ナトリウム技術読本

Sodium Technology Handbook -

2005年9月

核燃料サイクル開発機構

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319−1184 茨城県那珂郡東海村村松4番地49 核燃料サイクル開発機構 技術展開部 技術協力課 電話:029-282-1122(代表) ファックス:029-282-7980 電子メール:jserv@jnc.go.jp

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to : Technical Cooperation Section, Technology Management Division, Japan Nuclear Cycle Development Institute 4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki 319-1184, Japan

 ⑦ 核燃料サイクル開発機構
 (Japan Nuclear Cycle Development Institute) 2005

ナトリウム技術読本

ナトリウム教育委員会

要 旨

本資料は、原子炉施設を含むナトリウム施設の運転・保守およびナトリウムに係 わる研究開発に従事する者に対するナトリウム技術教育・訓練用の資料として作成 されたものであり、以下の技術分野から構成される。

・ナトリウムの特性

- ・ナトリウムと材料の共存性
- ・ナトリウムの流動伝熱と構造健全性
- ・ナトリウム系統設備と機器
- ・ナトリウム計装
- ・ナトリウムの管理技術
- ・高速炉のナトリウムに係わる事故評価と対策
- ・ナトリウム施設の運転、保守、補修等
- ・ナトリウムに係わる安全対策
- ・ナトリウムに係わる法令・規則、規定等

読本の作成計画立案、具体的内容の検討等は、敦賀本部を含めナトリウムを取扱 う関係部代表者より構成し、大洗工学センター内に設置した「ナトリウム教育委員 会」において行った。また、各テーマの執筆は、関連部署の専門家が行った。

Sodium Technology Handbook

Sodium Technology Education Committee

Abstract

This document was published as a textbook for the education and training of personnel working for operations and maintenances of sodium facilities including FBR plants and those engaged in R&D activities related to sodium technology.

This handbook covers the following technical areas.

- Properties of sodium
- · Compatibilities of sodium with materials
- Thermalhydraulics and structural integrity
- · Sodium systems and components
- Sodium instrumentations
- Sodium handling technology
- · Sodium related accident evaluation and countermeasures for FBRs
- · Operation, maintenance and repair technology of sodium facilities
- · Safety measures related to sodium
- · Laws, regulations and internal rules related to sodium

The plannings and discussions of the handbook were made in the Sodium Technology Education Committee organized in O-arai Engineering Center consisting of the representatives of the related departments including Tsuruga headquarters. Experts in various departments participated in writing individual technical subjects.

ま	えがき・・・	
第	1章 ナト	、リウムの特性 ・・・・・・ 1.1-1
	1.1 物理	里的性質・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
	1.1.1	概要
	1.1.2	力学的性質
	1.1.3	熱物理的性質 I
	1.1.4	熱物理的性質Ⅱ
	1.1.5	電気的性質
	1.1.6	核的性質
	1.2 化学	≥的性質・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
	1.2.1	概要
	1.2.2	重要な反応
	1.2.3	重要元素の溶解度
	1.2.4	代表的なナトリウム化合物の性質
第	2章 ナト	ヽリウムと材料の共存性 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
	2.1 ナト	、リウム環境面での材料選択・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
	2.1.1	ナトリウムとの共存性・・・・・2.1-1
	2.1.2	構造材料および炉心構成要素材料・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
	2.2 金属	属材料のナトリウム腐食・・・・・2.2-1
	2.2.1	ナトリウム腐食機構と質量移行現象
	2.2.2	ナトリウム腐食と影響因子
	2.2.3	表面変質層の形成
	2.2.4	ナトリウム腐食速度評価式
	2.2.5	脱炭と浸炭
	2.3 ナト	、リウム環境下における機械的強度特性・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
	2.3.1	炉心材料の材料強度特性
	2.3.2	構造材料の材料強度特性

目

次

2	2.4.2	自己顧	塘着			•••••	 ••••••	 ·2.4	4-2
2	2.4.3	摩擦 ·	摩耗				 	 ·2.4	4-4
2.5	セラ	ラミック	ス等のナト	リウム腐食	2 • • • • • • •		 	 · 2.	5-1

	2.5.1	セラミックスの腐食特性
	2.5.2	表面硬化材の腐食特性
2.	6 ナト	リウム化合物環境下における材料腐食・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・2.6-1
	2.6.1	実機における高温溶融ナトリウム化合物腐食環境
	2.6.2	「NaFe 複合酸化型腐食」機構
	2.6.3	「溶融塩型腐食」機構
	2.6.4	NaFe 複合酸化型腐食速度
	2.6.5	溶融塩型腐食速度
2.	7 放射	性物質の挙動と被ばく低減・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
	2.7.1	放射性物質の生成と挙動の概要
	2.7.2	高速炉における放射性腐食生成物
	2.7.3	高速炉における放射性核分裂生成物
	2.7.4	高速炉におけるトリチウムの挙動
	2.7.5	放射性物質の低減・除去技術

第3章	ナトリウムの流動伝熱と構造健全性・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・3.1-1
3.1	ナトリウム冷却炉の流動伝熱設計・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
3.	1.1 冷却材としてのナトリウムの流動伝熱上の特徴
3.	1.2 ナトリウム冷却炉の主要な熱流動課題
3.2	戸心部熱流動の評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
3.	2.1 通常運転時燃料集合体圧力損失と温度分布
3.	2.2 自然循環など低流量時の熱流動(混合対流)3.2-4
3.	2.3 高燃焼度化に伴う燃料変形の影響
3.	2.4 局所流路閉塞
3.	2.5 沸騰現象
3.3	プレナム熱流動の評価・・・・・・
3.	3.1 原子炉冷却システム
3.	3.2 プレナム内熱流動現象·······3.3-1
3.	3.3 数値解析コード3.3-9
3.4	プラントシステム熱流動の評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
3.	4.1 プラントシステム熱流動解析の目的3.4-1
3.	4.2 プラントシステム熱流動解析手法
3.	4.3 プラントシステム熱流動解析例
3.5	自然循環による崩壊熱除去・・・・・・3.5-1
3.	5.1 崩壊熱除去の必要性と求められる機能3.5-1
3.	5.2 崩壞熱除去系
3.	5.3 自然循環

3.5.4	崩壊熱除去系の設計オプションと得失	
3.5.5	実機での自然循環試験と動特性コードによる評価	
3.5.6	炉内熱流動とその評価	
3. 5. 7	評価手法の開発と設計への反映	
3.6 熱応	力と構造健全性・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	· · · · · · · · · · · 3. 6–1
3.6.1	ナトリウム温度変動による熱応力と破損様式	
3.6.2	ナトリウム温度変動による熱応力計算と熱応力発生機構…	
3.6.3	構造物の強度と評価法	
3.6.4	実機熱応力評価例	
笛1音 十下	1) ウム系統設備を機関・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	· · · · · · · · 1 –1
	「ファートシステムとナトリウム系統設備・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	···· · · · · · · · · · · · · · · · · ·
4 1 1	高速炉の冷却材としてのナトリウム	
4. 1. 2	プラントシステム	
4, 1, 3	原子炉構造	
4. 1. 4	冷却系	
4.1.5	崩壞熱除去系	
4.1.6	ナトリウム補助系	
4.1.7	燃料取扱系	
4.1.8	原子炉格納施設	4.1-41
4.2 ナト	リウム機器・・・・・	4.2-1
4.2.1	原子炉構造機器	
4.2.2	冷却系機器	
4.2.3	純化系機器	
4.2.4	燃料取扱および貯蔵設備装置、機器	
4.2.5	供用期間中検査装置	
4.3 設計	上の考慮・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	•••••••4.3-1
4.3.1	気密の保持	
4.3.2	予熱、保温	
4.3.3	充填、ドレン	
4.3.4	蒸着	
4.3.5	熱応力、熱衝撃、熱膨張の吸収	
4.3.6	ラジオロジカル(核種と設計配慮)	
4.3.7	運転操作	
4.3.8	保守作業	
4.3.9	ナトリウム漏えい、火災およびナトリウムー水反応対策…	

第5	5章	ナト	リウム計装 ・・・・・ 5.1-1	
	5.1	概要		1
	5.2	プロ	セス計装・・・・・・5.2-	1
	5	. 2. 1	流量計測	2
	5	. 2. 2	液位計測	2
	5	. 2. 3	压力計測	8
	5	. 2. 4	温度計測	3
	5.3	監視	計装・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
	5	. 3. 1	ナトリウム漏えい検出	1
	5	. 3. 2	不純物計測	5
	5	. 3, 3	燃料破損位置決め計装	1
	5.4	特殊	計装・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1
	5	. 4. 1	ナトリウム透視装置	1
	5	. 4. 2	ポンプ軸変位計······5.4-:	5
	5	. 4. 3	燃料集合体出口流速計	6
	5	. 4. 4	炉内音響検出計	7

6.1 ナト	·リウム購入規格・・・・・・6.1-1
6.1.1	概要
6.1.2	購入規格
6.2 ナト	・リウム純度管理・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
6.2.1	純度管理の必要性
6.2.2	ナトリウムの純化
6.2.3	純化および純度測定機器
6.2.4	純化運転
6.2.5	カバーガスアルゴンの純度管理
6.2.6	純度管理実績6.2-3
6.3 ナト	・リウム分析技術・・・・・・6.3-1
6.3.1	サンプリング設備と方法6.3-1
6.3.2	分析方法
6.4 ナト	・リウム取扱技術・・・・・・6.4-1
6.4.1	輸送
6.4.2	貯蔵・保管
6.4.3	装置等への充墳
6.4.4	容器、タンク等への充填6.4-7
6.5 ナト	・リウムの処理技術・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・

ナトリウム洗浄処理の目的6.5-1	6.5.1
ナトリウム洗浄処理方法の種類6.5-1	6.5.2
被洗浄処理物と洗浄処理方法の選択6.5-4	6.5.3
ナトリウム洗浄処理方法6.5-4	6.5.4
ナトリウムの廃棄	6.5.5
洗浄処理廃液の処理	6.5.6

第7章 高速炉のナトリウムに係わる事故評価と対策・・・・・・・・・・・ 7.1-1

7.1 ナト	リウム漏えい事故・・・・・.7.1-1
7.1.1	ナトリウム漏えい形態と燃焼挙動
7.1.2	ナトリウム漏えいに伴うソースターム挙動7.1-12
7.1.3	解析モデルと計算コード
7.1.4	実機ナトリウム漏えい対策設備と事故後の対応7.1-24
7.1.5	実機安全評価における事故評価事例
7.2 ナト	リウムー水反応事故・・・・・.7.2-1
7.2.1	蒸気発生器伝熱管破損とナトリウムー水反応7.2-2
7.2.2	解析モデルと計算コード
7.2.3	実験例とその結果および計算コードとの比較7.2-23
7.2.4	実機ナトリウムー水反応対策設備と事故後の対応
7.2.5	実機安全評価における事故評価事例

8.1 ナト	リウム施設の運転・・・・・.8.1-1
8.1.1	ナトリウム施設の運転の特徴と概要
8.1.2	ナトリウム試験施設の運転
8.1.3	「常陽」の運転
8.1.4	「もんじゅ」の運転
8.2 ナト	リウム施設の点検・保守・・・・・.8.2-1
8.2.1	概要
8.2.2	ナトリウム機器の点検・保守
8.3 ナト	リウム施設の補修・改造・・・・・.8.3-1
8.3.1	概要8.3-1
8.3.2	「常陽」MK - Ⅲ改造工事8.3-1
8.3.3	大型機器の補修・改造
8.4 ナト	リウム施設、機器の解体・・・・・.8.4-1
8.4.1	概要
8.4.2	非放射性ナトリウム機器の解体

x	放射性ナトリウム機器の解	8.4.3 t
	性ナトリムに対する管理・・	8.5 放射性
	防護装備	8.5.1
	被ばく低減	8.5.2 褚

9 章	ナ	トリ	ウムに係わる安全対策・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 9.1-1
	9.1	ナト	、リウム施設の安全対策・・・・・.9.1-1
	9.	1.1	ナトリウム施設の設置に関する一般的要求事項9.1-1
	9.	1.2	ナトリウム装置の設計・製作
	9.	1.3	ナトリウム装置の運転管理
	9.	1.4	ナトリウム装置の保守・補修
	9.	1,5	緊急時の措置
	9.	1.6	安全に係わる教育・訓練
	9.2	ナト	、リウム火災対策・・・・・.9.2-1
	9.	2.1	ナトリウム火災対策の原則
	9.	2.2	ナトリウム火災消火
	9.	2.3	火災時の人体防護
	9.	2.4	爆発防護
	9.	2.5	消防の組織と教育訓練
	9.3	消火	、後の措置・・・・・・
	9.	3.1	消火の確認方法
	9.	3.2	再着火の防止(残渣表面の安定化)
	9.	3.3	ナトリウム燃焼残渣およびナトレックス消火剤の処理・処分9.3-6
	9.4	人体	5防護・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
	9.	4.1	人体への影響
	9.	4.2	防護具
	9.	4.3	救急処置
	9.5	事故	文例・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・
	9.	5.1	「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故9.5-1
	9.	5.2	「常陽」メンテナンス建家火災事故9.5-14
	9.	5.3	海外などのナトリウムに関する事故事例

第10章	ナト	リウムに係わる法令・規則、規定等・・・・・・・・・・・・10.1	1-1
10.1	概要		0.1-1
10.2	法令	·規則等・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	0.2-1
10.	2.1	消防法	0.2-1
10.	2.2	労働安全衛生法	0.2-8

	10.2.3	毒物および劇物取締法10.2-9
	10.2.4	水質汚濁防止法
	10.2.5	化学物質管理促進法(PRTR法)
	10.2.6	市町村火災予防条例
]	10.3 サイ	クル機構による規定等・・・・・10.3-1
	10.3.1	危険物災害予防規定
	10.3.2	化学物質管理規則
	10.3.3	リスクアセスメント運営管理規則10.3-2
	10.3.4	衛生安全管理規則
	10.3.5	防火管理規則
	10.3.6	事故対策規則
	10.3.7	毒物および劇物管理規則10.3-3
	10.3.8	原子炉施設保安規定
]	10.4 具体	的な安全活動に係わる実施要領・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・10.4-1
	10.4.1	消防法に基づく危険物の管理要領
	10.4.2	ナトリウム取扱作業要領
	10.4.3	ナトリウム取扱用防護具10.4-3
	10.4.4	リスクアセスメント実施要領
	10.4.5	化学物質安全取扱要領
	10.4.6	化学薬品取扱指針
]	10.5 ナト	リウムを取り扱う際の行政上の手順等・・・・・・・・・・・・・・・・10.5-1

- 添付資料1 表 5.4 Na 技術体系と教育レベル
- 添付資料2 単位換算表
- 添付資料3 ナトリウム技術教育・訓練用映像資料リスト

まえがき

核燃料サイクル開発機構(以下「サイクル機構」という。)は、前身の動力炉・核 燃料開発事業団の設立以来、高速増殖炉開発の一環としてナトリウム技術に関する 研究開発を進めてきた。その成果は高速実験炉「常陽」および高速増殖原型炉「も んじゅ」の設計、建設、運転、保守等に反映されるとともに、高速炉の実用化を目 指す研究開発にも大きく貢献している。

近年、高速炉開発の進展に伴う大型ナトリウム施設の廃止、技術者の世代交代、 基盤技術の高度化等の状況変化が生まれている。このため、これまでに大洗工学セ ンターを中心に蓄積してきたナトリウム基盤技術、「常陽」および「もんじゅ」の設 計・建設・運転、設計研究等で培ってきたナトリウムに関連する広範な知見や経験 を集大成し、技術の継承を図ることが極めて重要となっている。

このような状況の中で、平成 13 年 10 月に発生した「常陽メンテナンス建屋火災 事故」は、ナトリウムの取扱いに従事する者に対する体系的な教育・訓練と能力の 定量的な評価の必要性を再認識させる契機となった。この対応として、サイクル機 構内の重要課題を外部の専門家の指導の下に解決する指導会のテーマとしてナトリ ウム取扱教育・訓練体系と認定制度の整備が取り上げられ、指導会検討チームのも とで検討が精力的に進められた。その中でナトリウムに関する各種教育・訓練用資 料(テキスト)の充実・整備の必要性が求められた。「ナトリウム技術読本」(以下

「読本」という。)はそれらのテキストの中でもっとも重要なものであり、カバーす べきナトリウム技術体系を構成する技術項目(本読本の目次に記載された項目に相 当)や対象者の教育レベルについても検討の中で明確にされた¹⁾。

これを踏まえて、敦賀本部を含めナトリウムを取扱う関係部代表者により構成し、 大洗工学センター内に設置した「ナトリウム教育委員会」において、読本の作成計 画立案、具体的内容の検討等を行った。

読本の作成目的は以下のとおりである。

- 原子炉施設を含むナトリウム施設の運転・保守・改造工事などに従事する者 に対して、ナトリウムに関連する施設管理を確実に行うために必要な基本的知 見を提供する。
- ② 設計研究を含む研究開発に従事する者に対して、ナトリウム技術に関する基礎的かつ包括的な知見を提供する。

読本は、このような広範な業務に従事する者を対象にし、かつ対象者の技術レベル(基礎、応用、専門)に応じて必要な技術項目を選択して学習できるような構成になっている²⁾。技術項目と技術レベルの関係を巻末の添付資料1に示す。

ナトリウム取扱い作業の安全教育等を目的とした集合教育の実施に当たっては、 講師は受講対象者の業務や技術レベルに応じて適切な技術項目を選択して、読本を 参考にして OHP 資料等の教材を作成して教育を行うことができる。また、研究開発

に携わる者に対しては、必要な技術項目について自習するための基礎的なテキスト として活用することができる。

各技術項目に関する原稿は各部署の専門家が分担執筆し、それを事務局が調整・ 編集し、ナトリウム教育委員会において内容の検討を行った。さらに社内の有識者 による総合的な観点でのレビューを受けた。

なお、図表は既存のものが活用できる場合には、できる限りそれらを流用すると の方針を採用したため、SI単位を使用していないものもあるが、単位については巻 末の添付資料2に換算表を添付してあるので参照されたい。

今後、必要に応じて見直しを行い、増補あるいは改訂を行っていくものとする。

2005年3月

ナトリウム教育委員会

- 1) 指導会検討チーム: "ナトリウム取扱い教育・訓練体系及び認定制度の整備 最終報告書"、平成 15 年 3 月
- 2) 同上報告書"表 5.4 Na 技術体系と教育レベル"

第1章 ナトリウムの特性

1.1 **物理的性質** 1)·3) (注)

1.1.1 概要

本節では金属ナトリウムの基本的で重要な物理的性質について述べる。この中に は、密度や粘性係数等の力学的性質、熱伝導率や熱膨張係数等の熱物理的性質、電 気抵抗率やローレンツ数等の電気的性質および放射性同位元素や核反応断面積等の 核的性質が含まれる。

データの正確度は性質によって異なるが、大体のところ1%オーダのものが多いが、 密度や融点等のいくつかのデータの正確度はさらに高く 0.1%の範囲にある。他方、 蒸気や輸送特性等の場合には10%程度にもなり良いものではない。しかし工学的目 的には満足できるデータが得られている。

表 1.1-1 にナトリウムの物理的性質の概要を示す。

原子番号(atomic number)	11	
原子量 (atomic weight) (C=12とする)	22.9898	
天然同位体(natural isotope)質量数(mass number	;)	23
同位体存在比(isotopic abundance)		100%
0.025eV(熱)中性子までの吸収断面積		0.53 barn
(absorption cross section to 0.025eV (thermal) neu	utrons)	
同上全断面積(total cross section to 0.025eV neutron	ns)	3.9 barns
イオン化ポテンシャル (ionization potential)		5.12 volts
融点 (melting point)		97.82℃(208.1°F)
沸点 (boiling point)		881.4°C(1,618°F)
融解時の体積増加(volume increase on melting)		2.71%
融解熱(latent heat of fusion)		27.05 cal/g
沸点での蒸発潜熱		925.6 cal/g
(latent heat of vaporization at the boiling point)		
臨界温度(critical temperature)		2,733K (推定)
臨界圧 (critical pressure)		408 atm (推定)
臨界比容積(critical volume)	0.128cm ³ /gram-mol	
	(推定)	
密度(固体)(density (solid))	$20^{\circ}\!\mathrm{C}$	0.968 g/cm ³
	m.p.	0.951 g/cm ³ (推定)

表 1.1-1 ナトリウムの物理的性質の概要²⁾

(注)本節の内容は参考文献 1)による。文献 1)は文献 2)および文献 3)に基づき作成さ れている。

密		0.097 m/s m ³
名及(似体)(density(liquid))	m.p.	$0.927 \text{ g/cm}^{\circ}$
	400 C	0.856 g/cm ³
	$550^{\circ}\mathrm{C}$	0.820 g/cm ³
	b.p.	0.740 g/cm ³
比容積(飽和蒸気)(specific volume(saturated vapor))400℃	$3.8\! imes\!10^6\mathrm{cm^{3/g}}$
	$550^{\circ}\mathrm{C}$	$2.3\! imes\!10^5\mathrm{cm^{3/g}}$
	b.p.	$3.7 imes10^3\mathrm{cm^{3/g}}$
粘性係数(液体)(viscosity(liquid))	100°C	0.680 centipoise
	400°C	0.284 centipoise
	$550^\circ\!\mathrm{C}$	0.225 centipoise
	b.p.	0.149 centipoise
表面張力(surface tension)	m.p.	192 dynes/cm
	400°C	161 dynes/cm
	$550^\circ\!\mathrm{C}$	146 dynes/cm
	b.p.	113 dynes/cm
電気抵抗率(固体)(electrical resistivity (solid))	20°C	4.69 $\mu \Omega \mathrm{cm}$
	m.p.	6.6 μΩcm (推定)
【電気抵抗率(液体)(electrical resistivity (liquid))	m.p.	9.64 $\mu \Omega \mathrm{cm}$
	400°C	$22.14~\mu~\Omega~{ m cm}$
	$550^\circ\!\mathrm{C}$	$29.91~\mu~\Omega\mathrm{cm}$
	b.p.	$52.87~\mu~\Omega\mathrm{cm}$
「熱伝導率(固体)(thermal conductivity (solid))	$20^{\circ}\!\mathrm{C}$	1.323 W/cm-°C
	m.p.	1.193W/cm- °C (推
		定)
「熱伝導率(液体)(thermal conductivity(liquid))	m.p.	0.870 W/cm-°C
	400°C	0.722 W/cm-°C
	$550^\circ\!\mathrm{C}$	0.648 W/cm-℃
	b.p.	0.486 W/cm-℃
比熱 (固体) (specific heat (solid))	20°C	0.480 cal/g-°C
	m.p.	0.515 cal/g-℃
比熱(液体)(specific heat (liquid))	m.p.	0.331 cal/g-℃
	400°C	0.305 cal/g-℃
	$550^\circ\!\mathrm{C}$	0.300 cal/g-℃
	b.p.	0.307 cal/g-°C
比熱 (蒸気) (specific heat (vapor))	b.p.	0.65 cal/g-°C

表 1.1-1 ナトリウムの物理的性質の概要(続き)

(注) m.p.:融点、b.p.:沸点

JNC TN9410 2005-011

1.1.2 力学的性質

(1) 密度 (density)

<u>固体ナトリウム</u>の密度に対する実験式は次式(Garelis と Thomson による) によって与えられる。

$$\rho (g/cm^{3}) = 0.9725 - 20.11 \times 10^{-5} t - 1.5 \times 10^{-7} t^{2}$$
(1.1-1)

ここで t は℃で、この式は 0℃から 96.6℃の温度範囲で±0.0003g/cm³の誤差の範 囲で正しく、-30℃から融点(97.82℃)まで外挿しても充分に正確である。また融 点における体積膨張係数は 2.71%である。

<u>液体ナトリウム</u>の密度に関しては多くの研究が行われてきた。これ等の研究は 260℃以下では良い一致を示しているが、それより高温では研究者によるデータの食 い違いが目立ってくる。ここでは液体ナトリウムの密度の実験式として、次式(Stone によるもので、高温部の測定の信頼度が高く、また低温部では他の研究者のデータ を含めて適合を図っている。)を推奨する。

 $\rho (1b/ft^3) = 59.566 - 7.9504 \times 10^{-3}t - 0.2872 \times 10^{-6}t^2$

 $+0.0603 \times 10^{-9} t^{3}$ (1.1-2)

ここで、tは °F で 208 °F \leq t \leq 2,500°F である。

 ρ (g/cm³) = 0.9501 - 2.2976 × 10⁻⁴t - 1.460 × 10⁻⁸t²

 $+5.638 \times 10^{-12} t^{3}$ (1.1-3)

ここで、tは℃で 98℃≦t≦1,370℃である。

これに基づき図 1.1-1 と表 1.1-2 に液体ナトリウムの密度のグラフと値を示す。



1.1 - 4

Tem	Temperature		sodium	
°C	°F	g / cmỉ	1 b / f t ³	
50	122		1	
100	212	0.9269	57.87	
150	302	0.9153	57.14	
200	392	0.9036	56.41	
250	482	0.8918	55.68	
300	572	0.8800	54.94	
350	662	0.8681	54.20	
400	752	0.8562	53.45	
450	842	0.8442	52.71	
500	932	0.8322	51.96	
550	1,022	0.8202	51.21	
600	1,112	0.8082	50.45	
650	1,202	0.7961	49.70	
700	1,292	0.7840	48.95	
750	1,382	0.7719	48.19	
800	1,472	0.7598	47.43	
850	1,562	0.7477	46.68	10
900	1,652	0.7356	45.17	
950	1,742	0.7234	45.17	
1,000	1,832	0.7113	44.41	
1,050	1,922	0.6992	43.65	
1,100	2,012	0.6872	42.90	
1,150	2,102	0.6751	42.15	
1,200	2,192	0.6631	41.40	<i>.</i>
1,250	2,282	0.6511	40.64	
1,300	2,372	0.6391	39.90	
1,350	2,462	0.6272	39.15	
1,500	2,732	0.5916	36. 93 ₁	
1,700	3,092	0.5450	34.02 E	xtrapolate
1,900	3,452	0.4996	31.19	
2,000	3,812	0.4773	29.80 ^J	

