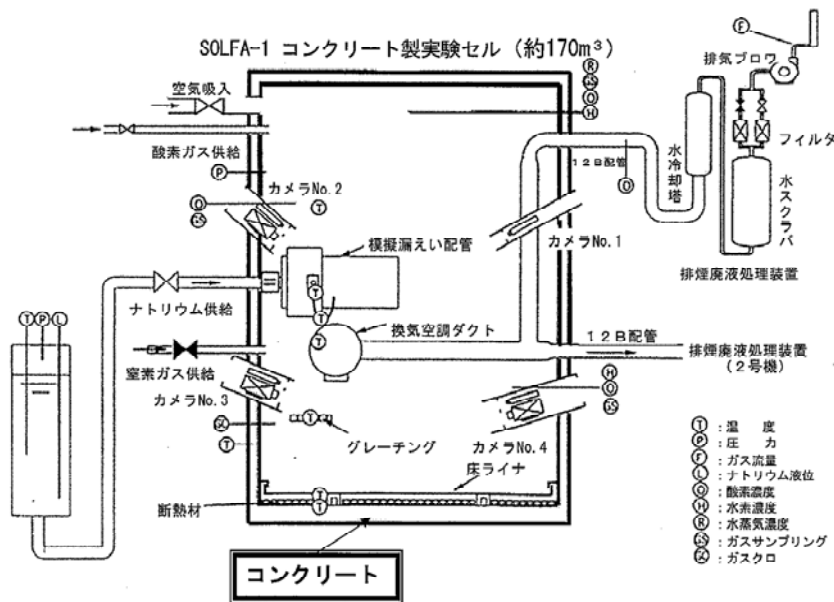
出典: <http://www.gen-4.org/Technology/systems/sfr.htm>

添付資料 - 3

トラブルの克服とトラブルから得られる成果・知見の集積

1. ナトリウム漏えい事故から得られた成果・知見

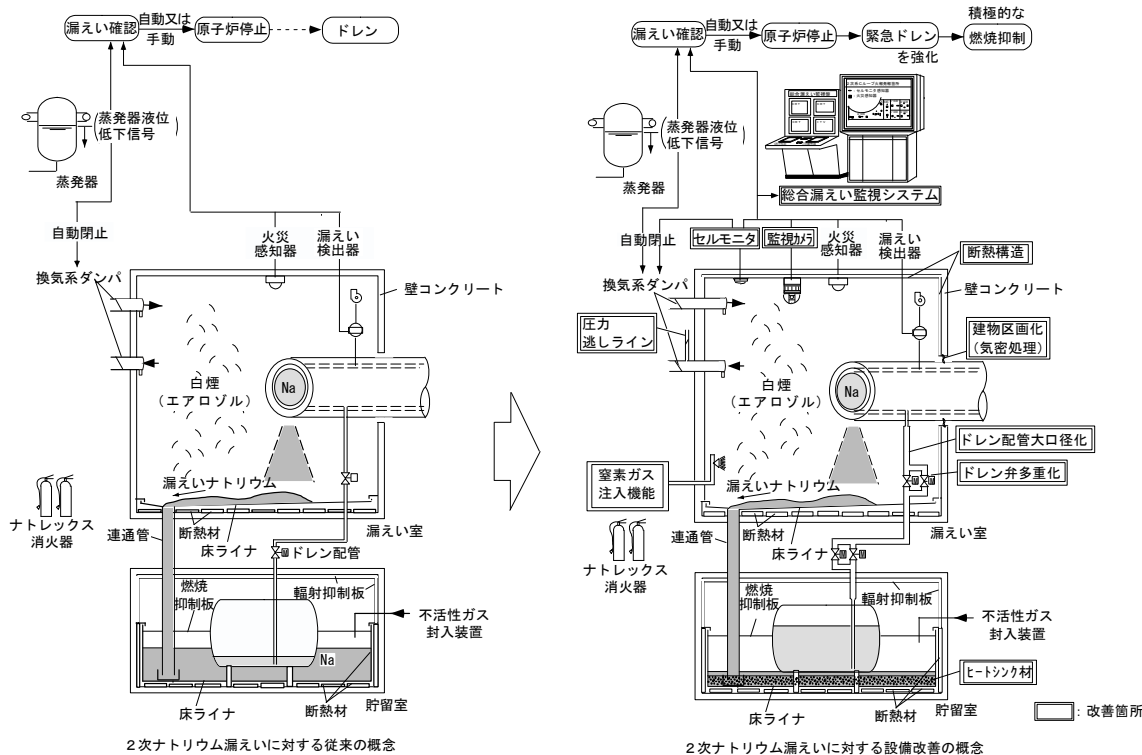
- ナトリウム漏えい事故後、漏えい部の構造や配置を模擬した試験体による総合的な事故現象の把握を目的として、温度計、配管構造全体、支持金具、換気ダクト、グレーチング、床ライナ構造、コンクリート構造を模擬したコンクリートセル内での漏えい燃焼実験を行った。
- 実験では、漏えいの初期のナトリウム落下は液滴状であり、換気ダクトで跳ね返り広範囲に飛散したことが確認できた。また、換気ダクト温度は600℃～700℃で推移し、グレーチングの最高温度は1000℃程度、床ライナ温度は800℃～850℃で推移した。実験後の調査では、黒いナトリウム化合物(水酸化ナトリウムが主成分)が広く分布して堆積していたほか、床ライナに破損孔が発生するなど、もんじゅ事故とは異なった事象が発生したことが推定された。