表 1.1-2 液体ナトリウムの密度(ρ)の温度依存性 2)

(2) 粘性 (viscosity)

流体の粘性とは流体のせん断あるいはねじり変形に対する抵抗の尺度で、流れに 対する抵抗として現れる。絶対(あるいは力学的)粘性係数(absolute viscosity or dynamic viscosity) η は、せん断応力 F/A と流体(境界層)中の速度勾配 u/h の比 として定義される。ここで、u:速度、h:距離である。

??
$$\frac{F/A}{u/h}$$
 (g/(cm-s) $\pm t$ t poise) (1.1-4)

絶対粘性係数を密度で除したものを動粘性係数(kinematic viscosity) vと称する。

$$\nu = \eta / \rho \quad (\text{cm}^2/\text{sec} \neq \hbar \text{tk stokes}) \tag{1.1-5}$$

液体金属の流れに関するほとんどすべての実際的な目的にとって、絶対粘性係数の圧力依存性は無視できるので、ここでは、vの温度依存性についてのみ論ずる。 なお通常使用される単位は η に対してセンチポアズ (centipoise)、vに対してはセ ンチストークス (centistokes) である。

<u>液体ナトリウムの粘性率</u>について数多くの測定が行われており、測定方法として 球殻振動法 (oscillating sphere method)、シリンダ振動法 (oscillating cylinder method)、毛細管流動法(capillary-flow method) が用いられてきた。

粘性の温度依存性は次式(Andrade による)により表される。

$$\eta \mathbf{v}^{1/3} = A \mathbf{e}^{C/vT}$$
 (1.1-6)

ここで、v:絶対温度Tにおける比容積(specific volume)(密度の逆数)、A、C: 物質固有の定数。この式は、粘性はせん断応力を解消するのに必要な立体配置の変 化を引き起こすに充分なエネルギーを有する分子あるいはイオンの数に、逆比例す るという事実から導き出されている。測定の結果からA、Cは次のとおりである。

	500℃以下	500℃以上
А	$0.1235 ~\pm~ 0.0018$	$0.0851~\pm~0.003$
С	$697~\pm~9$	$1,040 \pm 19$

従って η の温度依存式は、500℃以下と以上で分けて各々次式によって与えられる。 500℃以下で

$$\eta = (0.1235 \pm 0.0018) \ \rho^{1/3} \exp[(697 \pm 9) \ \rho /\mathrm{T}]$$
(1.1-7)

ただし、標準偏差 $\sigma = 0.0065 センチポアズ$ 500℃以上で $\eta = (0.0851 \pm 0.0013) \rho^{1/3} \exp[(1,040 \pm 19) \rho/T]$ (1.1-8)

ただし、標準偏差
$$\sigma = 0.0035$$
 センチポアズ、 η はセンチポアズ、 ρ は g/cm³、T は K である。

これ等に基づき図 1.1-2 および表 1.1-3 に液体ナトリウムの絶対粘性係数と動粘性係数のグラフと値を示す。



図 1.1-2 液体ナトリウムの絶対粘性係数(η)と動粘性係数(ν)の温度依存性²⁾

Temperature		Liquid	l sodium
°C	°F	Centipoise	Lb/ft-hr
50	122	ale - Sela - Sela IS. Sela managina - Senada S	- 1997), 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 197 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979 - 1979
100	212	0.6802	1.6454
150	302	0.5415	1.3099
200	392	0.4519	1.0932
250	482	0.3900	0.9435
300	572	0.3450	0.8347
350	662	0.3110	0.7525
. 400	752	0.2845	0.6884
450	842	0.2633	0.6370
500	932	0.2460	0.5950
550	1,022	0.2245	0.5431
600	1,112	0.2075	0.5021
650	1,202	0.1933	0.4678
700	1,292	0.1813	0.4387
750	1,382	0.1710	0.4138
800	1,472	0.1621	0.3922
850	1,562	0.1543	0.3733
900	1,652	0.1474	0.3567
950	1,742	0.1413	0.3418
1,000	1,832	0.1358	0.3285
1,050	1,922	0.1308	0.3165
1,100	2,012	0.1263	0.3057
1,150	2,102	0.1222	0.2957
1,200	2,192	0.1185	0.2866

表 1.1-3(1) 液体ナトリウムの絶対粘性係数(η)の温度依存性 2)

Temperature		Liquid	sodium
°C	°F	Centistoke	Ft ² /hr
50	122		
100	212	0.7338	0.02843
150	302	0.5916	0.02292
200	392	0.5001	0.01937
250	482	0.4373	0.01694
300	572	0.3921	0.01519
350	662	0.3583	0.01388
400	752	0.3323	0.01287
450	842	0.3119	0.01208
500	932	0.2955	0.01145
550	1022	0.2737	0.01060
600	1112	0.2568	0.00995
650	1202	0.2429	0.00941
700	1292	0.2313	0.00896
750	1382	0.2216	0.00859
800	1472	0.2134	0.00827
850	1562	0.2064	0.00800
900	1652	0.2004	0.00776
950	1742	0.1953	0.00756
1000	1832	0.1909	0.00740
1050 [°]	1922	0.1871	0.00725
1100	2012	0.1838	0.00712
1150	2102	0.1811	0.00702
1200	2192	0.1787	0.00692

表 1.1-3(2) 液体ナトリウムの動粘性係数 (ν)の温度依存性 2)

<u>ナトリウム蒸気の粘性</u>に関する情報はわ ずかしかない。ナトリウム蒸気の粘性に対 しては、ここでは Stefanov の値を推奨する。 その値を、他の研究者の結果と併せて図 1.1-3 に示すが、ここには単量体の場合の曲 線と飽和蒸気に対する曲線が含まれている。

(3) 圧縮率 (compressibility) および音 速 (sonic velocity)

<u>液体ナトリウムの断熱圧縮率</u>(adiabatic compressibility) ks が、1 気圧下での音速 測定から次式により得られる。

$$ks = 1/(\rho c^2)$$

ここで、ρ:密度、c:音速

断熱圧縮率と等温圧縮率(isothermal compressibility)の関係は次式で与えられる。

$$k_{\rm T} - k_{\rm S} = T \beta^2 / (\rho C_{\rm P})$$
 (1.1-10)

ここで、 k_T :等温圧縮率 (cm²/dyne)、ks:断熱圧縮率 (cm²/dyne)、T:絶対温度 (K)、 β :体膨張係数 (1/K)、 ρ :密度 (g/cm³)、Cp:定圧比熱 (ergs/g-K)

表 1.1-4 にこれ等の値の結果を示す。

<u>液体ナトリウムに対する音速</u>は次式により与えられる。

c(m/sec) = 2,578-0.52t (t:℃) (1.1-11) 融点での音速は 2,527±5m/s である。

Temperature		k_{s} , 10 ⁻¹²	k $_{\rm T}$, 10 $^{-12}$	
°C	°F	cm²∕dyne	cm ² ∕dyne	
100	212	16.90	18.61	
200	392	18.08	21.72	
300	572	19.37	24.65	
400	752	20.79	27.59	
500	932	22.37	30.69	
600	1,112	24.10	33.97	
700	1,292	26.02	37.24	

表 1.1-4 ナトリウムの圧縮率の温度依存性²⁾



図 1.1-3 ナトリウム蒸気の絶対粘

性係数(v)の温度依存性²⁾

(1.1-9)

(4) 表面張力(surface tension) およびヌレ特性(wetting characteristics)

液体金属も含めてすべての液体は凝集力(cohesion)あるいは付着力(adhesion) といった性質を持っている。これらはいずれも分子間引力によってもたらされる。 凝集力は引張り応力に対する液体の抵抗を生じさせ、付着力は他の物体への付着を もたらす。表面張力は液体表面の流体粒子の凝集力によって生ずる。毛細管現象は 固体壁上の液体表面を押し下げるか上昇させるが、これは凝集力と付着力の双方に よって引き起こされる現象である。図にこれ等を模式的に示す。凝集力が優る場合 には、液体表面は接触点で押し下げられる(左図)。反対に付着力が凝集力に優る場 合、液体は固体表面をぬらし接触点で上昇する(中図および右図)。なお、右図は管 径が大きい場合で、この場合は付着力の影響が相対的に小さくなる。



NONWETTING

毛細管現象

液体ナトリウムは温度および壁材質によってヌレ性を示したり示さなかったりす

WETTING

る。毛細管の上昇あるいは下降高さ h は次式 で表される。

$$h = 2 \sigma / [(\gamma_1 - \gamma_2)r] \qquad (1.1-12)$$

ここで、 σ :表面張力、 \mathbf{r} =メニスカスの頂 上または底部における曲率半径、 γ_1 :メニス カス下部の液体の比重、 γ_2 :メニスカス上部 の流体の比重(気体でも他の液体でもよい)

表面張力の測定にとって特に重要なのは何 等かの不純物の存在である。これらは表面張 力を著しく変化させる。表面張力に対して最 も普通に用いられる単位は dynes/cm である が、これは $ergs/cm^2$ と等価である。後者の単 位は σ が表面エネルギーであることを強調し たい場合に用いられる。

液体ナトリウムに対して推奨されている式 は、



図 1.1-4 液体ナトリウムの表面 張力(σ)の温度依存性²⁾

$$\sigma$$
 (dynes/cm) = 206.7 - 0.10t (t : °C) (1.1-13)

である。図 1.1-4 に表面張力の温度依存性をグラフにして示す。

多くの金属は液体ナトリウムによるヌレに対して臨界温度を示す^{2),3)}。この臨界温 度以上ではナトリウムによるヌレが容易に起こるが、それ以下ではヌレはゆっくり としか起こらずほとんどヌレ難い。ヌレ特性は金属表面の酸化膜とナトリウムとの 反応に関連づけられ、ナトリウム中の不純物(酸素)濃度の影響を受ける。純金属 の表面でナトリウムの純度が高い場合は直ちにヌレる。鉄、クロム、ニッケル等の 場合はこれら金属表面の酸化皮膜はナトリウムにより還元され表面は清浄となるの で、ナトリウムによって容易にヌレることができる。これらの金属のヌレ臨界温度 は、各々約 140℃、190℃、>160℃である。臨界温度以上では酸化皮膜がナトリウ ムによって還元される。クロムの場合は亜クロム酸ナトリウム(NaCrO₂=Na₂O・ Cr₂O₃)が形成され、これがヌレを決めていると考えられる。ステンレス鋼のヌレ温 度は>200℃である。またグラファイトはナトリウムの融点よりわずかに高い温度で もヌレる。ガラスは 306℃以上でヌレる。

1.1.3 熱物理的性質(thermophysical properties) I

(1) 融点 (melting points)

1 気圧下でのナトリウムの融点の推奨値 (Evansによる)は、97.82℃(208.1°F)で あり、これは実際的には 3 重点 (triple point)でもある。図 1.1-5 に圧力と融点の 関係をグラフで示す。1 気圧下での融点に おける体積変化率は+2.71%である。また その融解熱は $L_f = 27.05 cal/g = 621.8 cal/mol である。$

(2) 沸点 (boiling points)

1 気圧下でのナトリウムの沸点 (normal boiling points) の推奨値(Stone および Makansiによる)は、881.4±0.6℃(1,618.6 ±1°F) である。1 気圧下での蒸発熱は Lv =0.9256kcal/g=21.280kcal/mol である。



(3) 熱膨張 (thermal expansion)

温度による線膨張(linear expansion)および体積膨張(volumetric expansion) は密度の温度変化の逆数と関連づけられる。

<u>固体ナトリウムの線膨張</u>は次式で表される。

$$? = ?_{\circ} (1 + 6.893 \times 10^{-5} t + 0.63 \times 10^{-7} t^2)$$
(1.1-14)

ここで、?:温度 t℃での長さ、?。:0℃での長さ

従って線(熱)膨張係数 (linear expansion coefficient : $\alpha = (1/?)(d?/dt)$) は大 よそ $\alpha = 6.893 \times 10^{-5}$ C である。

ここで、V:温度 t℃での体積、V。:0℃での体積

従って体膨張係数(volumetric expansion : $\beta = (1/V)$ (dV/dt))は、 $\beta = 2.418 \times 10^{-4}$ /℃で α の約 3 倍である。

(4) 熱伝導率 (thermal conductivity)

熱伝導率 k は物体を流れる熱流束密度と物体中の温度差の間の比例係数で、温度 勾配 dT/dx のもとで面積 A を単位時間当たり通過する熱伝導量を g とすると、

$$q??kA\frac{dT}{dx}$$
(1.1-16)

となる。ここで T は温度、x は A に垂直で熱の流れに沿って測られる距離である。 従って k の単位は W/cm-℃である。

<u>固体ナトリウムの熱伝導率</u>に対する推奨式(Thomson による)は次式で与えられる。

$$k (cal/s - cm - C) = 0.324 - 0.00040t (t : C)$$
 (1.1-17)

あるいは

$$k (W/cm^{\circ}C) = 1.356 - 0.00167t (t : ^{\circ}C)$$
 (1.1-18)

<u>液体ナトリウムの熱伝導率</u>に対する推奨式(Thomson による)は次式で与えられる。

$$k (cal/s-cm-C) = 0.2166 - 1.16 \times 10^{-4}t \qquad (t : C) \qquad (1.1-19)$$

あるいは

$$k(W/cm^{\circ}C) = 0.907 - 4.85 \times 10^{-4}t$$
 (t : °C) (1.1-20)

$$1.1 - 13$$

これらに基づく熱伝導率の値とグラフを表 1.1-5 と図 1.1-6 に示す。

Tem	perature	Li	quid sodium
°C	°F	W∕cm−°C	Btu∕ft-hr-°F
50	122		
100	212	0.869	50.2
150	302	0.844	49.8
200	392	0.820	47.4
250	482	0.796	46.0
300	572	0.771	44.5
350	662	0.747	43.1
400	. 752	0.722	41.7
450	842	0.698	40.3
500	932	0.673	38.9
550	1,022	0.649	37.5
600	1,112	0.624	36.1
650	1,202	0.560	34.6
700	1,291	0.576	33.2
750	1,381	0.550	31.8
800	1.471	0.526	30.4
850	1,562	0.502	29.0
900	1,652	0.477	27.6

表 1.1-5 液体ナトリウムの熱伝導率(k)の温度依存性 2)



図 1.1-6 液体ナトリウムの熱伝導率(k)の温度依存性²⁾

(5) 熱容量(heat capacity)および比熱 (specific heat)

任意のシステムの温度を1Cだけ上げるのに必要な熱量が熱容量で、物質 1g 当たりの熱容量が比熱と呼ばれている。物質の重量を 1 モルに取ればモル比熱 (molar heat capacity) と呼ばれる。比熱は圧力と比容積に依存するから、通常定圧比熱 C_P と定容比熱 C_V に区別する。比熱の単位は cal/g-Cである。

固体ナトリウムの比熱には次式により与えられる。

$$C_{P} (cal/g \ C) = 0.2865 + 1.551 \times 10^{-4} t + 0.2516 \times 10^{-5} t^{2} (t \ C)$$
(1.1-21)

液体ナトリウムの比熱には次式(Ginnings による)が推奨される。

 $C_P(cal/g^{\circ}C) = 0.34324 - 1.3868 \times 10^{-4}t + 1.1044 \times 10^{-7}t^2 (t; C) (1.1-22)$

これらに基づく比熱の温度依存性を図 1.1-7 と図 1.1-8 に示す。 定圧比熱と定容比熱の関係は次式で与えられる。

$$C_{\rm P}/C_{\rm V} = k_{\rm S}/k_{\rm T}$$
 (1.1-23)

ここで、ks:断熱圧縮率、kr:等温圧縮率((1.1-9)式および(1.1-10)式参照)



図 1.1-7 温度依存性 2)



(6) 融解熱

1気圧下でのナトリウムの融解熱はL_f=27.05cal/g=621.8cal/mol である。

1.1.4 熱物理的性質(thermophysical properties) Ⅱ

(1) 臨界定数 (critical constants)

臨界点における温度、圧力、モル体積をそれぞれ臨界温度(Tcr)、臨界圧力(Pcr)、 臨界体積(Vcr)という。これらの値は臨界定数と呼ばれ、各物質に特有なものである。 臨界温度は気体を液化し得る最高の温度、臨界圧力は臨界温度で気体を液化させる のに必要な最小の圧力である。臨界温度以上では気相と液相の間の明確な区別はな くなる。

何人かの研究者による代表的なナトリウムの臨界定数の値を表 1.1-6 に示す。

		Soc	liun	n	
Critical	temp.(Ter), °K				
Miller	[206]	2733	±	40	
Dillon	[210]	2573	‡	350	
Morris	[207]	2800			
Gross	[208]	2780	±	300	
Critical	pressure (P.,), atm				
Miller		408			
Dillon		350	±	70	1
Morris		510			
Grosse		490	±	49	
Critical	volume (V₀r), cm²∕gram mole				
Miller		0.126			
Dillon		0.116	±	0.023	
Morris		0.150			
Grosse		0.127			

表 1.1-6 ナトリウムの臨界定数の推定値の比較 2)

(2) 熱拡散率 (thermal diffusivity)

物質の熱拡散率は熱伝導率の体 積熱容量に対する比として定義さ れる。

$$\alpha = k/(\rho C_p)$$
 (1.1-24)

ここでkは熱伝導率、ρは密度、 Cpは定圧比熱である。従ってこれ は物質の伝熱による熱の散逸傾向 を熱保持能に比べて表す尺度であ る。

<u>液体ナトリウムの熱拡散率</u>の温 度依存性を図 1.1-9 にグラフで示 す。



図 1.1-9 液体ナトリウムの熱拡散率(α)の 温度依存性²⁾

(3) プラントル数 (Prandtl number)

プラントル数は流体に特有な無次元量であり、動粘性係数の熱拡散率に対する比 として定義される。

$$\Pr = \nu / \alpha$$

(1.1-25)

これは熱伝導に比べた時の乱流熱伝達(渦熱伝達)の重要性の程度を表している。 液体金属の場合は熱伝導率が大きいので、プラントル数は1より小さくなる。

表 1.1-7 に<u>液体ナトリウムのプラントル数</u>の値を温度の関数として示す。値は非常 に小さく概ね 1/1,000 の桁である。ナトリウムの場合は、水と比べて乱流熱伝達はほ ぼ同程度であるが、これに格段に大きな熱伝導の寄与が加わっていかに大きな熱伝 達能を有することになるか分かる。<u>ナトリウム蒸気のプラントル数</u>は 0.8 のオーダ である。これは温度、圧力によりそれ程変化しない。また空気等他の気体のそれと 同等である。

Temperature		mperature Prandtl number		
°C	°F	Na	К	NaK-78
100	212	0.0108	0.0073	0.0211
200	392	0.0074	0.0054	0.0133
300	572	0.0058	0.0046	0.0098
400	752	0.0050	0.0041	0.0078
500	932	0.0046	0.0037	0.0064
600	1,112	0.0042	0.0036	0.0057
700	1,292	0.0040	0.0035	0.0052
800	1,472	0.0039	0.0036	0.0051
900	1,652	0.0040	0.0037	

表 1.1-7 液体ナトリウムのプラントル数の温度依存性 2)

(4) エンタルピー (enthalpy) およびエントロピー (entropy)

固体ナトリウムに対するエンタルピーは次式で与えられる。

$$Hc - H_{0C} = 1.19926t + 3.247 \times 10^{-4} t^2 + 3.510 \times 10^{-6} t^3$$
(1.1-26)

ここで、H: joules/g、t: \mathbb{C} 、H_{oc} = 0 \mathbb{C} の固相のエンタルピーで、以下同様である。

液体ナトリウムに対するエンタルピーは次式で与えられる。

$$\begin{split} \mathrm{H_{?}-H_{0C}} &= 98.973 \pm 1.436744 \mathrm{t} - 2.90244 \times 10^{-4} \mathrm{t}^{2} \pm 1.54097 \times 10^{-7} \mathrm{t}^{3} \\ &\pm 24,000 \mathrm{e}^{-13,600} / (\mathrm{t} \pm 273) \end{split}$$

1.1 - 18

<u>固体ナトリウムに対するエントロピー</u>は次式で与えられる。

$$S_{\rm C} - S_{\rm 0C} = 4.16241 \log (t+273) - 5.1036 \times 10^{-3} (t+273) + 5.2656 \times 10^{-6} (t+273)^2 - 9.14016$$
(1.1-28)

ここで、S: joules/g-℃、t: ℃、S_{0C}: 0℃の固相のエントロピーで、以下同様である。

液体ナトリウムに対するエントロピーは次式で与えられる。

$$\begin{split} \mathrm{S}_{?} - \mathrm{S}_{0\mathrm{C}} &= 3.7526 \log \ (\mathrm{t} + 273) \ - 8.3303 \times 10^{-4} \ (\mathrm{t} + 273) \\ &+ 2.3112 \times 10^{-7} \, (\mathrm{t} + 273)^{2} - 8.67398 \ (1.1 - 29) \end{split}$$

原子炉の熱出力の定義は、通常その出入口のエンタルピー差で与えられるので重 要である。

(5) 飽和蒸気圧 (saturation vapor pressure)

ナトリウムの飽和蒸気圧は常用対数を用いて次式で与えられる。

沸点 (881.4℃) (normal boiling point) まで; log Ps (atm) = 6.354-5,567/T-0.5 log T (T:K) (1.1-30)

沸点以上;

$$\log Ps$$
 (atm) = 6.6808 - 5.544.41/T - 0.16344 $\log T$ (T : K) (1.1-31)

これらに基づき飽和蒸気圧の温度依存性をグラフにして図 1.1-10 に示す。



図 1.1-10 ナトリウム飽和蒸気圧(Ps)の温度依存性²⁾

(6) ナトリウム蒸気の比熱

1気圧下での定圧比熱は次式で与えられる。

$$C_{P}(Btu/1b^{\circ}F) = 0.21598 + 6.053e^{-37,280/T} (T: \circ R)$$
(1.1-32)

ここで、•R は•F で表した絶対温度である。 これに基づく比熱の温度依存性を図 1.1-11 にグラフで示す。



図 1.1-11 ナトリウム蒸気の比熱(Cp)の温度依存性 2)

(7) ナトリウム蒸気のビリアル方程式 (virial equations)

ナトリウム蒸気の実在気体の状態方程式はビリアル形式で次式に表される。

 $\rho V/(RT) = 1 + B/V + C/V^2 + D/V^3$

(1.1-33)

 $\sub \sub \vec{c}, T: K, V: cm^3/gram atom (monomer)$

および B (cm³/gram atom) = -0.1282×10^{-5} T exp (8,641/T)

- C (cm⁶/gram atom²) = $0.3899 \times 10^{-2} exp$ (13,865/T)
- D (cm⁹/gram atom³) = $-0.01301 \exp(17,319/T)$

(8) 蒸発熱 (heat of vaporization)

ナトリウムの蒸発熱は次式で与えられる。

$$\Delta H_{v} = Ps\left(\left(\frac{22,982}{T} - 0.61344\right)\left(V_{s}^{g} - V_{s}^{l}\right)\right)$$
(1.1-34)

ここで、V^g、V⁰: それぞれガス相および液相の比容積。これらは(1.1-33)式および(1.1-3)式から求めることができる。

1.1.5 電気的性質 (electrical properties)

(1) 電気抵抗率 (electrical resistivity)

1.1-21

電気抵抗率は物体の単位断面積と単位長さ当たりの電気抵抗である。単位は(Ω cm) (ohm-centimeter)が普通用いられる。金属のような良電気伝導体の場合は μ Ω cm が適当である。電気抵抗率の逆数は電気伝導率(electrical conductivity) で、単 位は (Ω cm)⁻¹あるいは mho/cm が用いられる。

固体ナトリウムの電気抵抗率は次式で与えられる。

$$r_{\rm S}(\mu \ \Omega \ {\rm cm}) = 4.290 + 1.993 \times 10^{-2} {\rm t} + 9.848 \times 10^{-6} {\rm t}^2 \qquad ({\rm t}: \ {}^{\circ}{\rm C}) \quad (1.1-35)$$

電気抵抗率は融点で固体状態か液体状態かで不連続的に上昇する。固体ナトリウ ムの電気抵抗率の温度依存性のグラフを図 1.1-12 に示す。

液体ナトリウムの電気抵抗率は次式で与えられる。

$$\mathbf{r}_{?}$$
 ($\mu \ \Omega \ \mathrm{cm}$) = 7.756 + 2.054 × 10⁻²t

 $+3.481 \times 10^{-5} t^2$ (t : °C) (1.1-36)

液体ナトリウムの電気抵抗率の温度依存性の値とグラフを表 1.1-8 と図 1.1-13 に示 す。



図 1.1-12 固体ナトリウムの電気抵抗率 図 1.1-13 液体ナトリウムの電気抵抗率 (rs)の温度依存性²⁾



(r₂)温度依存性²⁾

Temperature		Liquid sodium	
ĩ	°F	μΩcm	μΩin.
50	122		
100	212	9.72	3.82
150	302	11.58	4.56
200	392	13.51	5.32
250	482	15.52	6.11
300	572	17.61	6.93
350	662	19.81	7.80
400	752	22.13	8.71
450	842	24.58	9.67
500	932	27.17	10.69
550	1,022	29.91	11.77
600	1,112	32.81	12.92
650	1,202	35.90	14.13
700	1,292	39.17	15.42
750	1,382	42.65	16.79
800	1,472	46.35	18.24
850	1,562	50.27	19.79
900	1,652	54.44	21.43
950	1,742	58.86	23.17
1,000	1,832	63.54	25.01
1,050	1,922	68.50	26.97
1,100	2,012	73.76	29.04
1,150	2,102	79.32	31.22
1,200	2,192	85.19	33.54

表 1.1-8 液体ナトリウムの電気抵抗率(r₂)の温度依存性²⁾

(2) ローレンツ数 (Lorenz number)

Wiedemann-Franz-Lorenz の法則により、与えられた温度のもとで金属の電気伝 導率と熱伝導率は比例する。

$$k = LT/r$$

(1.1-37)
ここで、r:電気抵抗率、k:熱伝導率 T:絶対温度。比例係数Lがローレンツ数 と呼ばれる。これは電気抵抗率から熱伝導率を推定するのに有用である。この方法 は約900℃の温度まで±5%の範囲で妥当である。実験的に求められたナトリウムの ローレンツ数は次のとおりである。

$$L = (2.32 \pm 0.05) \times 10^{-8} \quad (W\Omega/K^2) \tag{1.1-38}$$

(3) 透磁率 (magnetic permeability) および磁化率 (magnetic susceptibility)

物質の絶対透磁率 μ は、磁気誘導 B および磁場の強さ H を用いて μ = B/H で表される。無次元の相対透磁率 μ_r は、真空中の絶対透磁率を μ_0 とすると μ_r = μ/μ_0 である。 μ は国際単位では $4\pi \times 10^{-7}$ volt-sec/amp-m で、cgs 単位では 1.39×10^{-20} sec²/cm² である。 $k_m = \mu_r - 1$ は磁化率と呼ばれる。 $\chi = k_m / \rho$ は比磁化率と称する。 実際的にはほとんどの場合、アルカリ金属の透磁率は μ_0 に等しいと見なしてよい。

ナトリウムは常磁性体であるから、ある与えられた磁場の強さのもとでは、ナト リウム中の磁気誘導は真空中よりわずかではあるが大きい。しかしながらごくわず かでも強磁性体物質が混じっているとナトリウムの値を正確に測ることは困難であ

る。例えばナトリウム中の通常の 不純物である酸素の磁化率は 3,380×10⁻⁶cm³/gであり、液体状 態のナトリウムの約 5,000 倍にも なる。従ってナトリウムの磁化率 の正確な測定は、いかにして純粋 なナトリウム試料を得られるかど うかにかかっている。表 1.1-9 にナ トリウムの磁化率を示す。

表 1.1-9 ナトリウムの磁化率の温度依存性 2)

	Sodium			
t, ℃	x, 10 ⁻⁶ cm³∕g			
30	0.600			
65	0.604			
95	0.605			
110	0.600			
150	0.612			
190	0.615			
250	0.620			

(4) 磁気プラントル数

(magnetic Prandtl number)

電磁流体 (magnetohydrodynamic flow : MHD) に対しては、磁気プラントル数 β が重要となる。これは $\beta = \mu \sigma \nu \sigma$ 、ここで μ は透磁率でナトリウムの場合 $\mu \sim \mu_0$ である。また σ は電気伝導率、 ν は動粘性係数である。液体ナトリウムの磁気プラントル数を表 1.1-10 に示す。

Temp	oerature	
°C	°F	Sodium
50	122	
100	212	9.485
150	302	6.418
200	392	4.651
250	482	3.541
300	572	2.797
350	662	2. 272
400	752	1.886
450	842	1.594
500	932	1.367
550	1,022	1.150
600	1,112	0.983
650	1,202	0.850
700	1,292	0.742
750	1,382	0.652
800	1,472	0.578
850	1,562	0.515
900	1,652	0.462
950	1,742	0.417
1,000	1,832	0.377
1,050	1,922	0.343
1,100	2,012	0.313
1,150	2,102	0.286
1,200	2,192	0.263

表 1.1-10 ナトリウムの磁気プラントル数の温度依存性²⁾

1.1.6 核的性質 (nuclear properties)

(1) 放射性同位元素(radioactive isotopes)

ナトリウムは原子番号 11 で、原子量 22.9898(¹²C=12 とした時)の天然に唯一 の安定同位元素を有する。またイオン化ポテンシャルは 5.12 ボルトである。表 1.1-11 にナトリウムの放射性同位元素を示す。

(2) 核反応 (nuclear reactions)

中性子によるナトリウムの核反応を表 1.1-12 に示す。原子炉中での生成放射能は 中性子スペクトルに依存している。単純な中性子捕獲(n、 γ)による ²⁴Na の生成 の他に、(n、2n)、(n、p)、(n、 α)反応により ²²Na、²³Ne、²⁰F が生成される。²⁴Na 生成以外のこれらの反応は、高速中性子により誘起される。

高速炉の冷却材ナトリウムの誘導放射能の内で最も重要なのは半減期 15 時間の ²⁴Na である。原子炉のナトリウムバウンダリーが健全である限りβ線は問題になら ないが、γ線に対する1 次ナトリウム冷却系の遮蔽が必要である。ちなみに「もん

1.1-25

じゅ」1次ナトリウム冷却材中の²⁴Naの放射能は飽和値で 10mCi/cc 前後と推定される⁴⁾。なお、ナトリウムの 0.025eV(熱中性子)での中性子捕獲断面積は 0.53 バーン(barn)である。

²²Na は半減期 2.58 年の唯一の長寿命放射性同位体である。原子炉 1 次ナトリウム 冷却系の保守時には、ナトリウムをドレンすることによりこの核種からの γ 線の影 響を避けることができる。「もんじゅ」での推定飽和値は 1 μ Ci/cc 程度である⁴。

放射能生成場ではほぼ 3 半減期で飽和に達するから、²⁴Na(半減期は 15 時間で 3 半減期はほぼ 2 日)は運転開始後一週間以内に飽和に達することになる。²³Ne は半 減期 38 秒で β ⁻崩壊し 1.64MeV と 0.44MeV の γ 線を放出するが、ネオンは希ガス であるためカバーガスに移行しやすく、燃料破損検出を目的とするカバーガスモニ ターへの影響の可能性に留意しておかなければならない。

罴
1K
-t>
Ī
111
1
う
逆
6
4
D
5
1
+
П
÷
Ŀ.
表

5

Sodium isotope	Relative abundance, %	Half-life	Emitted particle	Decay product	Energy, MeV
20	<0.002	~0.39 sec	β', α	²⁰ Ne, ¹⁶ F	E.o. 15
21	<10-6	23 sec	β +	2 1 Ne	2.5
22	<3.10 ⁻⁶	2.58 years	β + , EC*	^{2 2} Ne	Mainly 0.54
			°C. Y		1.30
24m		~ 0.02 sec	- <i>B</i>	2 4 Mg	~6
			Υ		0.472
24g	0.002	15 hr	β -	2 4 M.G	1.39
			Υ		1.37, 2.75
25	0.002	60 sec	β -	^{2 5} Mg	3, 8, 2.8, 2.4
			Υ		0.98, 0.58, 0.40, 1.6
26		1.04 sec	- <i>B</i>	^{2 6} Mg	~5

JNC TN9410 2005-011

1.1 - 27

	÷				Cross	section	Major gamma lines of
nertrons	nuclide	half-life	keactions and product	Half-life of the product	σ	I	the product(KeV) (abundance in parentheses)
Slow	Na-23	100	(n, 7)Na-24m	20, 1ms	400±30mb	1	472(100)
			(n, 7)Na-24g(cum)	15.02h	530±5mb	340±10 m	1368.6(100),
							2754.1(100)
	Na-22	2.601a	(n, 7)Na-23	Stable	29,000±1000b	160,000±21,0006*	
	(artificial)						
Fast	Na-23	100	(n. p)Ne-23	37.6s	$1.5\pm0.6mb^{\circ}$		439(100)
			(n, a)F-20	11. 0s	765±170 µ b]	1633.1(100)
			(n, 2n)Na-22	2.601a	2.2±0.2μb ⁴	[511(181).
							1274,5(90)
14.5 MeV	Na-23	100	(n, p)Ne-23	37.6s	43±6mb	1	439(100)
			(n, α)F-20	11. 0s	150±15mb		1633.1(100)
			(n, 2n) Na-22	2.601a	44±3mb		511(181).
							1274.5(90)
· Other	value, 311±	:10mb.					
▶ Other	value, 311 µ	. b.					
* Other	value, 490 µ	: b.					
4 Other	value, 8 µ	. b.					

表 1.1-12 ナトリウムの中性子核反応と生成核種 3)

JNC TN9410 2005-011

1.1 - 28

[参考文献]

- 1)動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター: "高速増殖炉技術読本"、PNC TN9520 91-006、第3編、pp.3-8~3-22 (1991)
- 2) O.J.Foust : "Sodium-NaK engineering handbook Vol. I Sodium chemistry and physical properties", Gordom and Breach, Science Publishers. Inc. (1972)
- 3) H.U.Borgstedt, C.K.Mathews : "Applied chemistry of the alkali metals" ,Plenum Press (1987)
- 4) 佐々木研治、他: "高速増殖原型炉もんじゅの建設(その84) 一次冷却材ナトリウムの放射化量評価"、日本原子力学会1997秋の大会、A30(1997)

1.2 化学的性質 (chemical properties) 1)-4) (注)

1.2.1 概要

本節ではナトリウムを原子炉冷却材として使用する場合を念頭に置いて、基本的 で重要な化学的性質について述べる。この中には、空気、水等いくつかの重要な物 質とナトリウムとの反応、ナトリウム中における不純物の影響や金属材料との共存 性を論ずる上で重要となる酸素や水素および金属元素等の溶解度、安全な取扱いの うえで留意すべきナトリウムの性質について述べる。

1.2.2 重要な反応¹⁾⁻³⁾

ナトリウムはリチウム、カリウム、ルビジウム、セシウム、フランシウムと同様、 軽くて化学的に極めて活性な金属で、周期律表のIA族(アルカリ金属)に属する元 素である。これらの金属は他の元素と反応し、一般に非常に安定な化合物を形成す る。このような高い反応性は最外殻に1つの電子が存在することによっている。こ の価電子は原子番号が大きいアルカリ金属程失われやすくなる。これは内殻の電子 が増える程、内殻電子のスクリーニングによる価電子の陽電荷の原子核からの遮蔽 効果が大きくなるからである。従ってアルカリ金属の反応性は原子番号が大きくな る程増大する。アルカリ金属と他の元素あるいは化合物との相互作用による化合物 の形成は、一般に価電子を失うことによるイオン結合による。ナトリウムの場合は 内殻がネオンの電子構造になっており、最外殻に1 個の価電子が付け加わる構造と なっている。

(1) 空気との反応

固体ナトリウムは通常の状態では、空気中の酸素、水蒸気、炭酸ガスと反応し、 酸化ナトリウム、水酸化ナトリウム、炭酸ナトリウム等からなる暗灰色の表面皮膜 を生ずる。

この表面皮膜により空気と隔離されるので、常温では急激な反応は起こらない。 しかし、この保護皮膜が存在したにしても、時間とともに酸素が拡散するによって 内部まで酸化されていく⁵⁾。

(注) 小節 1.2.2 および 1.2.3 の内容は、基本的には参考文献 1)による。

温度が上がってこの皮膜が融解したり、何等かの方法(突いたりして)で取り除 かれると、ナトリウムが空気と直接接触する結果、活発な反応を起こし、条件次第 で発火に至る。それ故、固体ナトリウムの発火点はこの皮膜の除かれ方に左右され 一定せず、融点(97.8℃)以上で発火の可能性がある。蒸気から固体が凝縮された り、液滴の状態で放出された時のように、微粒子の場合には反応熱による温度上昇 のため常温でも発火する。

これに対して皮膜が存在する場合には、その融点以下では発火しない。炭酸ナト リウム、酸化ナトリウム、水酸化ナトリウムからなる皮膜の融点は、その組成によ って多少変わるが、炭酸ナトリウムの含有率が 30%以内の時には 300℃前後であり、 これが実際上皮膜存在時の発火点(着火点)となると考えられる。

湿った空気中では、

$2Na + 2H_2O \rightarrow 2NaOH + H_2$

による水素ガス発生のため、ナトリウムは膨潤し多くの場合表面に凹凸を持った形 状となる。

雰囲気が乾燥した窒素の場合は 500℃以上でも発火せず、表面皮膜は暗褐色から 紫色になる。

ナトリウムが発火した後は、生じた火炎からの熱により次々に蒸発し空気と混ざ って拡散燃焼する(ガスではなく重い蒸気の粒子の燃焼なので、火炎は短く一見大 がかりな線香花火に似ている。)。燃焼に伴って酸化ナトリウムの白煙(空気が充分あ れば Na2O と Na2O2の混合エアロゾルである。)を生ずる。これは刺激臭を有し人体 に有害である(加水分解して水酸化ナトリウムとなる。)。従ってナトリウム燃焼時 の排煙処理は非常に重要である。なお、燃焼して液面に生じた酸化物は比重が大き いため(約 2.3g/cm³)大部分は液底に沈む。

ナトリウムの燃焼形式は、燃焼時にはナトリウムは溶融状態にあるので、一種の 液面燃焼となり、燃焼速度は火炎からナトリウム面への熱伝達率によって支配され、 表面温度はナトリウムの沸点(881℃)にまで上昇する可能性がある。燃焼速度は条 件によって著しく変化するが、大体の目安として100~300mg/cm²/min 程度である。

(2) 水との反応

ナトリウムは水と激しく反応し、急激な発熱とガスの発生を伴い、同時に腐食性 のアルカリ性物質を生成する。反応に際しナトリウムは反応熱のため融解し、さら に一部はナトリウム蒸気となる。これが水、水蒸気または空気中の酸素と急速に反 応し、多量の反応熱を発生すると同時に水素ガスを発生する。この水素ガスがさら に空気中の酸素と反応して大きな燃焼熱の発生に至る。これ等の反応の結果、高温 度、高圧力を発生し、同時に腐食性の反応生成物(Na2O、Na2O2、NaOH等)から なる刺激性のヒュームを生成する。 ナトリウムを水中に投入すると、激しい水素発生のため水面に浮き上がり、ここ で生ずる水素と空気中の酸素の混合気に反応熱が加わって急激な反応を起こす。

(i) 水との反応

最も一般的な反応は次の

 $Na(1) + H_2O(1) \rightarrow NaOH(s) + 1/2H_2$ (g) $\triangle H^\circ = -35.2 \text{kcal/mol}$

で表される。ここで(1)、(s) および(g) はそれぞれ液相、固相および気相を表す。この 反応は必ずしも当量の場合に起こるのではなく、任意の割合で起こる。この反応の逆反 応を起こすには、水素圧 10⁵⁰atm 程度にする必要があるから、実際上は不可逆反応とみ なしてよい。

(ii) 水蒸気との反応

水蒸気の場合、反応は

Na (l) + H₂O (g) \rightarrow NaOH (s) +1/2H₂ (g) \bigtriangleup H° = -45.0kcal/mol

で進行する。水蒸気は水分濃度が希薄なので反応にあずかる水分量は限られており、 反応はナトリウム表面において比較的緩やかに進む。また水蒸気層のために空気が 直接ナトリウムと接触することが妨げられる。この性質によりナトリウムやその酸 化物で汚れている機器の洗浄には水蒸気がよく用いられる。

(iii) 水酸化ナトリウムの融点(少し炭酸ナトリウムと水分を含む時 318℃) 以上での反応

ナトリウム過剰で水酸化ナトリウムの融点以上では、反応は次の

 $2Na(l) + H_2O(1) \rightarrow Na_2O(s) + H_2(g) \land \triangle H^\circ = -31.08 \text{kcal/mol}$

ようになる。これは生成した水酸化ナトリウムが融解して、

 $Na(l) + NaOH (1) \rightarrow Na_2O (s) + 1/2H_2 (g)$

のように反応したと考えられる。

(iv) 水素分圧が水酸化ナトリウムの分解圧以上となる時の反応 ナトリウムは生成水素と Na (l) $+1/2H_2$ (g) \rightarrow NaH (s) $\triangle H^{\circ} = -13.7$ kcal/mol

ように反応する。この反応より前記ナトリウム・水反応から予想される程の圧力上 昇は回避される。

(v) 雰囲気酸素との反応

大気雰囲気で生成した水素が、空気中の酸素と以下の反応

 $2H_2$ (g) $+O_2$ (g) $\rightarrow 2H_2O$ (g) $\bigtriangleup H^\circ = -68.32$ kcal/mol

を起こすと大きなエネルギーが発生する。水素と空気との爆発性混合ガスの最適混 合比は、水素 29.6%であり、常温での爆発下限界は 4%、上限界は 75%である。空 気中に水素が 18%から 59%の範囲で混じると爆ごうに移行しやすい。高温度では爆 発範囲は拡大するが、原子炉プラントのカバーガス(アルゴンを使用)雰囲気等で は、酸素濃度は 5%以下であり、爆発や燃焼は起こらないと考えられる。

- (3) ハロゲン、水素、窒素、希ガスおよびその他のガスとの反応
- (i) ハロゲンとの反応
 - ① 乾燥塩素ガスとは室温でわずかに反応するだけであるが、溶融ナトリウムは 塩素中で燃焼し塩化ナトリウム(NaC?)を形成する。
 - ② フッ素とはフッ素ガスが乾燥状態でない限り発火する。フッ素ガスの雰囲気ではナトリウムはフツ化ナトリウム(NaF)で覆われる。
 - ③ 臭素とは 300℃で表面的な反応をして臭化ナトリウム(NaBr)を形成するが、 この反応は爆発的である。
 - ④ ヨウ素とは通常反応せず溶解するが、300~360℃で表面反応を起こしヨウ化 ナトリウム(NaI)を形成する。
- (ii) 水素とは約 200℃以上で反応して水素化ナトリウム(NaH)を生成する。
- (iii) 窒素とは反応しない。ただし放電活性化窒素とは窒化ナトリウムを形成し、炭素と酸素の存在下ではシアン化ナトリウムを形成する。
- (iv) 希ガスとは反応せず、わずかに溶解するだけである。
- (v) 一般に水素含有ガスとはナトリウムが水素と置換してナトリウム塩と水素を 生成する。
 - ① 水蒸気とは激しく反応する。
 - ② フッ化水素とは常温でも激しく反応するが、塩化水素とは融点以上でわずか

に反応するだけである。

③ 液体アンモニアには溶解し、鉄、コバルト、ニッケル等の塩が存在するとア ミドを生成する。300℃以上では激しく反応する。

 $Na + NH_3 \rightarrow NaNH_2 + 1/2H_2$

- ④ パラフィン系炭化水素とは分解温度以下ではほとんど反応しない。
- ⑤ アルケン、芳香族炭化水素とは分解温度以下ではほとんど反応しない。
- ⑥ アセチレンと反応してアセチライドを形成する。

 $2Na + C_2H_2 \rightarrow Na_2C_2 + H_2$

- (vi) 一般にハロゲン含有ガスとは反応し、ハロゲン化ナトリウムを生成する。
- (vii) 一般に酸素含有ガスとは反応し、酸化ナトリウムとナトリウム塩を生成する。 例えば CO、CO₂と赤熱状態で反応して、遊離炭素、Na₂O、Na₂CO₃を生成する。

(4) 金属元素との反応

アルカリ金属や水銀等とは急速に反応し、共融合金(eutectic alloy)あるいはア マルガム(amalgam)を形成する。この内最も有用なのは NaK-78(77.8wt.%カリウ ムで融点は-12.6℃)である。金、銀、銅、亜鉛、アンチモン、錫、チタン、イン ジウム、カドミウム、鉛、ビスマス等はナトリウム中に比較的よく溶けるが、有限 な溶解温度を示す。金、銀、銅等の鋳貨用金属(coinage metal)の場合は、溶質原 子の大きさが大きくなる程溶解度は高くなる ³⁾。またこれら金属のいくつかとは様々 な組成を有する金属間化合物を形成し、例えば NaAg2や Na₃Bi 等がある。鉄、クロ ム、ニッケル、モリブデン等の耐熱金属材料の金属元素はナトリウムにアタックさ れることはなく、ごくわずかに溶解するだけである。ジルコニウム、ニオブ、タン タルの溶解もごくわずかである。金属ウランやプルトニウムもほとんど溶けない。

(5) 非金属元素および半金属元素との反応

 (i) 炭素、黒鉛(グラファイト)はナトリウムとほとんど反応せず、溶解もごくわずかである。ある種の条件下ではナトリウムアセチライド(sodium acetylide、 Na₂C₂)やナトリウム層間化合物(sodium lame11ar compound、C₆₄Na 等)が形成 されることが見い出されている。

- (ii) ケイ素とは融点まで極めて反応しにくいが、特定の条件下ではケイ化ナトリウム(sodium silicides、NaSi、NaSi2)を形成する。この化合物は分解しやすい。
 また酸化ケイ素(SiO2)やケイ酸ソーダ(Na2SiO3)はナトリウム中で安定に存在する酸化物および塩の一つである。
- (iii) ホウ素とは非常に高い温度で反応し NaB₆を形成するが、通常は反応も溶解も ほとんど無視できる。
- (iv) 硫黄、セレン、テルルとは強熱すると反応し、ナトリウム化物を形成する。
- (v) リンとは反応する。
- (vi) ストロンチウム、バリウムはナトリウムと金属間化合物を形成するが、溶解は ごくわずかである。カルシウムは比較的溶解しやすい。また希土類元素はほとん ど溶けない。

(6) 酸化物および塩類との反応

ナトリウムの強還元力のために、大概の酸化物および塩類は反応し還元される。

(i) 高純度ナトリウム(コールドトラップにより制御された原子炉冷却材ナトリウムの場合で、ナトリウム中酸素濃度が 1ppm とする。)中での耐熱金属材料の元素(主として遷移金属元素)の酸化物の安定性を検討するため、これ等の生成自由エネルギー(△Gf⁰)を図 1.2-1 に示す⁶⁾。ナトリウム中での安定性の検討のためにNa₂O(飽和溶解度の場合に相当)と 1ppm O(Na 溶解)の濃度での生成自由エネルギーも示す。またいくつかの金属元素に関してはナトリウムとの複合酸化物についても示す。

1ppm O の場合、耐熱材料の主要金属元素の酸化物の大概のもの、例えばクロム酸化物(Cr₂O₃)や鉄酸化物(Fe₂O₃)等は不安定であり還元される。安定性で注目されるのは亜クロム酸ナトリウム(sodiumchromite: Na₂CrO₂)で、これは約450[°]C以下で安定となる。またケイ酸ナトリウム(Na₂SiO₃)と酸化アルミニウム(A1₂O₃)は安定である。



図 1.2-1 金属酸化物の生成自由エネルギー()

(ii) 多くの無機ハロゲン化物とは激しく反応し、次の元素の塩化物は金属に還元される²⁾。

Al, Be, Bi, Cd, Ca, Cr, Co, Cu, Au, In, Fe, Pb, Li, Mg, Hg, Ni, Pt, K, Se, Ag, Sr, Ta, Th, W, U, V, Zn, Zr

- (7) 有機化合物との反応性
- (i) アルコールはよくナトリウムの洗浄に用いられるが、反応によりアルコラート
 (alcoholate: NaOR、ここで R はアルキル基で C_nH_{2n+1})と水素を発生する。反応速度は C の数が増加する程遅くなる。
- (ii) チオアルコールとは次のような反応が進行する。

Na + RSH \rightarrow NaSR+1/2H₂

(iii) 炭化水素は分解温度までほとんど作用せず、このことからナトリウムの保存に 利用できる。

1.2.3 重要元素の溶解度^{1),2)}

(1) 酸素、水素、炭素、ケイ素

原子炉冷却材ナトリウム中の不純 物の中で、プラント運転管理上行う 冷却材純度管理ならびに炉心および 構造材料に対する影響評価の観点か ら重要となる酸素、水素、炭素、ケ イ素の溶解度と挙動に関する知見に ついて述べる。

(i) 酸素 (oxygen)

冷却材中の不純物酸素は特に材 料の腐食の観点から注目される。 ナトリウムの酸素に対する親和性 は極めて強い。これはナトリウム が強還元剤であることを意味する。 そのため溶解度は水中溶解度等に 比べると非常に高い。従って冷却 材中の濃度の絶対値が高くても活 性度 (活量: activity) は低い。例 えば軽水炉の炉水中の酸素濃度は 10ppb のオーダで管理されている が、高速炉冷却材ナトリウム中の 酸素濃度はコールドトラップ温度 での溶解度である ppm オーダでの 管理となっている。このようにナ トリウム中で見かけ上酸素の値が



図 1.2-2 ナトリウム中酸素、水素、炭素、ケ イ素の溶解度⁷⁾

高くても材料に与える腐食影響は酸素の活性度により決定されるものであるから 評価上の注意が必要である。ちなみに、コールドトラップ温度120℃に対応する酸 素濃度の炉心部の腐食領域での活性度は、10⁻⁴のオーダで極めて低い。従って、 冷却材ナトリウム中の不純物は溶解度の性質を用いたコールドトラップ法による 除去(制御)で充分であるといえる。ナトリウム中酸素溶解度の式は Eichelberger⁷ および武田⁸によりそれぞれ(1.2-1)式および(1.2-2)式が提案されている。図 1.2-2 は前者に基づくグラフである。