- 大洗工学センターにおける研究開発により、ナトリウム漏えい燃焼環境下で床ライナ等の鋼材に影響を及ぼす2種類の腐食機構(NaFe複合酸化型腐食及び溶融塩型腐食)の存在が明らかになった。
- ナトリウム漏えい燃焼実験では、もんじゅ事故とは異なり、実験室内温度の上昇に伴って壁コンクリート等から多量の水分が放出されたことにより、主に溶融塩型腐食機構により床ライナに腐食孔が生じたものと推定した。

1. ナトリウム漏えい事故から得られた成果・知見

- 2種類の腐食機構 (NaFe複合酸化型腐食及び熔融塩型腐食) の存在が明らかになったことにより、ナトリウム漏えい時の床ライナの腐食減肉量の評価手法を整備し、「もんじゅ」において床ライナ腐食減肉の抑制を目的とした、ナトリウム漏えい対策設備の改善を行うことができた。
- ナトリウム漏えいの早期発見と系統内ナトリウムの早期ドレン (漏えいを停止) により、床ライナが高温状態である時間を短縮し、床ライナの腐食減肉を抑制することとした。



もんじゅナトリウム漏えい対策設備の改善

床ライナの腐食原因究明

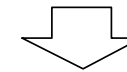
○ 熔融塩型腐食

水酸化ナトリウム中に溶解した過酸化
物イオンによる腐食。
NaFe複合酸化型腐食に比べ、腐食速度
が5倍程度早い

○ NaFe複合酸化型腐食

酸化ナトリウムと反応して複合
酸化物を作る腐食

異なる腐食機構の存在が判明



床ライナへの影響 (腐食減肉量) の評価手法の整備

ナトリウム漏えい環境下での
床ライナ腐食に関する研究

ナトリウム燃焼解析コードの整備

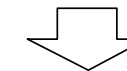
腐食速度の知見

- ・ 熔融塩型腐食の腐食速度により
保守的に評価できる

床ライナ温度の保守的な評価が
できる

床ライナの腐食抑制策 (基本的
考え方)

- ・ 最高温度の抑制
- ・ 高温状態の持続時間の短縮
- ・ 雰囲気中の湿分上昇の抑制



床ライナ腐食減肉の抑制のための ナトリウム漏えい対策設備の改善

(基本方針)