$\log S^{\circ}(wt. ppm) = 6.239 - 2.447/T$	(1.2-1)
$\log S^{\circ}(wt. ppm) = 6.118 - 2,383/T$	(1.2-2)

ここで、S^o:wt.ppm で表した溶解度であり、対数は常用対数、T:K で表した絶対温度で、特に断らない限り以下同様とする。

なお、低酸素濃度の測定に有利といわれているバナジウムワイヤ平衡法を用いた、より最近の Cafasso の提案式では log S^o=7.009-2,820/T となり、これは約200℃以下では(1.2-1) 式より低くなる。例えば 120℃では(1.2-1) 式の 1.03 に対して 0.68ppm となる。しかし腐食温度領域まで外挿すると Cafasso の式は(1.2-1) 式の2倍強となり、余りにも大きいように思われる。

原子炉環境での不純物酸素源は、冷却材の初期持込み、プラント建設時の水分 等の汚れや材料中(特に表面)の酸化物、燃料交換時の燃料表面に付着して持ち 込まれたり、空気や水分が混入した場合の汚染(contamination)が考えられる。 アルゴンカバーガスからの持込み分は高純度ガスが使用されるので極めて少ない。

1.2.2.(6)(i)で述べたようにナトリウム中では大概の酸化物が不安定であるか ら、直ちに水中のような材料の酸化腐食機構の成立を考えることは困難である。 しかしながら現象論的には ppm オーダの酸素濃度下でも、鉄鋼材料の腐食速度に は酸素濃度依存性が観察される。この依存性は元素により違いがあり、鉄、クロ ムやコバルト等は敏感であるが、ニッケルやマンガン等は敏感ではない。この機 構に関しては現在も定説はないが、ナトリウムによる材料の活性化界面への酸素 の吸着 ⁶⁾ や、複雑なナトリウムとの複合酸化物形成(例えば亜クロム酸ナトリウ ム等)による説明⁹⁾ が試みられている。

(ii) 水素 (hydrogen)

ナトリウム冷却材中の不純物水素は一般的にいって構造材料の脆化や、蒸気発 生器伝熱管破損時のナトリウム・水反応の検出(通常ナトリウム中水素濃度の拡 散膜式ナトリウム中水素計による監視)の観点から、重要な不純物の一つである。 さてナトリウムは水素との親和性が高く解離圧の低い安定な水素化物を形成する から、一種の水素吸蔵合金として働く。ナトリウムの水素吸蔵特性を理解するた めに、図 1.2-3 (a)と(b) にそれぞれ Na-H 系のナトリウム溶解水素の圧力・組成 等温曲線(PCT カーブ: pressure – composition isotherms)とナトリウム水素化 物分解の PCT カーブ: pressure – composition isotherms)とナトリウム水素化 物分解の PCT カーブを示す²⁾。またナトリウム水素化物より安定な金属水素化物 を形成し得るものは数少なく、チタン、カルシウム、リチウムを数えるにすぎな い。このため、蒸気発生器伝熱管の水側腐食で発生する発生期の水素(nascent hydrogen)は、伝熱管の破損がなくても管壁中に拡散してナトリウム側に移動す る。従って水素は酸素とは異なる恒常的な不純物源となる。これ等の不純物水素 は酸素の場合と同様、溶解度の性質を利用してコールドトラップでかなり制御で きる。ナトリウム中の水素溶解度に対しては次式(武田による)が推奨され、図 1.2-2 にそのグラフが示されている ⁷。

$$\log S^{\circ} (wt.ppm) = 6.175 - 2,893/T$$
 (1.2-3)

この式は国際的には広く使用されている Vissers の提案式 log S^o=6.067-2,880/T と極めて良く一致している。



図 1.2-3(a) ナトリウム溶解水素の圧力一組成等温曲線²⁾



図 1.2-3(b) ナトリウム水素化物融解-組成等温曲線²⁾

(iii) 炭素 (carbon)

冷却材ナトリウム中に不純物として含まれる炭素は、ナトリウムと接液する炉心 および構造材料の脱・浸炭現象に影響を与え、材料の強度特性に関連するので重要 である。

炭素源は、ナトリウム購入時にわずかに含有される炭素(数 ppm)のほか、構造 材料中に含まれる炭素、補修時等に混入した空気中の炭酸ガスなどが考えられる。 また、可能性としては非常に低いが機械式ポンプからの潤滑油の混入が考えられる。 炭素とナトリウムとの親和性は高いものではなく、またナトリウム中の炭素の存在 形態は複雑なものと考えられている。Na-C系の化合物の中で注目すべき化合物はナ トリウムアセチライド(Na₂C₂: disodium acetylide や NaHC₂: sodium hydrogen acetylide)およびナトリウムグラファイト層間化合物(C₆₄Na: sodium graphite lamellar compound 等)で、その中でも Na₂C₂が中心的な炭素形態としてナトリウム 中に存在すると考えられている¹⁰⁾。ナトリウム中炭素溶解度(飽和時の遊離炭素濃 度と区別しておくことが大切である)は、炭素の存在形態によって影響を受けると 考えられており、そのため Na₂C₂の安定性は重要な意味を持っている。

ナトリウム中炭素溶解度の推奨式(Thompson による)は次式のとおりで、図 1.2-2 にそのグラフを示す。

$$\log S^0 (wt.ppm) = 7.449 - 5.858/T$$
 (1.2-4)

ナトリウム中の炭素溶解度に関しては、上記の他に R.Ainsley ら¹¹⁾や B.Longson and A.W.Thorley¹²⁾の研究報告例がある。炭素溶解度は、高速炉の通常の運転温度範 囲である数百℃以下では ppm オーダー以下であり、このため炭素濃度に対しては酸 素や水素の場合と相違して、コールドトラップが濃度決定機器とはならず、機器・ 配管壁を構成する構造材料との相互作用が重要となる。材料の脱・浸炭挙動を支配 する重要因子の一つはナトリウム中の炭素活量で、これはナトリウム中の溶解(活 性)炭素濃度と溶解度で決まる(活量を ao で表すと飽和濃度では ao=1)。ナトリウ ム中に溶解している炭素は単量体(C⁻)と2量体(C²⁻)で、溶解度付近では2量体が主 要な化学種であるといわれている¹³⁾。

(iv) ケイ素 (silicon)

ケイ素は炭素同様ナトリウムとは親和的ではない。ナトリウム系におけるケイ素源 は主として構造材料中のものと考えられる。ケイ素の代表的な化合物である二酸化 ケイ素(SiO₂)やケイ酸ナトリウム(Na₂SiO₃)はコールドトラップの低温温度によ り制御された冷却材ナトリウム中でも安定である。ケイ素の溶解度や挙動はナトリ ウム中の酸素等他の不純物の強い影響を受けると思われる。ケイ素の溶解度に関し ては少数の研究が行われているだけである。次式にケイ素の溶解度(Yunkerによる) を示すが、これはケイ素化合物の溶解度である可能性が高い。

$$\log S^{\circ} = 7.3008 - 7,106.4/T \tag{1.2-5}$$

溶解度のグラフは図 1.2-2 に示されている。

冷却材ナトリウム中では不純物ケイ素は、オンライン不純物計として用いられて いるプラグ計(plugging indicator)に対する影響と腐食生成物 (corrosion products: CP)の挙動に与える影響の観点から関心が持たれる。プラグ計はナトリウム中の不純物である酸素や水素等の飽和温度を、Na₂O や NaH の析出(プラグ温度)や溶解温度(アンプラグ温度)を測定することにより求めるもので、プラント冷却材純度管理機器として重要なものである。振動法等のプラグ計のダイナミック運転モードにおいて温度または流量ー時間の測定時に認められる多重ブレイク現象に酸素、水素以外の第3のブレイク点が現れることがある¹³⁾。さらにプラグあるいはアンプラグ温度測定において不安定現象が現れることがある。これは比較的に長い時間オーダでケイ素を主体とする析出速度が遅い不純物の溶解と析出、あるいは粒子状腐食生成物の挙動と関係していると思われる。ちなみに、コールドトラップを低温化し酸素濃度を2~3ppm以下で運転した場合の低温域の管壁に沈着している腐食生成物の組成にケイ素の占める割合は非常に大きくなる⁶⁾。

(2) 金属元素(metallic elements)

原子炉プラント構造材料や炉心材料等のナトリウム接液材料として用いられる耐 熱金属材料とナトリウムとの共存性を論ずるうえで重要となる金属元素のナトリウ ム中溶解度について述べる(アルカリ金属元素については別項で論ずる)。

(i) 主な遷移金属元素(鉄、クロム、ニッケル、マンガン、コバルト)およびモリ ブデン

これらの金属元素は高速炉で多用されている SUS316 や SUS304 およびクロモリ 鋼を構成している金属元素(ただしコバルトは不純物元素)である。これら元素の ナトリウム中溶解度は、高温で腐食領域となる数百℃でも ppm オーダ以下の低い値 となる。従って高速炉用構造材料や炉心材料のナトリウム中での共存性は基本的に は非常に優れている。

ナトリウム冷却系は一般に非等温系で、また異種材料の組合わせがあるから、 冷却系内での管壁とナトリウム中の金属元素の活性度(活量:activity)には差があり、 それに起因する質量移行(mass transfer)現象に伴ってナトリウム腐食が発生する (減肉は 2~3 µ m/year 程度である ⁶⁾)。即ち高温部で材料からナトリウム中に金属 元素が溶け出して(solution or leaching)、ナトリウムによって輸送され中低温壁に 沈着(precipitation or deposition)する現象である。金属元素の場合は高中温域で も溶解度が非常に小さいから、原子炉プラントの場合のように純化系流量比の小さ い(「もんじゅ」では約 0.05%) コールドトラップを含む純化系まで移行し除去され る割合は少なく、質量移行は主に主冷却系内で起こっている。従って放射化された 炉心材料からの溶け出しによって発生する放射性腐食生成物(CP:radioactive corrosion products)等は、コールドトラップに集まらず(酸素や水素等とは相違し て金属元素の不純濃度に対しては、コールドトラップは決定機器とはならない)、多 くのものが主冷却系の配管・機器(中間熱交換器、ポンプ、流量計、逆止弁、炉心 集合体の一部領域等)壁に沈着することになる。 以下にこれ等各金属元素の溶解度を示すが、値が極めて小さくしかもこれら金属 を含むナトリウム溶液は溶解成分と粒状成分(バルク成分)との混合系であるから、 これらの区別が必要であること、さらに一般に金属容器壁とは相互作用が強いこと のために測定には多くの困難が伴っている。そのためこれまでに得られている結果 には、精度向上の観点からまだ吟味すべき点が残されているものもあると考えられ る。

\bigcirc	鉄(iron) ¹⁴⁾	
	$\log S^0$ (wt.ppm) = 4.720 - 4,116/T	(1.2-6)
2	クロム (chromium) ¹⁵⁾	
	$\log S^0 (wt.ppm) = 9.35 - 9,010/T$	(1.2-7)
3	ニッケル (nickel) $^{15)}$	
	$\log S^0 (wt.ppm) = 2.07 - 1,570/T$	(1.2-8)
4	マンガン (manganese) $^{16)}$	
	$\log S^0 (wt.ppm) = 2.325 - 2.017/T$	(1.2.9)
(5)	コバルト (cobalt) ¹⁷⁾	
	$\log S^{0}(wt.ppm) = 0.010 - 1,493/T$	(1.2-10)
6	モリブデン (molvhdenum) ¹⁵⁾	

$$\log S^{0}(wt.ppm) = 3.147 - 3,807/T$$
(1.2-11)

これらのグラフを図 1.2-4⁶⁾ に示す。大まかにいって 3 つの型が認められる。溶解 度の温度依存性が比較的緩やかで値が高め

(絶対値は低い)となるマンガン、ニッケ ル型、温度依存性は緩やかだが値がマンガ ン、ニッケル型より約1桁小さくなるコバ ルト型、温度依存性が大きく温度降下に伴 って急速に値が小さくなる鉄、クロム型で ある。この溶解度の傾向はステンレス鋼か らの放射性腐食生成物(CP)核種の溶出挙 動に関連して見られる、元素(核種)に特 徴的な選択性と合致するところがあり興味 深い。即ち⁵⁴Mnは⁶⁰Co、⁵⁸Coに比べると、 ナトリウム中に溶け出しやすい。こうして 高速炉1次ナトリウム系では、⁵⁴Mnの優先 的 で 超 化 学 量 論 的 溶 出

(hyper-stoichiometric leaching) と ⁶⁰Co、
 ⁵⁸Coの炉心腐食領域における高い保持性が
 CP 挙動の特徴の一つとなっている。ちなみ



図 1.2-4 ナトリウム中遷移金属元素の 溶解度⁶⁾

1.2 - 13

に、「もんじゅ」1次ナトリウム冷却系機器・配管系に沈着した CP による放射線量率は、おおむね定格運転13年後に飽和に達すると予想され、そのレベルはコールドレグで3mSv/h、ホットレグで2mSv/h程度と予測される¹⁸⁾。

(ii) その他の金属元素¹⁵⁾

ここでは金属元素としては溶解度が高いために、材料中で微量の不純物であって も、放射化された場合にナトリウム中にその放射性同位体が見い出されることにな ったり、核分裂生成物(FP)元素や、その他の理由により留意しておく必要のある いくつかの金属元素を中心に述べる。かっこ内には英名と放射化で生成されたり、 FPとして重要な放射性同位体あるいは留意すべき若干のコメントを示す。

① 銀 (silver:
$$^{110m}Ag$$
)
log S⁰ (wt.ppm) = 7.22-1,479/T (1.2-12)

② 亜鉛 (zinc:
$${}^{65}Zn$$
)
log S⁰ (wt.%) = 3.44-2,551/T (1.2-13)

- ③ アンチモン (antimony: ^{122,124,125}Sb (ただし ¹²⁵Sn→¹²⁵Sb) および ¹²⁶Sb(FP)) log S⁰ (wt.ppm) (wt. ppm) = 5.28 - 1,839/T (1.2-14)
- ④ 錫 (tin: ¹²³Sn, ¹²⁵Sn→¹²⁵Sb) log S⁰ (wt.%) = 5.03 - 2,326/T (1.2-15)
- ⑤ インジウム (indium : ^{114m}In) log S⁰ (wt.%) = 4.48 - 1,562/T (1.2-16)

ビスマスの溶解度が 290℃近辺で折れ曲がるのは、Na-Bi 系では平衡相が単体 Biではなく、290℃以上では Na₃Bi、以下では NaBi が安定な平衡相となり、290℃ での相転移を含んでいるためである。

- ⑦ セリウム (cerium : ¹⁴⁴ Ce(FP)) log S⁰ (wt.ppm) = -2.68-658/T (1.2-18)
- ⑧ カドミウム (cadmium:中性子毒作用)
 log S⁰ (wt.%) = 3.67-1,209/T (1.2-19)
- ⑨ 銅(copper:普通よくメカニカルシール材等に用いられるが、Na中での使用 には腐食が大きいので適さない。どうしても使用する際は Cr や Ni メッキを施 すべきである。)

$$\log S^{0}(wt.ppm) = 5.45 - 3,055/T$$
(1.2-20)

(3) 希ガス (rare gas)²⁾

カバーガスや FP ガスの挙動を論ずる上で必要となる希ガスの溶解度について述 べる(ナトリウム中の希ガス挙動で実際に重要となるのはおそらく気泡形態の挙動 であろう。)。当然のことだが希ガスはナトリウムとは反応せず、溶解度は極めて小 さくヘンリーの法則によく従っている。かっこ内に英名と放射化生成物や FP ガスと して留意すべき放射性同位体を示す。

- ヘリウムおよびネオン(helium&neon:²³Ne) ヘリウムとネオンのナトリウム中溶解度についての情報はごくわずかしかない。232℃および482℃におけるヘリウムの溶解度の推定値は、mol He/mol Na の単位で各々1.83×10⁻¹⁴および1.59×10⁻¹⁰で希ガスの中でも相当低い。
- ② $\mathcal{T} \not \vdash \exists \mathcal{V} \text{ (argon : } {}^{41}\text{Ar}\text{)}$ log S⁰ (mol Ar/mol Na/atm) = -4.01 - 3,450/T (1.2-21)
- ③ クリプトン (krypton: ⁸⁵Kr (FP)) log S⁰ (mol Kr/mol Na/atm) = -4.34 - 3,500/T (1.2-22)
- ④ キセノン (xenon : ^{139, 135}Xe (FP)) log S⁰ (mol Xe/mol Na/atm) = −3.248−522/T (1.2-23)
- 図 1.2-5 にアルゴン、クリプトン、キセノンの溶解度を示す。



図 1.2-5 ナトリウム中稀ガスの溶解度 2)

(4) ハロゲン(塩素、ヨウ素、臭素)(halogen)

かっこ内に英名と FP として注目すべき放射性同位体を示す。ハロゲン元素とナト リウムの親和性は高く、ナトリウム中での保持性は優れている。しかも低温部での 溶解度は低いからコールドトラップでよく除去される(溶解度自体は酸素、水素型 である。)。この性質は¹³¹I等 FP ハロゲンのプラント内閉じ込めの上での有利性を 与える。

① 塩素 (chlorine) ¹⁹⁾

 $\log S_0(wt.ppm) = 9.04 - 4,460/T$ (1.2-24)

- ② ヨウ素 (iodine: ^{131,129} I (FP) および ¹³⁷ I 等の遅発中性子放射体)²⁰⁾
 log S₀ (wt.ppm = 8.46-3,440 /T (660℃~) (1.2-25a)
 log S⁰ (wt.ppm) = 9.65-4,550/T (~661.4℃) (1.2.25b)
 661.4℃で溶解度曲線が折れ曲がるのはこの温度が NaI の融点であり、平衡
 相が NaI の固相から液相に変わるためである。溶解度は中高温で数万から数
 百 ppm と高く、一方コールドトラップ温度では ppb オーダとなり極めて低い
 から、主循環系内での輸送性は優れており、またコールドトラップによく集ま
 り除去される。
- ③ 臭素 (bromine: ⁸⁷Br 等の遅発中性子放射体)²¹⁾ log S₀(wt.ppm) = 9.00-5,100/T (775℃~融点) (1.2-26)

(5) アルカリ金属 (alkali metal)²⁾

ナトリウムと同族であるリチウム、ルビジウム、セシウム等のアルカリ金属は液体ナトリウムには無制限に溶ける。実用的にはカリウムとの合金である NaK (ナックと呼ぶ)が重要である。図 1.2-6 に Na-K 系の状態図を示す。76.7wt.%K で共融点(eutectic temperature: 共晶点に当たる)があり、融点はここで最低(-12.3℃)となる。通常実用されるのは 77.8wt.%Kの NaK-78 (ナック 78 と呼ばれる「共融合金」で、真の共融点より 1%だけずらすのは、そこでの凝固に対する温度鋭敏性を純らせるためである。)である。 NaK-78 は常温で液体であり、冷却材として利用する場合はナトリウムのような予熱ヒータを必要としない。しかしこれは万一液体金属のバウンダリーの外部に漏れ出した場合、自然冷却によって凝固できないことを意味しており、この点不利である。また NaK-78 はナトリウムより化学的に活性であり、中性子により放射化されると 40K (半減期 13 億年の γ 放射体)や 39Ar (半減期 269 年の β 放射体)等の厄介な誘導放射能も生成する。これ等のためもあって原子炉冷却材としての利用は、初期にはあったが(英国の Dourreay Experimental Reactor等)現在では採用されていない。



図 1.2-6 ナトリウムーカリウム合金系 2)

セシウムやルビジウムは、重要な FP 放射性同位体を有しているので留意しておか なければならない。セシウムには ¹³⁷Cs、¹³⁴Cs(これはβ崩壊チェーンの親核種であ る ¹³⁴Xe が安定核種であるため、遮蔽核と呼ばれ直接の FP ではない。生成は ¹³³Xe \rightarrow ¹³³Cs (n、γ) ¹³⁴Cs による。)および ¹³⁵Cs、¹³⁶Cs(これも遮蔽核であり、生成は ¹³⁵Cs (n、γ) ¹³⁴Cs による。)等がある。ナトリウム中に放出されたセシウムは、系 内で様々な分配のされ方をする。蒸発によるカバーガス系への移行(蒸気圧はナト リウムに比べて高い。)、高温管壁中への拡散、コールドトラップでの共沈(ナトリ ウム酸化物や炭素成分との共沈等様々な説がある。)などである。しかしナトリウム 中からの除去には、非晶質カーボン材(RVC: reticulated vitreous carbon)でトラ ップするのが最も効果的である。これはグラファイトがアルカリ金属と層間化合物 (lamellar compound) を形成する性質を利用するものである。この性質はアルカリ 金属の原子番号が大きくなる程強くなるため、ナトリウム中であってもセシウムを モル分率の比で 10⁵~10⁶ も濃縮することができる ²²⁰。原子炉冷却材中に存在する可 能性のあるルビジウムの放射性同位体には ⁸⁶Rb があるが、これは ⁸⁶Kr の遮蔽核と なっている。その生成ルートは ⁸⁵Kr(FP)→ ⁸⁵Rb (n、γ) ⁸⁶Rb である。

(6) カルシウム (calcium)²⁾

ナトリウムにとって Na-Ca 系は非常に重要な系である。なぜなら金属ナトリウムの製造(ダウンズ法)には、塩化カルシウムを含む再生電解浴塩が使用されており、反応の途中で金属ナトリウムと同時に金属カルシウムが還元されて出てくる段階があるからである。そのためもありカルシウムは金属ナトリウムの主要不純物の一つとなる。カルシウムまたはその酸化物や水素化物等は多くの場合、ナトリウムより安定な化合物を形成するので、ナトリウム中の不純物元素のスキャベンジャー

(scavenger:掃除屋という意味)として用いられたこともあった。従ってナトリウ ム中の不純物の挙動や材料成分の質量移行現象に微妙な影響を与えているかもしれ ない。ナトリウム中の溶解度は次式で表される。

$$\log S^{0}$$
 (wt. %) = 2.5629 - 1.545.6/T

このように単体カルシウム 自体の溶解度はかなり高く、 コールドトラップ温度 120℃ でも 43ppm もあり、数百度で は%オーダにもなる。図 1.2-7 に Na-Ca の状態図を示す。 86wt. % Ca に共晶点がある。

1.2.4 代表的なナトリウム化 合物の性質

 (1) ナトリウム酸化物等の 一般的性質

ナトリウムは、化学的に活



CALCIUM (wt.%)



性で強い還元力を持った金属であり、ほとんどの物質と反応する。例えば、空気中 に含まれる酸素、水分や炭酸ガスと反応することにより、酸化ナトリウム、過酸化 ナトリウム、水酸化ナトリウムや炭酸ナトリウムなどのナトリウム化合物が生成さ れる。ナトリウムが空気中で燃焼して発生するエアロゾルもナトリウム化合物であ る。ナトリウム化合物に変化することによって、本来のナトリウムとは異なった性 質を示す物質になる。一例としては、過酸化ナトリウムである。ナトリウムは消防 法の中で「自然発火性物質及び禁水性物質(危険物第3類)」に指定されるが、過酸 化ナトリウムになると、酸化性固体として同じ消防法の第1類として分類される。 また、過酸化ナトリウムや水酸化ナトリウムは、ナトリウムと同様に毒物及び劇物 取締法の「劇物」にも指定されている。このようにナトリウムは、取り扱う環境な どによって多くの物質と化学的に反応し、化学的形態や性質を変化させる。このた め、ナトリウムを取り扱う上では、ナトリウム化合物の性質も知っておくことが大 切である。ここでは、代表的なナトリウム酸化物や水酸化物等の一般的性質につい て述べる。

(i) 過酸化ナトリウム(sodium peroxide; Na₂O₂)

外観上の過酸化ナトリウムは、淡黄色粉末を呈しており、熱すると黄色となる。 空気中に放置すると、水分や炭酸ガスを吸収する。水には発熱を伴い容易に溶けて 水酸化ナトリウムと過酸化水素になるが、常温以上では過酸化水素が分解して酸素

(1.2-27)

を発生する²³⁾。有機物や金属粉等との混合物は自然発火または爆発しやすく²⁴⁾、酸化性固体として消防法の危険物第1類として指定される。融点は 460℃^{23),25)}、657℃²⁶⁾や 675℃²⁷⁾、比重(×10³kg/m³) は 2.80^{24),26)}や 2.60²⁸⁾などと、報告例によっ て少し異なっている。サイクル機構における基礎実験²⁹⁾の結果では、融点は 675℃ 前後の温度である。詳細な熱力学基礎物性値については、後項 1.2.4(2)を参照され たい。また、皮膚や粘膜に対する強い刺激性を示すために、取り扱いには十分な注 意が必要である。ナトリウムを空気雰囲気で燃焼すると、空気中の酸素と反応し、 黄色粉末状の過酸化ナトリウムが発生する。酸素ポテンシャルの違いによって生成 される物質も異なるが、相平衡状態図からの知見³⁰⁾によると、800℃以下よりも低い 温度域では、過酸化ナトリウムが空気中では安定なナトリウム酸化物として生成さ れる。化学反応式は以下のとおりである。

 $2Na + O_2 \rightarrow Na_2O_2$

(ii) 酸化ナトリウム(sodium oxide; Na₂O)

ナトリウムが空気中に曝されると、表面が銀白色から暗灰色または白色などに変色 するが、これはナトリウム酸化物の被膜が生じるためである。酸化ナトリウムの外 観等は白色粉末であり、水と激しく反応し、水酸化ナトリウムになる。強アルカリ 性で刺激性の強い物質である。融点は 1,275℃²⁵⁾や 1,132℃²⁷、比重(×10³kg/m³)は、 2.27²⁵⁾や 2.39²⁸⁾と報告例によって少し異なっている。

酸化ナトリウムは、ナトリウムと酸素との反応によって生成される。ナトリウム が空気中で燃焼する時発生するエアロゾルに含まれる。その化学反応式は以下のと おりである。

 $2Na + 1/2O_2 \rightarrow Na_2O$

(iii) 水酸化ナトリウム(sodium hydroxide; NaOH)

水酸化ナトリウムは別名「苛性ソーダ」とも呼ばれる。純粋なものは無色透明な 固体で、水には多量の熱を発して溶ける^{26),28)}。水溶液は強アルカリ性で、濃厚なも のは腐食性が強く、人体に対しては皮膚、眼や粘膜などのアルカリ障害を引き起こ すので、取扱いには十分な注意が必要である。このため、暴露防止措置として、空 気中における許容濃度(<2mg/m³)が日本産業衛生学会で定められている。ナトリウ ムと水分が反応すると、急激な発熱と水素ガスの発生を伴って水酸化ナトリウムが 生成される。酸化ナトリウムや過酸化ナトリウムと水分との反応によっても、水酸 化ナトリウムが生成される。また、空気中に放置すると二酸化炭素を吸収し、炭酸 ナトリウムに変化する。繊維工業、化学薬品や乾燥剤などの化学工業全般にわたっ て広く利用されている。融点は、純粋なもので 328℃であるが、少量の水分と炭酸 塩などを含むものは 318.4℃で、比重(×10³kg/m³) は 2.13 である ^{25),26),28)}。主な化 学反応式は以下のとおりである。

 $\begin{array}{rcl} \mathrm{Na} + \mathrm{H_2O} & \rightarrow & \mathrm{NaOH} + 1/2\mathrm{H_2} \\ \mathrm{Na_2O} + \mathrm{H_2O} & \rightarrow & 2\mathrm{NaOH} \\ \mathrm{Na_2O_2} + \mathrm{H_2O} & \rightarrow & 2\mathrm{NaOH} + 1/2\mathrm{O_2} \end{array}$

(iv) 炭酸ナトリウム(sodium carbonate; Na₂CO₃)

別名で「炭酸ソーダ」または単に「ソーダ」とも呼ばれる。水酸化ナトリウムを 空気中に放置しておくと、空気中の二酸化炭素を吸収して炭酸ナトリウムに変化す る。また、炭酸水素ナトリウムを加熱分解すると炭酸ナトリウム(無水塩)が得ら れる²⁸⁾。外観上は白色粉末である。ガラスや石けんの原料、繊維の洗浄や色素工業 などに広く用いられている。ナトリウム用消火剤(ナトレックス M)には、炭酸ナ トリウムが主成分として使用されている。融点は 851℃^{24),28)}、比重は 2.53^{24),28)}であ る。主な化学反応式は以下のとおりである。

 $\begin{array}{rcl} \mathrm{Na_2O} + \mathrm{CO_2} & \rightarrow & \mathrm{Na_2CO_3} \\ \mathrm{2NaOH} + \mathrm{CO_2} & \rightarrow & \mathrm{Na_2CO_3} + \mathrm{H_2O} \end{array}$

(v) 炭酸水素ナトリウム(sodium hydrogencarbonate; NaHCO₃)

別名で「重炭酸ソーダ」や「重曹」とも言う。白色の粉末または結晶で、乾燥した空気中で安定であるが、湿分のある空気中では徐々に分解する²⁵⁾。不燃性であり、特に毒性のない物質である²⁴⁾。水溶液は弱アルカリ性を示し、50℃付近から H₂O と CO₂ を失いはじめ、100℃で炭酸ナトリウムに変化する^{28),31)}。炭酸飲料の製造、ふくらし粉、医薬品(胃酸の中和)、洗剤、消火剤などに広く使用されている。比重は 2.21²⁸⁾である。主な化学反応式は以下のとおりである。

 $NaOH + CO_2 \rightarrow Na_2HCO_3$ $Na_2CO_3 + H_2O \iff Na_2HCO_3 + NaOH$

(2) 熱力学基礎物性値

入手可能な各種関連データ資料および公開文献に報告、掲載されている、代表的 なナトリウム(Na)化合物についての熱力学物性値を表 1.2-1にまとめて示す。表か ら明らかなように、多くは報告資料^{32)・46)}によって値に有意な差があるうえ、大気で Na が燃焼した場合に安定して生成する過酸化ナトリウム(Na₂O₂)および酸化ナトリ ウム(Na₂O)の融点や沸点さえも議論が残されていること、鉄酸ナトリウム系化合物 (以下 NaFe 複合酸化物)については、ほとんど熱力学的性質が知られていないことが 分かる。酸化物および水酸化物を中心に、サイクル機構で実施した試験結果等^{47)・55)} を踏まえ、現状、最も信頼できると判断した値を表 1.2-2 に示した。これらの値は、 複数の試験結果や観察結果に矛盾しないものであるが、今後さらに複数機関や研究 者によって再確認、再検討のうえ確定されるべき値であり、その結果によっては改 められる可能性が残されている。

例えば、Na₄FeO₃の融点はスウェーデン王立工科大学のチームがほぼ同じ手法に より複数回測定を試みているが、 631 ± 8 C⁴⁵⁾、1,273Cまで固相⁵⁶⁾など同一機関でさ えも報告が異なっている。サイクル機構が東大との共同で開発した高純度化合物合 成装置により作製した試料を用いた測定では、Na₄FeO₃の融点は 730 ± 15 C⁵²⁾であ る。この値は、その他の研究者^{57),58)}の観察結果やサイクル機構で実施した腐食試験 で観察された現象^{47),49),50)}と矛盾しない。

サイクル機構では、熱力学物性値を求めるために独自に酸化物および水酸化物に 対して示差走査熱量計(DSC)を用いた熱分析を実施している。分析結果に基づき作成 した、NaOH-Na₂O および NaOH-Na₂O₂ 擬 2 元系状態図を図 1.2-8 (1)および図 1.2-8 (2)に例示する。このうち、NaOH-Na₂O₂ 状態図は過去に報告例がなく、サイクル機 構によりはじめて示されたものである。図 1.2-9 に Na₂O-Na₂O₂ データを含めた擬 3 元系状態図を示す。同図により、これまで認められていなかった最も低温となる 3 元共晶点の存在およびその組成点が明らかにされている ⁵¹⁾。

			熱力学物性				
	化合物名称	化学式	融点 [℃]	沸点、昇華点、 分解点[℃]	比重 × 10 ³ [kg/m ³]		
酸	酸化ナトリウム	Na ₂ O	920[32,33] 1,132.1[34] 1,131.9[46]	分 : 400[38] 沸 : 1,350[33] 1,950[35] 昇 : 1,275[34,36]	2.27[37,39] 2.39[38] 2.8[40]		
化物	過酸化ナトリウム	Na ₂ O ₂	460[37-39] >596[33] 674.9[46] 675[32,34]	分:460[36,40] 分:657[36] 沸:657[40] 沸:675[33]	2.60[38] 2.805[37,40]		
	超酸化ナトリウム	NaO ₂	552[33,34,46]		2.18[39]		
		Na₂FeO₂	801±2 [45,46]				
分生		Na ₄ FeO ₃	631±8 [45,46]	分:631[46]			
<u></u> 歌		NaFeO ₂	1,346.9[46]				
系		Na ₈ Fe ₂ O ₇	1,227[46]				
		Na_3FeO_3	1,227[46]				
		Na ₃ Fe ₅ O ₉	1,157[46]	分:1,157[46]			
		Na_5FeO_4	1,227[46]				
その	水酸化ナトリウム	NaOH	318[41] 322[42] 323[43,46] 328[44] 純粋:320, 含水・炭酸:318.4 [38,39]	沸 : 1,390[38,41] 沸 : 1,557[43] 沸 : 1,556.9[46]	2.13[38,39]		
他	炭酸ナトリウム	Na ₂ CO ₃	851[38] 887.9[46]	沸:1,464.9[46]	2.53[38]		
	炭酸水素ナトリウム	NaHCO ₃		Na ₂ CO ₃ に変質:100 [38]	2.21[38]		
	水素化ナトリウム	NaH	426.9[46]	分426.9[46] 分800[38]	0.92[38]		

表 1.2-1 代表的なナトリウム化合物の熱力学物性値

(注) []内の数字は参考文献の番号を示す。

	化合物名	融点 [℃]	沸点 [℃]	比重 [×
				10^{3} kg/m ³]
酸	Na ₂ O	1,131.9	1,350	2.39
化	Na_2O_2	674.9	[分]970.9	2.60
物	NaO_2	551.9	[分]459.9	2.18
	Na_2FeO_2	安定集	物質として存在し	_ない。
	Na_4FeO_3	735 ± 15		
鉄	NaFeO ₂	1,346.9		
酸	Na ₈ Fe ₂ O ₇	>1,100		
系	Na ₃ FeO ₃	>1,100		
	Na ₃ Fe ₅ O ₉	1,157		
	Na_5FeO_4	1,227		
7	NaOH	320	1,390	2.13
ての	Na ₂ CO ₃	887.9	1,464.9	2.53
U)	NaHCO ₃	—		
11U	NaH	426.9		0.92

表 1.2-2 代表的 Na 化合物の熱力学物性値(推奨)

※網掛けの数値は現状で最も信頼性が高いと考えられるデータであるが、サイクル機構 では未確認

[分]:分解点



(2) NaOH-Na₂O₂ 擬 2 元系状態図

図 1.2-8 DSC データに基づく Na-O-H 系 2 元状態図の例



図 1.2-9 NaOH-Na₂O-Na₂O₂ 擬 3 元系状態図

(3) 熱力学特性関数

表 1.2-3 および表 1.2-4 に NaFeO 系反応および主要な NaFe 複合酸化物の熱力学 特性関数を示す ⁵⁹⁾⁻⁶³⁾。こうした特性関数も NaFe 複合酸化物については報告によっ て有意に異なることが分かる。熱力学特性関数とは、物質の熱力学的性質を規定す る関数をいうが、一般には、大きな特性関数と呼称される J=F-G=-pV を含み、 内部エネルギ:U、エンタルピ:H=U+pV、ヘルムホルツ自由エネルギ:F=U-ST、 ギブス自由エネルギ:G=F+pV などを指す。式中、p は圧力、V は体積、S はエント ロピおよび T は絶対温度である。これらの関数のうち1つの関数が、自然な変数、 例えば化学ポテンシャルと当該の物質量によって与えられれば、熱力学の一般関係 式により対象となる系のすべての熱力学的性質を求めることができる。ここでは、 最も広く用いられるギブス自由エネルギを示した。こうした熱力学特性関数により、 反応の進行方向と平衡位置(平衡に至る熱力学条件)を知ることができる。すなわち、 反応を引き起こさせたり、抑制・防止しようとする場合の条件設定や物質生成の環 境推定の根拠を与えることができる。ここでいう、熱力学的に「平衡状態」とは、(a) 温 度、圧力や密度といった系内の質量に無関係な熱力学的性質(示強性の性質という) が時間とともに変化せず、(b) 系内、その周囲との境界でも全くエネルギや物質の出 入りがない、ことである。また、熱力学特性関数に基づいて得られる平衡状態図や エリンガム(ΔG°-T)図などにより、想定環境条件下で生成し得る、あるいは生成 しやすい物質を容易に知ることができる。このため、熱力学特性関数を正しく知る ことは、化学物質を安全かつ適切に取り扱ううえで極めて重要である。

既述した高純度物質合成装置により製作した試料に基づき、サイクル機構で評価 した熱力学特性 53)-55)を表 1.2-5 に示す。これらの値は、全て高純度試料を用いた Na 蒸気測定データに基づいているが、例えば、Na4FeO3のギブス自由エネルギは文献 33)に報告されている特性関数と一致している。また、表に記載されている特性は、 定圧モル比熱: Cp[J/K·mol]、標準エントロピ: S°[J/K·mol]、標準エンタルピ変化: Δ H°[kJ/mol]および標準ギブスエネルギ変化: Δ G°[kJ/mol]であり、gef は以下で 求められるギブスエネルギ関数である。

 $gef(T) = {G^{\circ} - H^{\circ} (298.15K)}/T = -S^{\circ} (T) + {H^{\circ} - H^{\circ} (298.15K)}/T$

また、定圧モル比熱と他の熱力学特性とは、比熱と温度の関係、ある温度(T₀)下での標準エントロピ変化(ΔS°_{0})、標準エンタルピ変化(ΔH°_{0})が既知であれば以下の関係がある。

 $\Delta S^{\circ} = \int (\Delta Cp/T) dT + \Delta S^{\circ} _{0}$ $\Delta H^{\circ} = \int (\Delta Cp) dT + \Delta H^{\circ} _{0}$ $\Delta G^{\circ} = \Delta H^{\circ} - T\Delta S^{\circ}$

求めた熱力学特性に基づいて表した Na-Fe-O 化学ポテンシャル図の例を図 1.2-10 に示す。サイクル機構では、これらの図に基づき、Dai らが報告し⁶⁰、その後複数 の研究者により存在が疑問視されていた Na₂FeO₂ という鉄の 2 価の化合物は、少な くとも平衡状態図に表れる安定な存在ではないことを指摘している⁵⁷。

文	Ŧ	디산수	ギブス自由エネルギ
献	貝	汉心式	(J/mol)
59	146	$Na_2O(s) + FeO(s) = Na_2FeO_2(s)$? G°= - 119,106(±3,730)+
			113.74T
59	146	$2Na_2O(s) + FeO(s) = Na_4FeO_3(s)$?G°= -147,998(±8,210)+ 164.8T
59	146	$Na_2O(s) + Na_2FeO_2(s) = Na_4FeO_3(s)$?G°= -28,892 + 51.06T
59	148	$Na_2O(s) + Fe_2O_3(s) = Na_2Fe_2O_4(s)$?G°= -85,973 + 18.755T
50	110	$2Na(s, 1) + 2Fe(s) + 2O_2(g) =$?G°= -1,391,171.5 + 1,167.58T
99	148	$Na_2Fe_2O_4(s)$	– 199.51Tln(T)
59	151	$Na_2O(s) + FeO(s) = Na_2FeO_2(s)$? G°= -119,106 + 115.54T
60	34	$Na_2O(s) + Fe_2O_3(s) = Na_2Fe_2O_4(s)$?G°= -86,002 + 61.89T
60	35	$Na_2O(s) + FeO(s) = Na_2FeO_2(s)$? G°= - 119,106(±3,730)+
60			113.74T
60	35	$2Na_2O(s) + FeO(s) = Na_4FeO_3(s)$?G°= -147,998(±8,210)+ 164.8T
60	35	$2Na(l) + 2Fe(s) + 2O_2(g) = Na_2Fe_2O_4(s)$?G°= -1,323,130 + 321.90T
60	35	$2\mathrm{Na}(\mathrm{l}) + \mathrm{Fe}(\mathrm{s}) + \mathrm{O}_2(\mathrm{g}) = \mathrm{Na}_2\mathrm{FeO}_2(\mathrm{s})$? G°= -805,316 + 311.84T
60	35	$4Na(l) + Fe(s) + 3/2O_2(g) = Na_4FeO_3(s)$?G°= -1,251,208 + 498.76T
60	35	$2Na(g) + 2Fe(s) + 2O_2(g) = Na_2Fe_2O_4(s)$?G°= -1,512,440 + 491.31T
60	35	$2\mathrm{Na}(g) + \mathrm{Fe}(s) + \mathrm{O}_2(g) = \mathrm{Na}_2\mathrm{FeO}_2(s)$? G°= -1,004,546 + 481.25T
60	35	$4Na(g) + Fe(s) + 3/2O_2(g) = Na_4FeO_3(s)$?G°= -1,649,668 + 837.58T
60	35	$Na_2FeO_2(s) + Fe(s) + O_2(g) =$? G°= -507,896 + 10.06T
60		$Na_2Fe_2O_4(s)$	
60	35	$Na_4FeO_3(s) + Fe(s) + O_2(g) =$? G°= -359,424 + 124.92T
00		2Na ₂ FeO ₂ (s)	
60	35	$Na_2FeO_2(s) + 2Na(g) + 1/2O_2(g) =$	$? G^{\circ} = -645,122 + 356.33T$
00		Na4FeO ₃ (s)	
60	35	$Na_2Fe_2O_4(s) + 6Na(g) + O_2(g) =$	$? G^{\circ} = -1,786,896 + 1,183.85T$
00		$2Na_4FeO_3(s)$	
60	35	$Na_2Fe_2O_4(s) + 4Na(g) + 1/2O_2(g) =$	$2G^{\circ} = -1.141.774 + 827.52T$
00	ออ	$Na_4FeO_3(s) + Na_2FeO_2(s)$	

表 1.2-3 Na-Fe-O 系化合物の形成熱力学データ

小計	古	化合物	適用温度範囲	ギブス自由エネルギ
又瞅	只		[K]	(J/mol)
50	150	No Eo O	$298.15 \sim$	G°= - 1,391,171.5 + 1,167.57665T -
59	190	Na ₂ re ₂ O ₄	適用温度範囲ギブス自由エネルギ[K](J/mol)298.15~G°= - 1,391,171.5 + 1,167.5766573,000.0199.505779T ln(T) - 0.0133451352T298.15~G°= - 1,288,642.968 - 418,199.1687600.0614.4694187T - 100.5679576T- 0.159230338T ² + 3.2191696×10 ⁻⁵⁷ 600.0~G°= - 1,327,914.21 + 2,294,463.7671,023.0G°= - 1,327,914.21 + 2,294,463.7671,023.0~G°= - 1,320,712.924 + 1,301.4551,405.20- 211.254004Tln(T) - 0.0180935584? G°= - 1,211,000 + 337.84T? G°= - 776,922 + 207.9T±20,930700~1,100? G°= - 737,155 + 177.1T±41,860723~873? G°= - 1,212,202 + 351.1T	$199.505779T \ln(T) - 0.0133451352T^2$
			208 150	$G^{\circ} = -1,288,642.968 - 418,199.168T^{\cdot 1} +$
			298.15	$614.4694187T - 100.5679576T \ln(T)$
			600.0	$- 0.159230338T^2 + 3.2191696 \times 10^{-5}T^3$
50	150	No EoO	600.00	$G^{\circ} = -1,327,914.21 + 2,294,463.76T^{\cdot 1} +$
09	09 100	Na4reO3	1.022.0	$1,292.320362T - 208.116004T \ln(T) -$
			1,023.0	$0.0276134136T^2 + 18.85449866 \times 10^{.7}T^3$
			1,023.0~	$G^{\circ}= -1,320,712.924 + 1,301.455692T$
			1,405.20	-211.254004Tln(T) $-$ 0.0180935584T ²
61	274	$Na_2FeO_2(s)$? G°= -1,211,000 + 337.84T
61	274	$Na_4FeO_3(s)$? G°= -780,000 + 199.216T
62	1	$Na_2FeO_2(s)$	700~1,100	$? G^{\circ} = -776,922 + 207.9T \pm 20,930$
62	1	$Na_4FeO_3(s)$	700~1,100	$? G^{\circ} = -1,215,489 + 342.6T \pm 12,588$
62	1	NaFeO ₂ (s)	700~1,100	$? G^{\circ} = -737,155 + 177.1T \pm 41,860$
63	1	Na ₄ FeO ₃ (s)	723~873	? G°= -1,212,202 + 351.1T

表 1.2-4 Na-Fe-O 系化合物単相の熱力学データ

Т	Ср	S°	H°-H°(298)	gef	$\Delta_{\rm f} H^{\circ}$	$\Delta_{\mathrm{f}}G^{\circ}$
K	J/K·mol	J/K•mol	kJ/mol	J/K·mol	kJ/mol	· kJ/mol
298.15	186.969	208.9	0	-208.9	-1206.1	-1107.5
300	187.494	210.058	0.346	-208.904	-1206.09	-1106.89
371	202.844	251.6	14.251	-213.188	-1205.58	-1083.46
371		1]	Na: mp]		2.6	
371	202.844	251.6	14.251	-213.188	-1215.97	-1.083.46
400	207.289	267.037	20.2	-216.538	-1215.78	-1073.11
500	218.509	314.589	41.531	-231.528	-1214.33	-1037.58
600	226.354	355.155	63.792	-248.835	-1212	-1002.44
700	232.605	390.531	86.749	-266.604	-1209.11	-967.729
800	238.007	421.951	110.285	-284.095	-1205.89	-933.46
900	242.915	450.271	134.334	-301.011	-1202.55	-899.604
1000	247.516	476.105	158.858	-317.247	-1199.27	-866.119
1008	247.874	478.079	160.839	-318.516	-1199.01	-863.455
1008	[Na4			eO3:bp]		
1008	247.874	478.079	160.839	-318.516	-1199.01	-863.455
1042	247.874	486.302	169.267	-323.857	-1197.98	-852.154
1042		[Fe	:mtp]		0.75	
1042	247.874	486.302	169.267	-323.857	-1198.73	-852.154
1100	247.874	499.728	183.644	-332.78	-1196.98	-832.908
1170.44	247.874	515.114	201.104	-343.295	-1194.57	-809.668
1170.44	[Na:]				97.25	
1170.44	247.874	515.114	201.104	-343.295	-1583.55	-809.668
1184	247.874	517.969	204.465	-345.279	-1582.6	-800.707
1184	[Fe		etp]		0.9	
1184	247.874	517.969	204.465	-345.279	-1583.5	-800.707
1200	247.874	521.296	208.431	-347.604	-1582.25	-790.137
1300	247.874	541.137	233.219	-361.738	-1574.54	-724.44
1400	247.874	559.506	258.006	-375.216	-1566.94	-659.332
1500	247.874	576.608	282.793	-388.079	-1559.48	-594.763

表 1.2-5 (1) Na4FeO3の熱力学特性表

 (注) mp:融点、tp:固相転移点、mtp:磁気相転移点、bp:沸点、 ltp:ラムダ相転移点、sp:昇華点 相転移の情報については、温度、相転移エンタルピ(J/mol)を表示

T	Ср	S°	H°-H°(298)	gef	$\Delta_{\rm f} H^{\circ}$	$\Delta_{\rm f}G^{\circ}$
K	J/K·mol	J/K·mol	kJ/mol	J/K•mol	kJ/mol	kJ/mol
298.15	84.518	88.3	0	-88.3	-698.787	-640.52
300	84.543	88.823	0.156	-88.302	-698.784	-640.159
371	85.488	106.878	6.192	-90.187	-698.79	-626.305
371	[Na:mp] 2.6					
371	85.488	106.878	6.192	-90.187	-701.388	-626.305
400	85.874	113.327	8.677	-91.634	-701.478	-620.437
500	87.205	132.632	17.331	-97.97	-701.848	-600.152
600	88.536	148.649	26.118	-105.119	-702.325	-579.782
700	89.867	162.397	35.038	-112.342	-702.95	-559.322
800	91.198	174.484	44.092	-119.369	-703.796	-538.758
900	92.529	185.302	53.278	-126.104	-704.95	-518.071
1000	93.86	195.12	62.597	-132.522	-706.509	-497.234
1042	94.419	198.993	66.551	-135.124	-707.31	-488.431
1042	[Fe:mtp] 0.75					
1042	94.419	198.993	66.551	-135.124	-708.06	-488.431
1100	95.191	204.128	72.05	-138.628	-709.14	-476.178
1170.44	96.129	210.065	78.788	-142.75	-710.042	-461.234
1170.44	[Na:] 97.25					
1170.44	96.129	210.065	78.788	-142.75	-807.288	-461.234
1184	96.309	211.174	80.093	-143.528	-807.311	-457.225
1184	[Fe:tp] 0.9					
1184	96.309	211.174	80.093	-143.528	-808.211	-457.225
1200	96.522	212.468	81.636	-144.438	-808.106	-452.484
1300	97.853	220.246	91.354	-149.974	-807.438	-422.881
1400	99.184	227.547	101.206	-155.257	-806.749	-393.33
1500	100.515	234.435	111.191	-160.308	-806.037	-363.829