系統内ナトリウムを早期にドレン (漏えいを停止) する

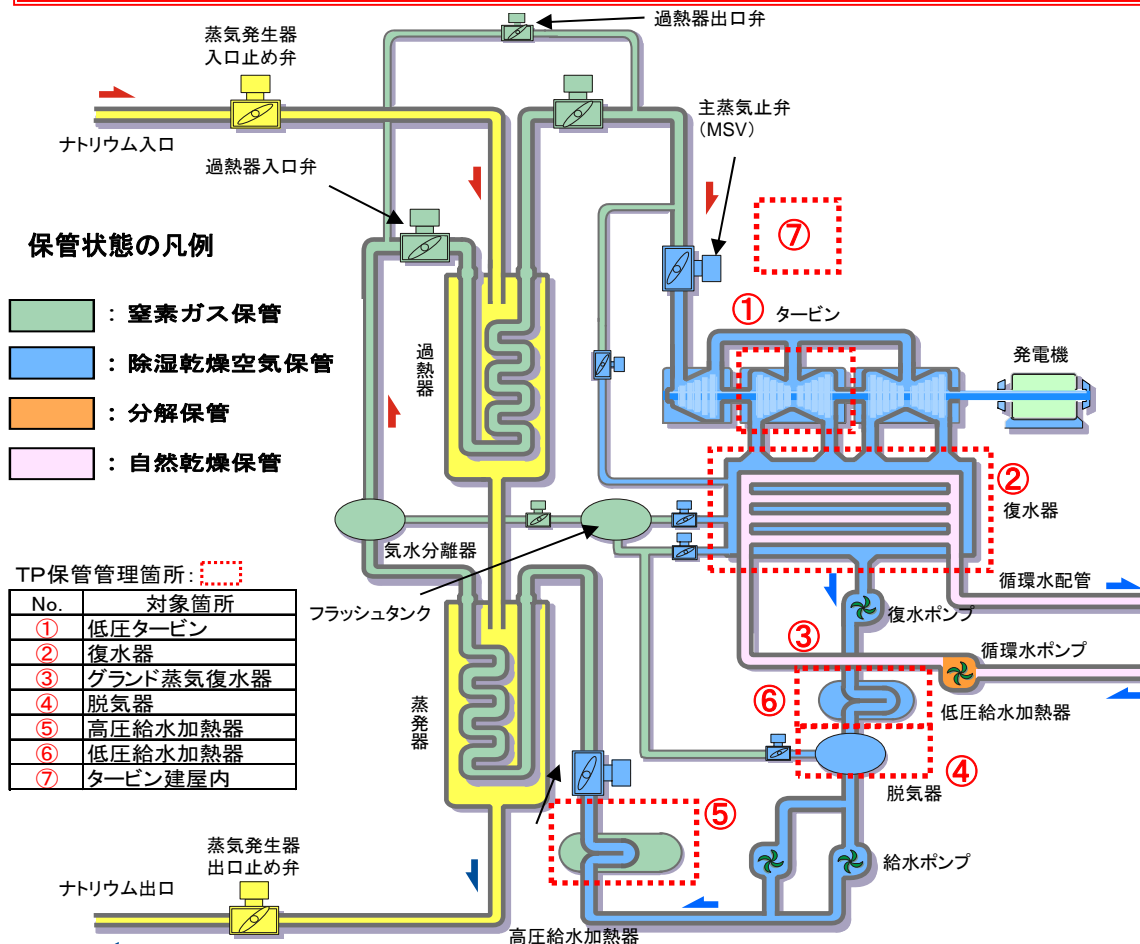
↓
床ライナ上でナトリウムが燃えつきる

↓
高温状態持続時間を短縮し、床ライナの腐食減肉を抑制

2. 水・蒸気系設備の長期保管から得られた成果・知見

水・蒸気系各設備について長期停止していた軽水炉、火力プラントの保管方法の実績を参考に約17年間（途中健全性確認のための点検期間約3年間を含む。）の長期保管管理（劣化防止対策）を講じてきた。現在は、水蒸気系機能確認試験前の保管状態としている。