表 1.2-5 (2) NaFeO2の熱力学特性表

(注) mp:融点、tp:固相転移点、mtp:磁気相転移点、bp:沸点、
 ltp:ラムダ相転移点、sp:昇華点
 相転移の情報については、温度、相転移エンタルピ(J/mol)を表示
T	Ср	S°	H°-H°(298)	gef	$\Delta_{\rm f} H^{\circ}$	$\Delta_{\mathbf{f}}G^{\circ}$	
K	J/K·mol	J/K·mol	kJ/mol	J/K•mol	kJ/mol	kJ/mol	
298.15	158.268	172	0	-172	-1162.6	-1068.6	
300	158.74	172.98	0.293	-172.003	-1162.59	-1068.02	
371	172.522	208.24	12.096	-175.637	-1162.08	-1045.6	
371			[Na:m	p]2.6	125	3	
371	172.522	208.24	12.096	-175.637	-1169.87	-1045.6	
400	176.502	221.377	17.158	-178.481	-1169.65	-1035.87	
500	186.517	261.921	35.346	-191.228	-1168.24	-1002.48	
600	193.482	296.573	54.363	-205.968	-1166.12	-969.449	
700	199.008	326.826	73.996	-221.118	-1163.6	-936.807	
800	203.766	353.717	94.139	-236.043	-1160.86	-904.544	
900	208.078	377.969	114.734	-250.487	-1158.08	-872.629	
1000	212.113	400.103	135.746	-264.358	-1155.43	-841.017	
1042	213.75	408.864	144.689	-270.007	-1154.4	-827.819	
1042	[Fe:mtp] 0.75						
1042	213.75	408.864	144.689	-270.007	-1155.15	-827.819	
1100	215.967	420.502	157.151	-277.637	-1153.64	-809.619	
1170.44	218.605	433.988	172.457	-286.645	-1151.32	-787.637	
1170.44			[Na:]	97.25			
1170.44	218.605	433.988	172.457	-286.645	-1443.06	-787.637	
1184	219.107	436.509	175.425	-288.347	-1442.23	-780.044	
1184		[Fe:tp] 0.9					
1184	219.107	436.509	175.425	-288.347	-1443.13	-780.044	
1200	219.698	439.454	178.935	-290.342	-1442	-771.087	
1300	223.341	457.184	201.088	-302.501	-1434.84	-715.437	
1400	226.922	473.866	223.601	-314.151	-1427.45	-660.347	
1500	230.456	489.643	246.47	-325.33	-1419.82	-605.793	

表 1.2-5 (3) Na₃FeO₃の熱力学特性表

(注) mp:融点、tp:固相転移点、mtp:磁気相転移点、bp:沸点、 ltp:ラムダ相転移点、sp:昇華点 相転移の情報については、温度、相転移エンタルピ(J/mol)を表示

						and the second sec		
T	Cp ·	S°	H°-H°(298)	gef	$\Delta_{\rm f} H^{\circ}$	$\Delta_{\mathbf{f}} G^{\circ}$		
K	J/K·mol	J/K·mol	kJ/mol	J/K•mol	kJ/mol	kJ/mol		
298.15	385.124	438.1	0	-438.1	-2746	-2524.3		
300	386.301	440.486	0.714	-438.107	-2745.99	-2522.92		
371	420.636	526.383	29.467	-446.957	-2745.06	-2470.22		
371			[Na:m	p]2.6				
371	420.636	526.383	29.467	-446.957	-2765.85	-2470.22		
400	430.537	558.419	41.813	-453.887	-2765.46	-2447.12		
500	455.392	657.368	86.202	-484.964	-2762.35	-2367.83		
600	472.619	741.994	132.644	-520.921	-2757.36	-2289.37		
700	486.245	815.905	180.608	-557.892	-2751.17	-2211.84		
800	497.951	881.613	229.83	-594.326	-2744.25	-2135.25		
900	508.541	940.884	280.162	-629.593	-2737.03	-2059.55		
1000	518.438	994.981	331.515	-663.465	-2729.89	-1984.65		
1042	522.45	1016.392	353.374	-677.262	-2727.01	-1953.41		
1042			[Fe:mtp	0.75				
1042	522.45	1016.392	353.374	-677.262	-2728.51	-1953.41		
1100	527.882	1044.839	383.834	-695.899	-2724.33	-1910.37		
1170.44	534.343	1077.804	421.247	-717.899	-2718.25	-1858.43		
1170.44			[Na:]	97.25	W.	-		
1170.44	534.343	1077.804	421.247	-717.899	-3496.22	-1858.43		
1184	535.573	1083.966	428.501	-722.056	-3494.03	-1839.47		
1184	[Fe:tp] 0.9							
1184	535.573	1083.966	428.501	-722.056	-3495.83	-1839.47		
1200	537.018	1091.164	437.082	-726.93	-3492.97	-1817.11		
1300	545.936	1134.502	491.231	-756.632	-3474.75	-1678.18		
1400	554.697	1175.282	546.264	-785.093	-3455.91	-1540.68		
1500	563.341	1213.847	602.166	-812.403	-3436.48	-1404.55		

表 1.2-5 (4) NasFe2O7の熱力学特性表

(注) mp:融点、tp:固相転移点、mtp:磁気相転移点、bp:沸点、
 ltp:ラムダ相転移点、sp:昇華点
 相転移の情報については、温度、相転移エンタルピ(J/mol)を表示

T	Ср	S°	H°-H°(298)	gef	$\Delta_{\mathrm{f}} H^{\circ}$	$\Delta_{\mathbf{f}} G^{\circ}$		
K	J/K·mol	J/K·mol	kJ/mol	J/K•mol	kJ/mol	kJ/mol		
298.15	379.792	346	0	-346	-2904.4	-2646		
300	380.754	348.352	0.704	-346.007	-2904.33	-2644.4		
371	409.022	432.384	28.826	-354.686	-2901.17	-2583.22		
371			[Na:m	p]2.6		÷		
371	409.022	432.384	28.826	-354.686	-2908.97	-2583.22		
400	417.287	463.483	40.811	-361.457	-2907.58	-2557.81		
500	438.397	559.031	83.669	-391.694	-2902.1	-2470.98		
600	453.436	640.35	128.293	-426.528	-2896.15	-2385.31		
700	465.608	711.187	174.262	-462.241	-2890.36	-2300.64		
800	476.252	774.068	221.365	-497.362	-2885.25	-2216.76		
900	486.008	830.732	269.483	-531.306	-2881.35	-2133.44		
1000	495.213	882.418	318.548	-563.87	-2879.19	-2050.48		
1042	498.964	902.869	339.426	-577.125	-2878.93	-2015.68		
1042			[Fe:mt]	0.75				
1042	498.964	902.869	339.426	-577.125	-2882.68	-2015.68		
1100	504.057	930.034	368.514	-595.022	-2882.12	-1967.43		
1170.44	510.135	961.508	404.234	-616.139	-2879.25	-1908.93		
1170.44			[Na:]	97.25				
1170.44	510.135	961.508	404.234	-616.139	-3170.98	-1908.93		
1184	511.293	967.391	411.16	-620.128	-3169.89	-1894.32		
1184	[Fe:tp] 0.9							
1184	511.293	967.391	411.16	-620.128	-3174.39	-1894.32		
1200	512.656	974.263	419.351	-624.804	-3172.44	-1877.03		
1300	521.082	1015.631	471.039	-653.293	-3160.06	-1769.58		
1400	529.382	1054.552	523.563	-680.578	-3147.4	-1663.1		
1500	537.59	1091.356	576.913	-706.747	-3134.44	-1557.53		

表 1.2-5 (5) Na₃Fe₅O₉の熱力学特性表

(注) mp:融点、tp:固相転移点、mtp:磁気相転移点、bp:沸点、
 ltp:ラムダ相転移点、sp:昇華点
 相転移の情報については、温度、相転移エンタルピ(J/mol)を表示

Cp J/K·mol 226.859	S° J/K∙mol	<i>H°-H</i> °(298) kJ/mol	gef	$\Delta_{\rm f} H^{\circ}$	$\Delta_{\mathrm{f}}G^{\circ}$		
J/K·mol 226.859	J/K•mol	kJ/mol	T/TZ		1000 December 1000		
226.859			J/K·moi	kJ/mol	kJ/mol		
	246.3	0	-246.3	-1596	-1462.7		
227.564	247.705	0.42	-246.304	-1596	-1461.87		
248.118	298.343	17.371	-251.52	-1595.58	-1430.17		
		[Na:m	p]2.6				
248.118	298.343	17.371	-251.52	-1608.57	-1430.17		
254.038	317.244	24.655	-255.606	-1608.4	-1416.23		
268.88	375.649	50.857	-273.936	-1606.71	-1368.36		
279.143	425.624	78.283	-295.153	-1603.84	-1320.94		
287.244	469.282	106.615	-316.976	-1600.17	-1274.07		
294.193	508.102	135.694	-338.485	-1595.99	-1227.77		
300.472	543.12	165.431	-359.308	-1591.55	-1182		
306.335	575.084	195.774	-379.31	-1587.06	-1136.74		
308.71	587.736	208.69	-387.458	-1585.21	-1117.87		
		[Fe:mtp	0.75				
308.71	587.736	208.69	-387.458	-1585.96	-1117.87		
311.926	604.545	226.689	-398.464	-1583.29	-1091.88		
315.75	624.024	248.796	-411.458	-1579.52	-1060.53		
		[Na:]	97.25				
315.75	624.024	248.796	-411.458	-2065.75	-1060.53		
316.477	627.665	253.083	-413.913	-2064.4	-1048.89		
[Fe:tp] 0.9							
316.477	627.665	253.083	-413.913	-2065.3	-1048.89		
317.332	631.919	258.153	-416.791	-2063.57	-1035.17		
322.608	657.528	290.151	-434.335	-2052.5	-949.914		
327.789	681.626	322.672	-451.146	-2041.06	-865.527		
332.9	704.416	355.707	-467.278	-2029.24	-781.97		
	220.839 227.564 248.118 248.118 254.038 268.88 279.143 287.244 294.193 300.472 306.335 308.71 311.926 315.75 315.75 315.75 316.477 317.332 322.608 327.789 332.9	220.839240.3227.564247.705248.118298.343248.118298.343254.038317.244268.88375.649279.143425.624287.244469.282294.193508.102300.472543.12306.335575.084308.71587.736311.926604.545315.75624.024316.477627.665317.332631.919322.608657.528327.789681.626332.9704.416	220.839246.30227.564247.7050.42248.118298.34317.371248.118298.34317.371254.038317.24424.655268.88375.64950.857279.143425.62478.283287.244469.282106.615294.193508.102135.694300.472543.12165.431306.335575.084195.774308.71587.736208.69311.926604.545226.689315.75624.024248.796316.477627.665253.083317.332631.919258.153322.608657.528290.151327.789681.626322.672332.9704.416355.707	226.839246.30 -246.3 227.564247.7050.42 -246.304 248.118298.34317.371 -251.52 248.118298.34317.371 -251.52 248.118298.34317.371 -251.52 254.038317.24424.655 -255.606 268.88375.64950.857 -273.936 279.143425.62478.283 -295.153 287.244469.282106.615 -316.976 294.193508.102135.694 -338.485 300.472543.12165.431 -359.308 306.335575.084195.774 -379.31 308.71587.736208.69 -387.458 311.926604.545226.689 -398.464 315.75624.024248.796 -411.458 316.477627.665253.083 -413.913 316.477627.665253.083 -413.913 317.332631.919258.153 -416.791 322.608657.528290.151 -434.335 327.789681.626322.672 -451.146 332.9704.416355.707 -467.278	220.859240.30 -246.3 -1596 227.564247.7050.42 -246.304 -1596 248.118298.34317.371 -251.52 -1595.58 [Na:mp] 2.6248.118298.34317.371 -251.52 -1608.57 254.038317.24424.655 -255.606 -1608.4 268.88375.64950.857 -273.936 -1600.171 279.143425.62478.283 -295.153 -1600.171 294.193508.102135.694 -338.485 -1595.99 300.472543.12165.431 -359.308 -1591.55 306.335575.084195.774 -379.31 -1587.06 308.71587.736208.69 -387.458 -1585.21 Fe:mtp] 0.75308.71587.736208.69 -398.464 -1583.29 311.926604.545226.689 -398.464 -1583.29 315.75624.024248.796 -411.458 -2065.75 316.477627.665253.083 -413.913 -2064.4 317.332631.919258.153 -416.791 -2063.57 322.608657.528290.151 -434.335 -2052.5 327.789681.626322.672 -451.146 -2041.06 332.9704.416355.707 -467.278 -2029.24		

表 1.2-5 (6) Na5FeO4 の熱力学特性表

(注) mp:融点、tp:固相転移点、mtp:磁気相転移点、bp:沸点、
 ltp:ラムダ相転移点、sp:昇華点
 相転移の情報については、温度、相転移エンタルピ(J/mol)を表示



(2) Na-Fe-O 化学ポテンシャル図(1000K)

図 1.2-10 求めた熱力学特性に基づく化学ポテンシャル図

[参考文献]

- 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター: "高速増殖炉技術読本"、PNC TN9520
 91-006、第3編、pp. 3-22~3-37 (1991)
- 2) O.J.Foust : "Sodium-NaK engineering handbook Vol. I Sodium chemistry and physical properties", Gordom and Breach, Science Publishers. Inc. (1972)
- 3) H.U.Borgstedt, C.K.Mathews : "Applied chemistry of the alkali metals", Plenum Press (1987)
- 4)動力炉・核燃料開発事業団高速実験炉部原子炉第1課:"ナトリウム技術読本" (1981)
- 5) 三木良平: "高速增殖炉"、日刊工業新聞社、p.21 (1973)
- 6) 飯沢克幸: "ナトリウム冷却材の不純物抑制と被ばく低減"、原子力工業、第33巻第11号、 pp.62-79 (1987)
- 7)動力炉・核燃料開発事業団:"ナトリウム不純物計に関する技術資料(I)ープ ラグ計に関する技術資料"、ナトリウム技術専門委員会、不純物技術資料作成ワー キンググループ、PNC ZN2410 86-001 (1986)
- 8) 武田邦雄、他:"真空蒸留法による液体ナトリウム中の酸素溶解度の測定"、日本 原子力学会分科会、D52 (1975)
- 9) A.W.Thorley : "The corrosion of iron in sodium and the influence of alloying elements on its mass transfer behaviour", Material Behaviour and Physical Chemistry in Liquid Metal Systems, Prenum Press, p19 (1982)
- 10) G. K. Johnson, et al. : Journal of. Chemical Thermodynamics (1973)
- R. Ainsley, A. P., Hartlib, P. M. and Holroyd, G. Long : Journal of. Nuclear. Materials, 52, pp255-276 (1974)
- 12) B. Longson and A. W. Thorley : Journal of Applied Chemistry, 20, pp372-379 (1970)
- 13) W.Marth: "Sodium-still the best coolant for fast breeder reactors", Proc. of the 4th Int. Conf. on Liquid Metal Eng. & Tech., p.8-1 (1988)
- 14) W.P.Stanaway, R.Thompson: "Solubility of metals, iron and manganese in sodium", Proc. of the 2nd Int. Conf. on Liquid Metal Eng. & Tech., x v i i i -8-2 (1980)
- T.D.Claar : "Solubilities of metallic elements in liquid sodium", Reactor Technology, Vol.13.No.2 (1970)
- 16) W.P.Stanaway, R.Thompson : "The solubility of transition metals, Mn and Co in liquid sodium", Material Behaviour and Physical Chemistry in Liquid Metal Systems, Prenum Press, p.421 (1982)
- 17) C.B.Pellett : "Measurement of transition metal solubilities in liquid sodium, Cobalt, Nickel and Chromium", Private Communication
- 18) 飯沢克幸、他: "高速炉保修線量評価システムの開発"、サイクル機構技報、

No.12, pp.33 -36 (2001).

- 19) 姫野嘉昭: "ナトリウム中不純物溶解度"、PNC TN951 75-03 (1975)
- 20) S.Miyahara, et al.: "Transport and Deposition of Halide in Alkali Metal-Stainless Steel Systems, (Ⅱ) -Solubility of Sodium Iodide in Sodium Measured at Temperatures between 350~800 °C ", J of Nuc. Sci. and Tech., Vol.29, No.4, pp351~357 (1992)
- 21) C.G.Allan : "The solubilities of sodium bromide and sodium lodide in sodium", TRG Report 2458(D), UKAEA (1973)
- 22)小沢健二、他: "高速増殖炉の運転保守技術の現状と開発の動向"、原子力工業 第 33 巻、第 10 号、p.56 (1987)
- 23) 社団法人日本化学会編集:"化学便覧応用編改訂3版"、丸善㈱発行(1980)
- 24) 海外技術資料研究所発行: "危険物・毒物処理取扱いマニュアル" (1974)
- 25) 朝倉書店発行:"実用化学辞典" (1986)
- 26) 化学物質安全情報研究会編集:"化学物質安全性データブック"、オーム社発行 (1994)
- 27) 堀越研究所: "JANAF 熱化学データ表" (1965)
- 28) "理化学辞典" 第5版增補版、岩波書店 (1998)
- 29) 古川智弘、吉田英一、青砥紀身、他:"単独 Na 化合物と鉄基材料の高温化学反応基 礎試験(1)"、PNC TN9410 97-086 (1997)
- 30) 池田和外、大塚伸夫、池永慶章:"基礎物性把握と Na-Fe-O 等温状態図の作成"、 PNC PJ9009 97-001 (1996)
- 31) 志田正二編:"化学辞典 普及版"、森北出版(1985)
- H.P.Elliott: "Constitution of Binary Alloys", 1st Supplement, McGraw-Hill Book Company (1958).
- G.V.Samsonov: "The Oxide Handbook", 2nd Edition, IFI/Plenum Data Company (1982).
- 34) "Dictionary of Inorganic Compounds" (1992)
- 35) R.N.Newman: "The Ignition and Burning Behavior of Sodium Metal in Air," Prog.Nucl.Ener., Vol.12, No.2 pp.119-147 (1985).
- 36) "Handbook of Chemistry and Physics", 68th Edition, The Chemical Rubber CO. Press (1987-1988).
- 37) 化学大辞典編集委員会編:"化学大辞典(縮刷版)"、共立出版(1965).
- 38) "理化学辞典、第5版增補版"、岩波書店(1998)
- 39) "化学辞典、第1版"、東京化学同人(1989)
- 40) 毒物劇物安全対策研究会編、古賀元監修: "最新劇物毒物取扱の手引"、時事通 信社 (2004)
- 41) R.C.Weast: "Handbook of Chemistry and Physics", 58th Edition, The Chemical Rubber CO. Press (1977-1978).

- 42) J.W.Mellor: "Inorganic and Theoretical Chemistry Supplement II", The Alkali Metals, Longman's London(1961)
- 43) "JANAF Thermochemical Tables", 1974 Supplement, J.Phys.Chem.Ref. Data 3(2) (1977)
- 44) N.A.Lange: "Handbook of Chemistry", 11th Ed., McGraw-Hill (1973)
- 45) W.Dai, S,Seetharaman, L.I.Staffansson: "Phase-Relationships in the System Fe-Na-O," Metal.Trans. B, Vol.15B(1984).
- 46) 日本熱測定学会、熱力学データベース作業 Gr 編: "パソコン用熱力学データベース'MALT2'"、科学技術社(1992).
- 47) K.Aoto, Y.Hirakawa and T.Kuroda : "Corrosion Test of Mild Steel in High-Temperature Sodium Compounds", Proc.193rd Electrochemical Society Meeting pp.275-286. (1998)
- 48) K.Aoto: "Corrosion Mechanism of Mild Steel in Burning Sodium and its Compounds", Proc.193rd the Electrochemical Society Meeting pp.287-298. (1998)
- 49) T.Furukawa, E.Yoshida, Y.Nagae and K.Aoto : "The High-Temperature Chemical Reaction between Sodium Oxide and Carbon Steel", Proc.193rd the Electrochemical Society Meeting pp.312-323 (1998).
- 50) K.Aoto and E.Yoshida, : "Corrosion behavior of carbon steel in molten sodium compounds at high temperatures and effect of oxygen potential in atmosphere", Materials at High Temperature, Science Review, Vol.18(s) pp.187-191 (2001).
- 51) J.Saito and K.Aoto : "A Study of Phase Diagram in the Na₂O₂-NaOH System", Proc.The 2001 TMS Annual Meeting, USA p.137 (2001).
- 52) F.Ono, M.Tonegawa, T.Terai, M.Yamawaki, T.Furukawa, F.Ueno and K.Aoto: "Study on Synthesis Technique and Thermal Analysis of Na-Fe Complex Oxides", Proc.Int. Symposium on Material Chemistry in Nuclear Environment, Japan p.28 (2002).
- 53) J.Huang, T.Furukawa, K.Aoto, M.Yamawaki : "Study of Elecron Impact Ionization Cross-sections of Sodium-containing Molecules," J.Mass Spectrom. Soc.Jpn., Vol.50, No.6 pp.296-300. (2002)
- 54) J.Huang, T.Furukawa, K.Aoto: "Thermodynamic Study of Sodium-Iron Oxides Part I: Mass Spectrometric Study of Na-Fe Oxides," Thermochimica Acta, Vol.405, Issue 1 pp.61-66 (2003).
- 55) J.Huang, T.Furukawa, K.Aoto: "Thermodynamic Study of Sodium-Iron Oxides Part II: Ternary Phase Diagram of the Na-Fe-O System," Thermochimica Acta, Vol.405, Issue 1 pp.67-72. (2003)
- 56) Du Dichen, V.Stolyarova, S.Seetharaman: "A Thermodynamic Study of the System Fe-Na-O," 動燃事業団委託試験報告(1996).

- 57) G.W.Horsley : "Corrosion of Iron by Oxygen-Contaminated Sodium," J. Iron&Steel Inst. pp.43-48 (1956).
- 58) M.G.Barker, D.J.Wood, "The Corrosion of Chromium, Iron, and Stainless Steel in Liquid Sodium : "J. the Less-Common Metals, Vol.35,pp315-323(1974).
- 59) S.Seetharaman, Du Dichen : "An Evaluation of the Ternary Compounds at Low Oxygen Potentials in the Ternary System Fe-Na-O," High Temp.Mat.Proces., Vol.12, No.3 pp.145-153.(1993)
- 60) W.Dai, S,Seetharaman, L.I.Staffansson : "A Thermodynamic Study of the System Fe-Na-O," Scand.J.Metallurgy, Vol.13 pp.32-38. (1984)
- R.Sridharan, T.Gnanasekaran, G.Periaswami, C.K.Mathews, :
 "Thermochemistry of Na-Fe-O System and its Relevance to Corrosion of Steels in Sodium," Liquid Metal Systems, Plenum Press pp.269-277 (1995).
- 62) B.J.Shaiu, P.C.S.Wu and P.Chiotti : "Thermodynamic Properties of the Double Oxides of Na₂O with the Oxides of Cr, Ni and Fe," J.Nuc.Mat., Vol.67 pp.13-23 (1977).
- 63) N.P.Bhat, H.U.Borgstedt : "Thermodynamic Stability of Na₄FeO₃ and Threshold Oxygen Levels in Sodium for the Formation of this Compound on AISI316 Steel Surfaces," J.Nuc.Mat., Vol158 pp.7-11 (1988).

第2章 ナトリウムと材料の共存性

2.1 ナトリウム環境面での材料選択

2.1.1 ナトリウムとの共存性

材料を選択する過程では、機械的特性や熱的特性などのほか、材料が使用される 環境を考慮する必要がある。高速炉における材料の使用環境例を図 2.1-1 に示す。

ここでは、機能材も含め材料を選択するうえでナトリウム環境面、すなわちナト リウムとの共存性に関して考慮すべき基本的な事項を述べる。



図 2.1-1 高速炉材料の使用環境

ナトリウム環境下では材料表面に 形成される酸化皮膜は容易に還元さ れ、液相金属(ナトリウム)と固相 金属(材料)との金属同士の直接接 触となる。この場合、ナトリウムの 環境条件(温度や時間など)によっ ては化学的ポテンシャル差に起因し て材料の接液表面からナトリウム中 への合金元素の溶出現象やその逆現 象(沈着)が生じ、著しい場合には 材料の特性を変化させる誘因になる。 これらの現象は、基本的にナトリウ ム中における元素の飽和溶解度や材 料内の拡散速度に支配されることに なる。つまり、ナトリウム中での飽 和溶解度の大きな合金元素は溶出現



図 2.1-2 オーステナイトステンレス鋼に おける Ni 溶出の模式図 ¹⁾

2.1 - 1

象を招きやすいことが留意点となる。例として溶出現象の模式図を図 2.1-2 に示す ¹⁾。この図では、オーステナイトステンレス鋼(以下ステンレス鋼という。)の主要 な構成元素の中でもニッケル(Ni)のナトリウム中溶解度が大きく、化学的なポテンシ ャル差を有するため、Niの溶出が生じる現象を模式的に示している。溶出現象は拡 散速度が速くなる高温域でより顕著にみられ、ミクロ的な見方をすれば、組織の中 の粒内よりも拡散速度の速い粒界で選択的な溶出が生じやすくなる。また、ナトリ ウムやナトリウム中に含まれる不純物との化学的な反応を生じる合金元素などが存 在すると、熱力学的により安定な物質(複合酸化物など)に変わり、腐食現象など を招くことにつながる。

各元素のナトリウム中溶解度は多くの研究者によって求められている¹⁾。その代表 的な元素のナトリウム中溶解度の評価式は表 2.1-1 のとおりである。また、これらの 評価式を用いて、代表的な元素について図中にプロットしたのが図 2.1-3 である。溶 解度はナトリウム温度に依存し、高温域ほど溶解度が増大する。大きな溶解度を示 す合金元素は、ナトリウム環境下での共存性も良くないのが一般的である。ステン レス鋼の場合は、主要な合金元素のうち、ニッケル(Ni)が大きな溶解度を示すことが わかる。

Element	Solubility equation	Temp. range (K)
Cu	$\log S_{wppm} = 5.45 - 3055/T(K)$	623–773
Ag	$\log S_{wppm} = 7.22 - 1479/T(K)$	377-806
Au	$S_{\text{wt\%}} = -11 + 0.52T - 6 \times 10^{-4}T^2 (T \text{ in } ^{\circ}\text{C})$	373-873
Mg	$S_{\text{wt}\%} = -0.1414 + 2.08 \times 10^{-6}T + 1.248 \times 10^{-3}T^2 (T \text{ in } ^{\circ}\text{C})$	
Zn	$\log S_{\rm wt\%} = 3.452 - 2562/T(\rm K)$	373-573
Cd	$\log S_{\rm wt\%} = 3.67 - 1209/T(\rm K)$	373600
Al	$S_{wppm} = 1.4 + 0.057 \cdot T(^{\circ}C)$	423-773
Ga	$\log S_{w1\%} = 1.349 - 1010/T(K)$	375-573
In	$\log S_{\rm wt^{0/2}} = 4.48 - 1552/T(\rm K)$	373-573
U	$\log S_{wppm} = 4.36 - 6010.7/T(K)$	560-970
Pu	$\log S_{wppm} = 8.398 - 10,950/T(K)$	560970
Sn	$\log S_{\text{wt}\%} = 5.113 - 2299/T(\text{K})$	473673
Pb	$\log S_{\rm wt\%} = 6.1097 - 2636/T(\rm K)$	393-523
Bi	$\log S_{\rm wt\%} = 2.15 - 2103/T(\rm K)$	398-563
	$\log S_{\rm wt\%} = 5.67 - 4038/T(\rm K)$	563-923
Cr	$\log S_{wppm} = 9.35 - 9010/T(K)$	948-1198
Мо	$\log S_{wppm} = 2.738 - 2200/T(K)$	500-720
Mn	$\log S_{wppm} = 3.640 - 2601/T(K)$	550-811
Fe	$\log S_{wppm} = 4.720 - 4116/T(K)$	658-973
Со	$\log S_{wppm} = 0.010 - 1493/T(K)$	673-973
Ni	$\log S_{wppm} = 2.07 - 1570/T(K)$	673–973

表 2.1-1 ナトリウム中における各元素の溶解度評価式 ¹⁾

(注)文献 1)の基になっている原典に遡って調査したところ、In の式における 1552/T は 1562/T が正しいことが判明した。



図 2.1-3 代表的な元素のナトリウム中溶解度

液体アルカリ金属環境における合金元素または合金の共存性を表 2.1-2 に示す。こ の表は H.U.Borgstedt らによって報告されており¹⁾、材料の共存性は前述のナトリ ウム溶解度に関連していることがわかる。これらのデータは、ナトリウム環境下で 使用する材料の選択に際しての指標とすることができる。

表 2.1-2 アルカリ金属と材料との共存性 ¹⁾

	Compati	ible with a	alkali me	E-topic land	
Material	Li	Na	К	Rb and Cs	 Factors influencing compatibility
Mg alloys	n.c."	n.c.	300	300	Metal solubility, oxygen exchange
Al alloys	n.c.	350	400	450	Metal solubility
Cu alloys	300	400	400	400	Metal solubility
Ag and its alloys	n.c.	n.c.	n.c.	n.c.	High metal solubility
Au and its alloys	n.c.	n.c.	n.c.	n.c.	High metal solubility
Zn coatings	n.c.	n.c.	n.c.	n.c.	High metal solubility
Pb and its alloys	n.c.	n.c.	n.c.	n.c.	Very high metal solubility
Sn and its alloys	n.c.	n.c.	n.c.	n.c.	Very high metal solubility
Fe	500	700	700	700	Nonmetallic impurities
Low-alloy steels	500	700	700	700	Nonmetallic impurities
Ferritic steels	500	700	700	700	Nonmetallic impurities
High-Cr steels	500	700	700	700	Nonmetallic impurities
Austenitic steels	450	750	750	750	Nonmetallic impurities
Ni alloys	400	600	600	600	Flow velocity
Mo alloys	1000	1000	1000	1000	Nonmetallic impurities
W alloys	1000	1000	1000	1000	Nonmetallic impurities
Ti alloys	700	700	700	700	Nonmetallic impurities
Zr alloys	700	700	700	700	Nonmetallic impurities
V alloys	700	700	700	700	Nonmetallic impurities
Nb alloys	700	700	700	700	Nonmetallic impurities
Ta alloys	700	700	700	700	Nonmetallic impurities
Sintered Al ₂ O ₃	350	500	500	500	Thermomechanical action
stab. ZrO2/CaO	350	350	350	350	Intergranular corrosion
stab. ThO2/Y2O3	400	550	550	550	Intergranular corrosion
Glass	n.c.	250	250	250	Chemical reaction
UO ₂		750			Excess of oxygen
UC		750			Nonmetallic impurities

2.1.2 構造材料および炉心構成要素材料 2)

2.1.1 ではナトリウムとの共存性の観点から材料選択の基本的指針を述べたが、ここでは構造材料および炉心構成要素材料について、より広い見地から材料選択に当たって考慮すべき事項を記述する。

高速炉の主要機器や配管等には、高温強度、耐ナトリウム腐食、耐照射等に対す る優れた材料特性、および軽水炉プラントでの使用実績や施工性などの観点から、 オーステナイトステンレス鋼(Austenitic Stainless Steel、以下ステンレス鋼とい う。)が広く使用されている。また蒸気発生器材料には、熱的特性および水・蒸気環 境下での耐食性、火カボイラでの使用実績などを考慮してフェライト鋼が適用され ている。近年では実用化に向けたプラントの経済性や信頼性の向上をねらい、より 一層の高温強度や組織安定性などに優れる構造材料の適用に関する研究開発が進め られている。高速炉構造用 SUS316(316FR 鋼)³⁾や高クロム鋼(改良 9Cr-1Mo 鋼、12Cr 鋼)⁴⁾などが代表例である。各国の高速炉用構造材料を表 2.1-3 に示す⁴⁾。

一般に高純度の液体ナトリウム系におけるステンレス鋼などの構造材料は、高速 炉で使用される温度範囲(400~550℃)内では目立った腐食は生じない。しかし、不 純物としての酸素の濃度が一定値以上では腐食が無視できなくなる。また、鋼中の 炭素は同一のナトリウム冷却系統内に炭素活量の異なる材料が存在する場合には、 ナトリウムを介して移行する。例えば、フェライト系の熱交換器材(「もんじゅ」で は2¹/4Cr-1 Mo 鋼)中では、炭素活量が高いため、活量の低いステンレス鋼に移行す るので、それぞれ脱炭による強度の低下と浸炭による延性の低下の影響を適切に評 価する必要がある。

一方、燃料被覆管やラッパ管などの炉心構成要素材料の場合は、プラント供用期 間中に取替え可能な材料であるが、構造材料に比較すると使用環境が厳しく、ナト リウム環境の影響などが顕在化してくる。燃料被覆管は核分裂生成物(FP)中のガス による内圧が漸増する状態で、650℃前後の高温域、かつ中性子照射環境での使用に 耐えることが要求される。従って、クリープ強度および照射によるスエリング特性 が燃料被覆管の寿命を決める重要因子となる。このため、ステンレス系燃料被覆管 には、B、P、Ti、Nbの微量元素を添加調整しクリープ強度およびスエリング特性 の改善を図った改良 SUS316(PNC316)⁵⁾および改良オーステナイト鋼(PNC1520)⁶⁾ が使用される。しかし、これらの微量元素は高温ナトリウム環境下では、ナトリウ ム中への溶出が生じ、この結果スエリング挙動やクリープ強度への影響が考えられ る。燃料被覆管は薄肉であるため、ナトリウム腐食による減肉のほか、これら微量 添加元素のナトリウム中への溶出による影響が顕著となる可能性がある。このため これらの効果を適切に考慮することが重要となる。

近年では燃焼度を飛躍的に高めるため、燃料被覆管材として高温強度と耐スエリ ングの両者に優れた酸化物分散強化型フェライト鋼 (ODS 鋼: oxide dispersion strengthened ferritic steel) が開発されている 7。650 $^{\circ}$ を超えるような高温ナトリ ウム環境中では、ステンレス系構造材料から溶出したニッケル(Ni)がナトリウムを介

2.1 - 4

して ODS 鋼中に侵入・拡散し、ナトリウム接液面付近で組織変化を生じることが判 明している⁸⁾。このような微視的構造変化による ODS 鋼の機械的特性への影響も評 価する必要がある。

このように、高速炉では液体ナトリウム特有の性質や冷却システムまたは燃料集 合体の使用環境全体からくる問題点などを考慮して適切な評価を行い、供用期間中 における材料の健全性を確保しなければならない。

Ħ	CFR	1,300	490	316 SS	兼	316 SS	316 SS		0WT- 136	・ 「 て」 で、 「 で」 で、 「 で で で で 、 、 、 で で で で で で が の で で で が の で で の で で し が の で う に 、 の の で う に う い の う で う い う い う い う い の う い う う い う い う い う う い う い
퍽	PFR	270	552/400 370/532 516	321 SS	兼	321 SS	321 SS	(*1) 2½6r-1Mo- Nb	(*2) 316 SS 9Cr-1Mo	・ 副 SCC 部 SCC の 部 M S 由 市 市 市 市 市 に 市 に で の の の 間 に の の の 間 に の の の 間 に の の の 間 に の の の 間 に の の の 説 に 日 た に 一 一 の の の 通 置 い で 一 の の に 一 の の に 一 の の に 一 の の に 一 の の に 一 の の に 一 の の に 一 の の の の の の の の の の の の の
搿	SNR-2	1.300	500	304 SS	兼	304 SS	304 SS	2%Cr-1M0- Nb-Ni	2 7-13 12Cr-1Mo-V	
題	SNR-300	300	546/377 335/520 500	304 SS	304 SS	304 SS	304 SS	21/4 Cr-1Mo- Nb-Ni	2½Cr-1M0- Nb-Ni	・ 塩 い い が 温 で し い た 温 で し い た に し の の た の の た の の た の の た の の た の の た の の た の か し か し か し か し か し か し か し か し か し か し か し か し か し の か し か し か し か し か し の か し か し か か し か し か か か し か か か し か か か し か か か し か か か し か か か し か か か し か か か か か か か か か か か か か
5 У Х	Supcr-Phenix 1	1,200	542/392 345/525 490	316 SS	嶣	316 SS	316 SS	(1) インコロイ 800 (-2)	[Super Phenix 2以降] [9Cr-2Mo … V-Nb-Mn.] [320/530℃	1 ノラントの通常異常状態 におけるNa、水蒸気側、 環境での良好な共存性 10.2 高温、強度良
r	Phcnix	250	560/396 350/550 512	316 SS	蕉	316 SS	321 SS 304 SS	2 ½ Cr-1M0 2 ½ Cr-1M0 (*1) -N1	(*2) 321 SS	い 説徳 点取。 火ト高旭 波度で 力で温中 に低一 ブの、耐 よ下部 う実強食 るの採 ン類度性
涭	BN 600	600	320/515 505	18Cr-9Ni	蕉	18Cr-9Ni	18Cr-9NI	2½.Cr-1Mo	18Cr-9Ni	i.
2	BN 350	150	500/300 273/453 435	18Cr-9Ni	不 明	18Cr-9Ni	18Cr-9Ni	2¼Cr-1Mo	214 Cr-1Mo	
Ø	CDS	1,000	468/312 298/435	316 SS	蕉	304 SS	316 SS 304 SS		274 LF - 1MU	・ 没 あ の あ な 名 S M た て し の の あ な る S S C T M の の た る S C T M の の た る の た で る の た で る の た で る の た の る の た の る の た の の の る の た の の の る の た の の の る の た の の の の の の の の の の の の の
*	CRBRP	380	535/390 344/502 483	304 SS	316 SS (*+ 1 VY) 304 SS (3-#FVY)	316 SS (#+ 1 VY) 304 SS (3-4 FVY)	316 SS (#+1 VF) 304 SS (J-#FVF)	2 ½ Cr-1Mo (Ann)	2½Cr-1M0 (Ann)	・ メ イ 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、
₽	もんじゅ	280	529/397 325/505 487	304 SS	304 SS	304 SS	304 SS	-1 2½ Cr-1Mo (NT)	•2 321 SS	- FBRSC - C たの25 - C 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2
k	ц	(MM) 44 1	L 度条作 (℃) HX 1 次入口/出口 2 次入口/出口 team	炉 容 器 (RV) 器	- 次系配管 (PHTS)	中間魚交換器 (1HX)	二 次 系 配 衝 (I H T S)	世 (EV) (EV)	Ⅲ (HS) (HS)	撞
3 三朝 田					荘			*		

表 2.1-3 世界各国の高速炉用構造材料 4)

JNC TN9410 2005-011

JNC TN9410 2005-011

[参考文献]

- 1) H.U.Borgstedt and C.K.Mathews : "Applied chemistry of the alkali metals" , Plenum press (1987)
- 2)動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター: "高速増殖炉技術読本"、PNC TN9520 91-006、第 10 編、pp.10-7 (1991)
- 3) 和田雄作: "高温ナトリウム中の熱過渡強度に優れた構造材料の開発―高速炉構造用 SUS316の開発の現状"、動燃技報 No.80(1991)
- 4) 二瓶勲: "高速増殖炉用構造材料における高クロムモリブデン鋼の適用"、原子力工業 Vol.33、No.3、p67 (1987)
- 5) 立石嘉徳、他: "高速炉炉心材料用改良 SUS316 ステンレス鋼の開発"、原子力学会 誌 Vol.30、No.11(1988)
- 6) T. Itaki, et al. : "Effects of alloying elements on mechanical and swelling properties of type 316 stainless steel and advanced materials for fast reactor application", Materials for nuclear core application, BNES, London (1987)
- 7) S.Ukai, et al. : "Development of 9Cr-ODS Martensitic Steel Cladding for Fuel Pins by mean of Ferrite to Austenite Phase Transformation", Jour. of Nucl. Scie. and Tech., Vol.39, No.7 (2002)
- 8) E.Yoshida, et al. : "Sodium compatibility of ODS steel at elevated temperature", Jour. of Nucl. Mate., pp 329-333 (2004)

2.2 金属材料のナトリウム腐食¹⁾

2.2.1 ナトリウム腐食機構と質量移行現象

金属ナトリウムによる材料の腐食機構は二つに大別される。一つは材料中の特定 成分が液相の金属ナトリウム中へ溶出して腐食が進行するもの、もう一つは金属ナ トリウム中の不純物、例えば酸素(O)、炭素(C)、水素(H)、などと材料中の特定元素 との相互作用が支配的になって腐食が進行するものである。前者は材料の本質的な 特性に由来する。後者はナトリウム純度管理技術と密接な関係をもつ。

(1) 液体金属ナトリウム中への溶出と析出

金属ナトリウムは還元作用が強いため、 材料表面の酸化皮膜を容易に還元し、金 属と金属との反応、すなわち金属材料か ら金属ナトリウム中への溶出現象が生じ、 腐食が進行する。この腐食は、基本的に は金属ナトリウム中における成分元素の 溶解度と材料内の拡散速度に支配される。 金属ナトリウム中における代表的な合金 元素の溶解度は図 2.2-1 に示すとおりで ある²⁾。

閉じた恒温の容器内では、材料の構成 成分元素が上記の溶解濃度まで溶解する と溶出は停止するが、高速炉の1次冷却 系のように発熱部と熱交換部(降温部)を もち、温度分布が存在している場合は、 高温領域で溶出した元素が低温領域で過



図 2.2-1 遷移金属元素のナトリウム 中溶解度²⁾

飽和となって析出するため、溶出が時間とともに継続される。このような温度差を 有する系内での溶出・析出の現象を「温度勾配質量移行、Thermal Gradient Mass Transfer」という³⁾。また、液相内に異なる組成の材料が共存すると材料間の構成成 分のポテンシャルの勾配、すなわち活量の差が駆動力となり、物質の濃度勾配によ る拡散によって移動が起こる。

「もんじゅ」の冷却系を模擬したナトリウムループにおける質量移行現象の実験例 4)を図 2.2・2 に示す。高温領域(温度上昇部)では構成元素の溶出により材料の重量損 失(腐食)が生じ、低温領域(温度下降部)では析出により重量増加が生じている。高温 領域および低温領域におけるステンレス鋼の腐食表面形態の例を図 2.2・3 に示す ⁵⁾。 これは温度分布を有する流動ナトリウム系内で約 82,000 時間さらされた SUS304 配 管の表面形態を走査型電子顕微鏡で観察したものである。温度上昇部位にある高温 領域では材料中の合金元素の溶出による腐食様相が観察され、その下流側に位置す る温度下降部位の低温領域では、数 μm 程度の微細な腐食生成物(沈着物)が観察

2.2 - 1

されている。一般的に高温領域の比較的短時間側では材料中の合金元素の溶出によ る腐食が選択的に進行し、さらに長時間ナトリウムにさらされると表面全体が均一 的な一般腐食(General Corrosion)を受け、腐食がさらに進行していく。一方、低温 領域では表面に数 µm 程度の微細な腐食生成物が観察されているのがわかる。これ らの表面状況をエネルギー分散型 X 線分析器(Energy Dispersive X-ray Spectrometer、EDS)で分析した結果、高温領域では材料構成元素のうちニッケル (Ni)、クロム(Cr)、マンガン(Mn)およびケイ素(Si)等の選択的な溶出が認められ、モ リブデン(Mo)や鉄(Fe)が表面に残留する。低温領域では、ナトリウム温度の低下に 伴ってクロム(Cr)が析出し、続いてニッケル(Ni)、マンガン (Mn) およびケイ素(Si) 等の析出が生じる。クロムの析出物は、NaCrO₂(Sodium Chromite)や炭化物の形態 が主である。これらの現象を1次冷却系(燃料被覆管と構造材料)を例にとって模式的 に表すと図 2.2-4 のようになる ^{6¹}。



図 2.2-2 流動ナトリウム中腐食試験後の SUS316 鋼の重量変化⁴⁾



図 2.2-3 オーステナイトステンレス鋼(SUS304)のナトリウム中腐食形態例 5)



図 2.2-4 1次冷却系における腐食・質量移行現象の模式図 6)

このように、温度下降部では腐食生成物の析出(沈着)による重量増加を示している ことから、腐食による材料の肉減りはなく、流動ナトリウムによる腐食が問題とな るのは温度上昇部の高温領域である。この温度範囲は諸外国の例を含め、概ね 500℃ 以上の高温側に限定される。溶出による腐食は材料の減肉作用としてあらわれ、著 しく減肉されると材料の機械的特性を劣化させることになる。特に、薄肉材料の場 合には注意を払う必要がある。

(2) 不純物の作用による腐食

前述したもう一種類の腐食機構はより化学的な性格のもので、それは不純物との反応、または不純物を媒体とした溶出による腐食である。これは、水溶液中での腐食のように電気化学的性格は少ないと思われるが、化学反応を伴っている点で一般の腐食に類似しているといえる。

不純物としては酸素が重要視される。材料の酸化はナトリウム中の酸素がある平

衡値以上の濃度で存在すると進行する。例えば、鉄酸化物 FeO、Fe₂O₃、Fe₃O₄など はナトリウム中では不安定で、溶解とそれに続く分解の形で鉄がナトリウムの中に 入り、酸素がいわば触媒的な役割を果たすことになる。水環境で形成されるような 安定性の高い酸化物の場合は、機械的な離脱の形で材料の表面を離れ、腐食が進行 する。

不純物による材料の腐食機構は、軽水炉と高速炉とでは異なる。軽水炉などの水 冷却原子炉における冷却材は高純度の水または蒸気である。冷却水中の酸素は給水 の際に十分脱気しても放射線分解によって発生する。水中の酸素はステンレス鋼な どに応力腐食割れ、すきま腐食や孔食を引き起こす可能性がある⁷。 高温水中での鋼の腐食は、基本的に、

 $3Fe + 4H_2O \rightarrow Fe_3O_4 + 4H_2$

によって表せる反応で、結果として Fe₃O₄の表面被膜を生じ、水素を発生する。 ナトリウムによる鋼の腐食は、不純物としてナトリウム中に酸素が混入すると、そ れが材料中の Fe と反応して、基本的に

 $Fe + 3Na_2O \rightarrow Na_4FeO_3 + 2Na$

となる。Na2Oは Fe を単独に直接酸化させることはできないが、図 2.2-5⁸に示すように、エネルギー的により安定な Na-Fe-O 系の複合酸化物を形成することで Fe を酸化させることができる。また、複合酸化物の形成によって酸素濃度の増加とともに Fe の見掛けの溶解度も増大する。このような反応機構によってナトリウム中の腐食質量移行現象が生じ、鉄の腐食はナトリウム中の酸素量が増えるとともに促進される傾向を示す。

不純物には酸素のほか、前記したように炭素、水素や窒素などが考えられ、これら の元素が材料中に侵入すれば、種々の形の材料変化を招く要因となる。なかでも炭 素は微量で材料の強度性能を大きく支配する元素であるから、材料の脱・浸炭は注 目すべき現象である。特に、蒸気発生器用の 2¹/4Cr - 1Mo 鋼などはフェライトの体 心立方晶構造であるため、炭素などの格子間原子の拡散が速く、かつ炭素の化学ポ テンシャルが高いために、鋼中の炭素はナトリウム中に移行する。脱・浸炭現象に ついては 2.2.5 で述べる。



図 2.2-5 鉄の酸化物の標準生成自由エネルギーと温度との関係⁸⁾

2.2.2 ナトリウム腐食と影響因子

前述はあくまでも基本的なことで、一般の高速炉冷却系は複雑な要素を含んでい る。まず第1に、冷却材はある速度で流動していることから流体力学的な効果が考 えられる。また、これらの系にはコールドトラップを備えていて溶出成分や不純物 を絶えず除去していることから、この系内では本質的に温度勾配や化学ポテンシャ ルの差による質量移行系がつくられてくる。

腐食挙動に大きな影響を及ぼすナトリウム側環境因子としては、①ナトリウム浸 漬時間、②ナトリウム温度、③ナトリウム中酸素濃度、④ナトリウム流速および⑤ 下流位置の 5 項目が挙げられる。また、材料側の因子としては、材料の構成成分な どがある⁴⁾。

ここでは、構造材料として広範囲にわたって使用されているステンレス鋼を中心 に、これまでに得られている知見から、金属ナトリウムの腐食機構に及ぼす影響因 子について紹介することにする。これらの影響因子との関係は、諸外国の高速炉用 炉心および構造材料を対象とした試験結果とほぼ同様であると考えてよい。

(1) 腐食速度と時間との関係

ステンレス鋼のナトリウム腐食 は、鋼中のニッケル、クロム、マ ンガンなどの合金元素がナトリウ ム中に選択的に溶出することによ って生じる初期腐食(Start-up Corrosion)とステンレス鋼の母元 素である鉄の全面腐食反応が支配 的になる定常腐食(Steady State Corrosion)の 2 段階がある。初期 腐食は 2,000 時間から 5,000 時間 まで続き、それ以降は定常腐食領 域に入り腐食はほぼ一定の速度で 進行する。すなわちいわゆる放物 線則で腐食は進行する。SUS304、 SUS316 および SUS321 の腐食減 量(速度)と時間との実験結果を図 2.2-69)および図 2.2-74)に示す。ま た、腐食過程の模式図を図 2.2-84) に示す。



図 2.2-6 腐食減量と時間との関係⁹⁾



図 2.2-7 腐食量(速度)と時間との関係 4)



ナトリウム浸漬時間

図 2.2-8 腐食過程の模式図 4)

(2) 腐食速度と温度との関係

腐食速度(CR)は絶対温度(T)の逆数に依存することから、一般に Arrhenius 型の式 で表すことができる。

 $CR = CR_{\circ} \cdot exp(Q/RT)$

ここで、R はガス定数 1.987ca1/mol・K、 Q はみかけの活性化エネルギー(ca1/mol)で ある。

上記の関係を用いて温度との関係を整理 すると、図 2.2-9 に示すように腐食速度は 温度の上昇に伴って増大している。国産材 を用いた実験による腐食速度は、これまで に得られている海外の実験結果と同等の値 である。また、腐食反応を支配するみかけ の活性化エネルギーを求めると 20~ 35kca1/molであり、海外で検討された値と もよく一致する 4)。

(3) 腐食速度と酸素濃度との関係

腐食速度におよぼすナトリウム中酸素濃 度の依存性としては、腐食過程が酸化物生 成反応過程に支配されることから、次式の 関係が成り立つ。



図 2.2-9 腐食速度と温度との関係 4)

$CR \propto (O_2)^n$

ステンレス鋼の腐食速度の酸素濃度依存性は、低温の場合や酸素濃度を多く含む 場合に NaCrO₂ を主体とする腐食生成物の沈着の影響を受け、みかけの腐食速度が 小さく現れる傾向にあるが、これまでの実験結果や海外における結果では、指数 n 値は 0.8~1.5 の範囲で 1.0 近傍の値が多い。

ステンレス鋼の腐食速度と酸素濃度との関係を図 2.2-10 に示す 4)。実験結果では n値として 0.8の値が得られている。参考までに海外にて得られている結果を表 2.2-1 に示すが、腐食速度は酸素濃度におおむね比例するものとみてよい。



表 2.2-1 海外で得られている酸素 濃度佐友性 1)

研究者	酸素濃度	係数						
	(ppm)	n						
Thorley	$5\!\sim\!100$	1.5						
Zebroski	12, 50	1.156						
Roy	$5\!\sim\!30$	1.2						
Kolster	1~8	0.91						
	$8 \sim 40$	n>1						
Shie1s	—	1						

図 2.2-10 腐食速度と酸素濃度との関係 4)

(4) 腐食速度とナトリウム流速との関係

これまでに流速効果を検討した報告によると、一般に腐食速度は、流速依存性が なくなる、いわゆる「限界流速」まではナトリウム流速とともに増大するが、限界 流速に達すると腐食速度は一定となるとする結論が多い。例えば、Thorley¹⁰⁾の結果 では 3.8m/sec 以上、Roy¹¹⁾の結果では 6~7m/sec が限界流速となっている。また、 Kolster¹²⁾らは約 3m/sec を限界流速としている。こうした限界流速は、酸素濃度、 温度やループ構造などに依存するものと考えられている。ナトリウム流速の影響に 関する実験結果の一例を図 2.2-11 に示す ¹⁰⁾。