- 系統機器を隔離できる蒸発器、過熱器、汽水分離器、発電機等は、**窒素ガス保管**。
- 系統機器を隔離できないタービン、復水器、復水・給水系の各ポンプ等は、**除湿乾燥空気保管**。
- 屋外機器である循環水ポンプ及び循環水配管は、それぞれ**自然乾燥保管**。
- 復水脱塩装置は、樹脂の劣化防止、補給水タンクは、使用中であることから、**純水保管**。



機器・系統の保管状態概略図

窒素ガス保管

窒素ガス保管機器については、窒素ガス圧力を正圧に保持し、窒素ガス中の酸素濃度(0.3vol%以下)を定期的に確認しており、長期保管は良好な状態を維持できている。

除湿乾燥空気保管

除湿乾燥空気保管機器には、テストピース(TP)を設置し、平成12年よりTPの腐食状況により、保管中の経年的影響(腐食による劣化)の小さいことを定期的に確認してきた。

<TP保管管理箇所のTP腐食減肉量および評価>

No.	対象箇所	減肉速度※ [mm/年]	経過年数 (年)	減肉量 [mm/10年]
①	低圧タービン	2.58E-04	10	0.003
②	復水器	1.97E-04		0.002
③	グランド蒸気復水器	2.89E-04		0.003
④	脱気器	1.97E-04		0.002
⑤	高圧給水加熱器	2.58E-04		0.003
⑥	低圧給水加熱器	2.73E-04		0.003
⑦	タービン建屋内	1.52E-03		0.015

※過去の最大減肉速度を示す(データ評価期間:H12年~H21年)



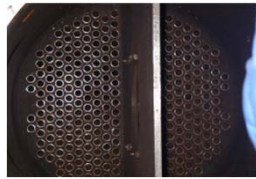

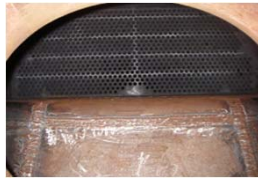
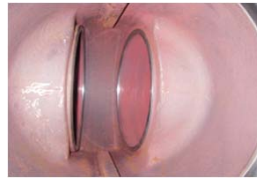
一般空気雰囲気箇所(⑦)に比べ、保管管理箇所の減肉量は小さく、10年経過後も腐食による減肉はほとんどないことを確認した。

2. 水・蒸気系設備の長期保管から得られる成果・知見 長期保管時における劣化の確認

長期保管状態にある水・蒸気系設備については、水・蒸気系機能確認試験前に各機器の劣化状況を確認するための点検を行った。その結果、以下の示すように健全性に影響する劣化はなく保管方法は妥当と評価している。今後、性能試験等を経て最終評価を行う予定である。

除湿乾燥空気保管

<除湿乾燥空気保管機器の状況> 除湿乾燥空気保管機器の外観点検において、顕著な腐食減肉はなく、健全であることを確認した。

①低圧タービン	②復水器	③グランド蒸気復水器	④脱気器	⑤高圧給水加熱器	⑥低圧給水加熱器
					

分解保管

<循環水ポンプ>
分解保管中の状況



ポンプは分解し、屋内(タービン建屋内フロア)にて保管を実施。
ポンプ組立前に部品の手入れを行い、健全性確認後に組立復旧を行った。

ポンプ組立状況



ポンプ吊込状況



自然乾燥保管

<循環水管>
循環水管内面状況



配管内面点検の結果、ライニング剥離による母材の発錆が確認されたため当該箇所について補修を実施。ライニング剥離していない箇所については、母材の発錆は確認されず、健全であることを確認した。

純水保管

<復水脱塩装置(脱塩塔)、補給水タンク>

純水保管機器については、水質を確認してきており、長期保管は良好な状態を維持できているが、念のため開放点検を実施した。