このようなナトリウム流速の影響は、材料とその表面を流れるナトリウムとの間 に生じる境界層の厚さによると考えられる。つまり、早い流速下では境界層が薄く なり、その分だけ境界層を介する合金元素等の拡散量が多くなる。遅い流速の条件 下ではその反対の現象となる。



図 2.2-11 腐食速度とナトリウム流速との関係 10)

(5) 腐食速度と下流位置との関係

等温領域におけるステンレス鋼 などの腐食速度は、ナトリウムの 流れの上流側から下流側になるに つれて徐々に低下する傾向を示し、 いわゆる「下流効果」が認められ るのが一般的である。これは、ナ トリウムが上流側から下流側にな るに従い、選択溶出した合金元素 を多量に含むようになり、溶解の 駆動力がそれだけ下流側で減少す ることや、ナトリウム中の酸素が 上流側で消費され、下流側になる ほど欠乏するためと考えられる。 実験結果の例を図 2.2-1213)に示す。 等温領域では下流側ほど腐食速度 は低下する傾向がわかる。



図 2.2-12 腐食速度と下流位置との関係 ¹³⁾

(6) 合金成分

一般にナトリウム腐食は材料中の合金元素、特にニッケルやクロムに影響され、これらの成分量を多く含む材料ほど腐食速度が増大する傾向がある。これは、図
 2.1-3 に示すように、ナトリウム中では合金元素ごとに異なる溶解度を持っており、溶解度の大きな合金元素を多く含むほど材料とナトリウムとの化学ポテンシャルの

差が大きくなり、一般的には化学ポテンシャルの高い材料からニッケルやクロムが ナトリウム中へ選択的に溶出するためである。ステンレス鋼中のニッケル含有量を 変化させ、腐食速度への影響を調べた実験結果の例を図 2.2-13 に示す¹⁴⁾。ニッケル 含有量の増大とともに腐食速度が増加しているのがわかる。

しかし、ステンレス鋼でも、例えば SUS304、SUS316、SUS321 等のように合金 成分や金属組織の差がわずかな場合には腐食速度に対して鈍感であって、図 2.2-14 に示すように腐食速度は実験誤差の範囲内に入り、明瞭な差が認められていない¹⁵⁾。

実用化に向けて検討されている炉では構造材料への適用を目指して高速炉構造用 鋼 SUS316(316FR 鋼)や高クロム鋼が検討されている。316FR 鋼は JIS 規格範囲内 で炭素量を低く抑え、その代わりに固溶限の大きな窒素を添加することやリンの添 加量を調整することでクリープ破断延性を損なうことなく強度を高めたものであり、 高クロム鋼は高温強度や熱的特性などの優位性を考慮した材料である。これらの材 料の腐食速度についても従来の SUS304 等と同程度であることが明らかにされた ^{16),17)}。

従って,高速炉に適用されるこれらの材料の腐食速度はほぼ同等として取り扱って よい。ただし,将来の高速炉炉心材料には,長寿命化のため上記の SUS 材の規格を超 えた合金設計と適用が検討されており、この場合には新たに成分の影響を把握する 必要がある。



図 2.2-13 腐食速度に及ぼす鋼中の Ni 含有 図 2.2-14 オーステナイト系ステンレ
 量の影響¹⁴⁾ス鋼の腐食速度¹⁵⁾

2.2.3 表面変質層の形成

高速炉で使用される高純度のナトリム中では、孔食や応力腐食割れで代表される ような局部腐食は観察されないが、ナトリウムとの接液表面で薄い変質層(表面変質 層)が観察される^{18),19)}。これは材料の構成成分元素のうち、ニッケル、クロムおよび マンガンなどがナトリウム中へ選択的に溶出するためである。表面変質層が形成さ れることは、海外の多くの研究者によっても報告されている。

構造材料の代表鋼種である SUS304 について、ナトリウム中に約 10,000 時間浸漬 した後の断面組織を図 2.2-15 に示す。表面変質層は、最表層部の一様変質層とその 内側の粒界変質層とに分類でき、この層の厚みは材質によって異なり、時間、温度 および純度の影響を主に受ける。また、この変質層部では合金元素の溶出によって、 SUS304 本来のオーステナイト相からフェライト相に相変態している。



図 2.2-15 SUS304 のナトリウム腐食による表面変質層の形成¹⁹⁾

表面変質層とナトリウム浸漬時間との関係を図 2.2-16 に示す ²⁰⁾。表面変質層は初 期の生成厚さに達した後、一般腐食としての溶出現象とバランスをとって一定厚さ になるものと推定される。また、ニッケルの拡散速度を保守的に見積っても、表面 変質層の厚みは 50μ m 程度と予想され、工学的には小さな値である。表面変質層の 生成厚みに対する長時間外挿性ついては、約 82,000 時間に及んで運転されたナトリ ウム試験装置の高温部位配管(500-600℃)を用いた金属組織的調査によって検討され ている。この結果では 30μ m 程度と小さく、従来の評価式は長時間側においても十 分に保守的な評価を与えていることが確認されている ²⁰⁾。ただし、極端な薄肉材に おいては、表面変質層の形成による材料の強度特性上の性能変化が内部まで及ぶの で、設計上は減肉と同じ扱いにしている。



図 2.2-16 ステンレス鋼の表面変質層厚さと時間との関係²⁰⁾

以上、構造材料の代表鋼のステンレス鋼を中心に記述したが、表面変質層の形 成はナトリウムを介した鋼表面における主要合金成分のやりとり(溶出や侵入・ 拡散)であり、他の鋼種でも例外ではない。特に、合金成分が移動(拡散)しや すい高温領域や化学的なポテンシャル差がある場合に生じる。高ニッケル合金で あるインコネル 718 では、ナトリウム中では比較的大きな溶解度を有するニッケ

ルを多く含んでいるため、ニ ッケルのナトリウム中への溶 出に伴う変質層を高温域で形 成しやすい^{21),22)}。一方、炉心 材料などに適用される高強度 フェライトマルテンサイト鋼 (PNC-FMS)や酸化物分散強化 型フェライト鋼(ODS 鋼)の場 合はニッケル含有量が少ない ため、ナトリウム中のニッケ ルの化学ポテンシャルの方が 高いと、鋼表面より侵入・拡 散し表面変質層を形成する



ODS 鋼表面への Ni 拡散 ²⁴⁾

^{23,24)}。拡散は温度に依存するため、高温域ほど顕著になる。試験結果の一例を図 2.2-17²⁴⁾に示す。ODS 鋼などの表面変質層の形成は、同一系統内に存在するオー ステナイト系ステンレス鋼から溶出したニッケルがナトリウムを介して鋼表面に 侵入・拡散したものと考えられている。

2.2.4 ナトリウム腐食速度評価式

これまでの知見をもとに、ナトリウム接液部における材料の腐食挙動に及ぼす影響因子を 考慮し、構造材料および炉心構成要素材料に対するナトリウム腐食速度評価式(くされ代) が定められている。

下の式(2.2-1)は高速原型炉の材料強度基準等²⁵⁾に用いられている構造材料に対する 設計用腐食速度評価式(添付13C-2式)である。

$$\log_{10} R = 0.85 + 1.5 \log_{10} C_0 - 3.9 \times 10^3 / (T + 273)$$
(2.2-1)

ここで、R: 腐食速度(mm/年)

C_o:酸素濃度(ppm)

T : 温度(℃)

ただし、(2.2-1)式の適用範囲および適用材料は次のとおりとなっている。

 $C_{\circ}: 5\sim 25 \text{ ppm}$

T : 400∼650°C

適用材料 : SUS304、SUS316、SUS321、2¹/₄Cr-1Mo 鋼

適用範囲の下限を下回る環境条件に対しては、下限値により腐食速度を算定することになっている。上記の評価式と実験データとの関係例を図 2.2-18 に示す。また、適用材料に関しては高速原型炉を対象とした材料に絞られているが、その後の研究開発を踏まえて、本式は前述の 316FR 鋼および改良 9Cr-1Mo 鋼にも保守側に適用できることが提案されている¹⁷⁾。

同様に、燃料被覆管やラッパ管などの炉心構成要素に対しても実験データに基づく腐食 速度評価式が下の式(2.2-2)~(2.2-4)のとおり定められている。炉心構成要素の場合は、環 境条件が構造材料に比較して厳しいことや交換可能な材料であることなどを考慮し、研究開 発の積み重ねで開発された材料ごとに定められている。これらの評価式は実験データに対し て適正値を与えていることが確認されている。次式に PNC1520 の評価式例を示す²⁶⁾。 PNC316 および PNC-FMS については参考文献 27)および 28)を参照されたい。

PNC1520の腐食速度評価式

$$C_{Na} = \{ CR_1 + CR_2 \times t_i \} \times O_{xi}$$

$$(2.2-2)$$

ここで、

C_{Na} : ナトリウム腐食量(μm)

CR1: 接液面温度 T_i(℃)、酸素濃度 O_{xi}(ppm)における初期腐食量(µm)

- CR2: 接液面温度 T_i(℃)、酸素濃度 O_{xi}(ppm)における定常腐食速度(µm/h)
- ti : 接液面温度 Ti(℃)、酸素濃度 Oxi(ppm)における使用時間(h)

2.2 - 14

CR1 および CR2 は次式より定める。

$$\log_{10} CR_1 = 7.6036 - 6.6021 \times 103/(T_i + 273)$$
 (2.2-3)

 $\log_{10} CR_2 = 1.5172 \times 10^8 \cdot \exp\{-2.4275 \times 10^4 / (T_i + 273)\}$ (2.2-4)

適用範囲は、Ti が 400~700℃、Oxi が 5ppm 以下となっている。



図 2.2-18 ステンレス鋼(SUS304、316、321)の腐食速度²⁵⁾

2.2.5 脱炭と浸炭

構造材料に同一鋼種を用いるモノメタリックなナトリウム循環系では、高温部と 低温部の材料の炭素移行の駆動力としての炭素活量差は温度とともに大きくなり、 高温部では脱炭が生じ、低温部では浸炭が生じる。また、ステンレス鋼とフェライ ト鋼とで構成されるバイメタリックなナトリウム循環系では、異種材料間の炭素活 量差から、炭素活量の高いフェライト鋼で脱炭が生じ、ステンレス鋼では浸炭が生 じる。鋼中の炭素は、材料の強度特性を維持するうえで重要な役割をする元素であ り、ナトリウムを介した材料の脱・浸炭現象は機械的性質に及ぼす影響から重視さ れる。ここでは主に「もんじゅ」を例にとって脱・浸炭現象を述べることにする。

(1) モノメタリック系(1次冷却系)での脱炭と浸炭

ステンレス鋼 (SUS304 および SUS316)のモノメタリックで構成される炉心およ

び1次冷却系では、ナトリウム中での炭素活量と鋼中のそれらとの差により脱・浸 炭現象が支配される。また、高温部と低温部との材料間の炭素移行を支配する炭素 活動度差は温度とともに高くなる。

1次冷却系で最も注目すべきことは、高温領域で使用され、かつ薄肉材である燃料 被覆管やラッパ管などの炉心材科の脱炭現象である。脱炭により機械的性質が変化 することが予想されるため、この変化量を正確に把握し設計に導入することが必要 である。代表例として、ナトリウム中浸漬(クリープ試験)後の SUS316 燃料被覆 管の炭素濃度変化を図 2.2-19 に示す¹³⁾。この図は条件として厳しい 700℃の結果で ある。鋼中の炭素濃度は時間が長くなるほど減少し、脱炭現象が認められる。この 場合には脱炭によって引張強度やクリープ破断強度の低下が認められている。しか し、クリープ強度と照射スウェリング特性の改善のためにチタン(Ti)およびニオ ブ(Nb)などが適量添加された改良 SUS316 燃料被覆管(PNC316)では、安定し た炭化物の形成により炭素活量が低下し、高温・長時間でも脱炭量はわずかとなっ ている。炉心材料を除く構造材料では、使用温度が 550℃以下であるため脱炭が生 じ難い。



図 2.2-19 ナトリウム浸漬時間に伴う鋼中の炭素濃度変化 13)

SUS304 や SUS316 のステンレス鋼のナトリウム中での脱・浸炭現象は、R. B. Snyder ら²⁹⁾によって報告されている。この結果によると脱・浸炭の境界温度は、 図 2.2-20 に示すように、ナトリウム中炭素濃度が約 0.2ppm の場合で 650℃前後と なっている。つまり、650℃よりも高温では脱炭傾向となり、それ以下の温度では浸 炭傾向を示す。ただし、前述したように脱・浸炭現象は特にナトリウム中炭素濃度 (炭素活量)に左右され、もしナトリウム中の炭素活量が変化すると、脱・浸炭境 界温度も移動する。



図 2.2-20 脱·浸炭境界温度例 ²⁹⁾

(2) バイメタリック系(2次冷却系)での脱炭と浸炭

2次冷却系における高速炉の主要機器は、1次冷却系と同様に、主として SUS304 等のステンレス鋼で構成される。しかし、蒸気発生器伝熱管では応力腐食割れなど の対策からフェライト系の材料(「もんじゅ」では 2¹/4Cr-1Mo 鋼)が使用される。 すなわち、2次冷却系はステンレス鋼とフェライト鋼とのバイメタリックなシステム となる。金属ナトリウムが微量な炭素を溶解するため、バイメタリック系では炭素 活量の高いフェライト鋼が脱炭され、金属ナトリウムを介してステンレス鋼が浸炭 される。

(i) フェライト鋼(2¹/₄Cr-1Mo鋼)の脱炭挙動

脱炭が生じると材料の強度特性を劣化させる方向に作用する。かりに初期炭素濃 度 0.1 重量%のものが 0.01 重量%まで脱炭すると、引張強さで約 30%の低下が生じ るといわれている。また、クリープ破断強さの低下も生じる。脱炭挙動に大きな影 響を与える因子としては、1) ナトリウム中の炭素活量と、2) 鋼中における炭素の 存在形態である。実機を例にとれば、前者は冷却系を構成する SUS304 や SUS316 などのステンレス鋼とフェライト鋼である 2¹/4Cr-1Mo 鋼との表面積比の問題であり、 後者は 2¹/4Cr-1Mo 鋼の熱処理方法に依存する。表面積比による脱炭への影響を図 2.2-21 に ³⁰、熱処理方法による影響を図 2.2-22³¹ にそれぞれ示す。2¹/4Cr-1Mo 鋼 に対するステンレス鋼の表面積比が大きくなると、その分炭素活量差が大きくなる (ナトリウム中炭素活量が低下する) ため、脱炭量が増加する。熱処理方法の差に ついては、焼きなまし材は焼きならし、焼きもどし材に比較して脱炭が著しくなっ ているのがわかる。これは、焼きもどしによる熱処理を与えることによって安定な

2.2 - 17

炭化物が多く析出され、鋼中の炭素が固定され、分解しにくく、材料中の炭素活量 が低下するためである。つまり、鋼中の炭化物は、時間とともに分解→拡散→ナト リウム中への溶出の過程をとり、分解速度の遅い安定な炭化物が多く析出している と、活性炭素量が低くなり、脱炭速度も遅くなるためである。



図 2.2-21 脱炭速度定数に及ぼす 表面積比の影響³⁰⁾



図 2.2-22 脱炭速度定数に及ぼす熱処 理の影響³¹⁾

脱炭を評価する方法としては $J.L.Krankota^{32}$ が提案している脱炭速度定数が用いられる。J.L.Krankotaは脱炭量 ΔW_D (mg/cm²)が材料中での炭素の拡散に支配されるとの考え方から、ナトリウム浸漬時間との関係を調べ、

 $\Delta W_D = K \sqrt{t}$

により表せることを示し、K (g/cm²・sec^{1/2})を脱炭速度定数とした。ここで、K は時間に対して一定である。この関係は、K. Natesan らによっても確認されている。 斉田ら³³⁾が「もんじゅ」2次冷却系を模擬したバイメタリックのナトリウムループ を用いて得た 2¹/₄Cr-1Mo 鋼の脱炭速度定数の実験結果の例を図 2.2-23 に示す。脱炭 速度定数を知ることにより、原子炉の供用期間末期における鋼中の炭素量を求める ことができる。



図 2.2-23 2¹/₄Cr-1Mo 鋼のナトリウム中脱炭速度定数 ³³⁾

(ii) オーステナイトステンレス鋼の浸炭挙動

ステンレス鋼の浸炭は 2¹/₄Cr-1Mo 鋼の脱炭の場 合と同様に、ナトリウムを 介した材料内での炭素の 拡散現象であり、その浸炭 量は温度、時間およびナト リウム中の炭素活量に支 配される。

「もんじゅ」2次主冷却 系を模擬したバイメタリ ックのナトリウムループ を用いて得られた実験結 果の例を図 2.2-24³¹⁾に示



図 2.2-24 バイメタリック・ナトリウムループにおけ る SUS304 の浸炭³¹⁾

す。ナトリウム中の炭素活量が一定である場合、SUS304の浸炭量はナトリウム温 度および時間の増大とともに多くなり、浸炭深さも増加している。

2.2 - 19

長期の浸炭量は、上で述べた脱炭現象と同様に、浸炭が拡散によって支配される との考えから浸炭速度定数により評価することができる。高速炉供用期間末期(例 えば30年、稼働時間約21万時間)におけるステンレス鋼の浸炭量予測は三村ら³¹⁾ や伊藤ら³⁴⁾によって行われている。この結果によれば、末期での浸炭量は約0.02 重量%程度であり、この値は材料の初期炭素濃度0.05 重量%のものが0.07 重量% に増加した程度に過ぎず、材料の強度性能を変化させる量ではないとされている。 代表例として、浸炭したステンレス鋼(SUS304)のクリープ特性を図2.2-25 に示 す。受け入れ材の特性と比較しても、強度、延性に差がないことがわかる。

このようにバイメタリック冷却系では、2¹/₄Cr-1Mo 鋼などのフェライト鋼からの 脱炭がナトリウムを介してステンレス鋼に浸炭を生じさせるが、その量はステンレ ス鋼の強度特性に影響を与えるほどでない。



図 2.2-25 ナトリウム浸漬材 (表面浸炭 SUS304)のクリープ破断特性³¹⁾

(3) その他の材料の脱・浸炭挙動

上記では「もんじゅ」のナトリウム冷却系を例にとって、SUS304 および 2¹/₄Cr-1Mo 鋼の脱・浸炭現象を述べた。ここでは、将来炉の構造材料として適用が 検討されている高速炉構造用 SUS316(以下、316FR 鋼)と高クロム鋼、および炉 心構成要素として適用が検討されている PNC-FMS や ODS 鋼の脱・浸炭挙動に関し て紹介する。316FR 鋼は原子炉容器として、高クロム鋼は主冷却系配管や蒸気発生 器などの候補材料とされている。

316FR 鋼は、炭素量を低く抑え、その代わりに窒素量を適量添加することによっ
て高温強度を高めた材料である。当初、炭素量を低く抑えたことにより鋼材とナト リウム中の炭素活量の差が大きくなり浸炭が生じやすくなることが懸念されたが、 ナトリウム中実験によれば、従来の SUS304 や SUS316 に比較して浸炭し難く、浸 炭速度定数はほぼ1桁程度小さいことが明らかにされている¹⁶⁾。これは、窒素の添 加によって炭素の拡散や炭化物の凝集化を遅滞させる効果が寄与しているためと考 えられている。

高クロム鋼の脱・浸炭挙動は、鋼中のクロム(Cr)含有量によって異なることが知ら れており³⁵⁾、Cr含有量が多いほど安定な炭化物が多く析出され、鋼中の炭素活量が 低下し、その分脱炭現象が抑制される。Cr含有量と脱・浸炭挙動との関係例を図 2.2-26に示す。Mod.9Cr-1Mo鋼については、上記からも言えるように環境条件、つ まりナトリウム中の炭素量によって浸炭または脱炭現象が実験的に確認されている ³⁶⁾。しかし、実機条件環境では平均炭素量の変化はプラント供用末期でもわずかと 評価されており、かつ炭素移行に起因する強度低下または延性低下は特に考慮する 必要がないことが分っている^{36),37)}。この結果から、12Cr鋼においても同様な挙動 を示すものと判断される。一方、同じ高クロム鋼であっても、炉心構成要素に適用 予定の PNC-FMS の場合はナトリウム環境が 600℃を超えるような高温環境となる ため、脱炭現象が顕在化してくる。図 2.2-27 はナトリウム浸漬後の鋼中炭素量(脱 炭)と高温引張強度比との関係を示したものである³⁸⁾。脱炭による炭素濃度の低下 に伴って高温強度の低下も認められるため、強度低減係数による設計対応が図られ ている。



図 2.2-26 脱・浸炭挙動に及ぼす鋼中 Cr 濃度の影響³⁵⁾



図 2.2-27 ナトリウム浸漬後の鋼中炭素濃度(脱炭量)と 高温引張強度比との関係³⁸⁾

[参考文献]

- 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター: "高速増殖炉技術読本"、PNC TN9520
 91-006、第10編、pp.10-7~10-15 (1991)
- 2) 飯沢克幸: "ナトリウム冷却材の不純物抑制と被ばく低減"、原子力工業、Vol.33、
 No.11、 p.62 (1987)
- 3) 日本金属学会編:"金属便覧"、丸善㈱発行(1982)
- 4) 丸山昭、野村茂雄、他: "高温ナトリウム中におけるオーステナイト・ステンレ ス鋼の腐食速度評価式"、日本原子力学会誌、Vo1. 26. No. 4、p.59 (1984)
- 5) E. Yoshida, et al ,"Post-corrosion and metallurgical analyses of sodium piping materials operated for 100,000 hours", Liquid Metal Systems, Plenum press, New York (1995)
- 6) 吉田英一:"ナトリウムと材料との共存性"、原子力基盤技術専門委員会、原子力 用材料に関する調査研究会(1990)
- 7) 伊藤吾郎: "腐食科学と防食技術"、標準金属工学講座 16、コロナ社 (1973)
- 8) 青砥紀身: "大気中ナトリウム漏洩流下部における鉄系材料の腐食機構"、動燃技報、No.103 (1997)
- 9) C. A. Whithlow, et al.: "Sodium corrosion behavior of alloys for fast reactor application", Westinghouse Nuclear Energy Systems Advanced Reactor Division
- 10) A. W. Thorley, et al. : "Corrosion and mass transport and nickel alloys in

sodium systems", Liquid Alkali Metals, BNES, London(1973)

- 11) P. Roy, et al.: "Interdependence of various parameters on corrosion of stainless steel heat exchanger material in flowing sodium", ASME(1974)
- 12) B. H. Kolster, et al.: "Corrosion transport and deposition of stainless steel in liquid sodium ", Pro. Int. Liquid Metal Technology in Energy Production, Champion, p.368 (1976)
- 13) 吉田英一、他: "高速炉用燃料被覆管の高温ナトリウム中試験の概要と成果"、 TN9410 86-001 (1986)
- 14)飯塚昇司、他:"高速炉用燃料被覆管の高温ナトリウム中での腐食挙動(WII)"、
 TN9410 89-073 (1989)
- 15)河井雅史、他:"ナトリウム冷却系におけるオーステナイト系ステンレス鋼の腐 食予測式"、PNC ZN941 79-37 (1979)
- 16) 伊藤卓志、他:"低炭素-窒素添加改良 SUS316 鋼のナトリウム中脱窒および浸炭挙動"、日本材料学会、第28回高温強度シンポジウム前刷集(1990)
- 17) T. Asayama, et al. : "Evaluation procedure for sodium environmental effects on 316FR and modified 9Cr-1Mo steel for the structural design of Japanese fast breeder reactors", ASME PVP, Vol.391 (1999)
- 18) 野村茂雄、他: "SUS304 母材及び溶接継手のナトリウム中腐食速度と表面変質 層厚さ"、原子力学会、秋の分科会、H22(1982)
- 19) 丸山昭、他: "高温ナトリウム中における高速炉構造材(AISI Type304SS)の腐食 と質量移行(総合報告)"、PNC ZN941 77-16 (1977)
- 20) 吉田英一、他: "10 万時間運転ナトリウム配管 SUS304 の材料特性"、日本材料 学会、第 30 回高温強度シンポジウム No.26 (1992)
- 21)小峰龍司、他:"インコネル 718 材の高サイクル疲労特性に及ぼすナトリウム環境の影響"、日本原子力学会秋の大会、D22(1992)
- 22) E. Yoshida, et al.: "High-cycle fatigue behavior of alloy 718 in liquid sodium", Liquid Metal Systems, P.157-166 (1995)
- 23) 伊藤卓志、他: "高速炉炉心用改良鋼とその挙動 (6)ナトリウム環境効果"、日本原子力学会秋の大会、J6 (1993)
- 24) E. Yoshida, et al. : "Compatibility evaluation of fuel cladding materials for LMFBR in sodium", ANS transactions, Vol.85, p.301 (2001)
- 25)日本機械学会: "発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第Ⅱ編 高速炉規格"、 JSME S NC1-2005 (2005)
- 26)動力炉・核燃料開発事業団:"高速炉炉心構成要素用改良オーステナイト鋼(PNC1520)材料強度基準案"、PNC ZN9410 92-112 (1992)
- 27) 動力炉・核燃料開発事業団:"高速原型炉燃料集合体の構造設計方針・材料強度基準案"、PNC ZN241 85-22(1)、(1985)
- 28) 動力炉・核燃料開発事業団:"高速炉炉心構成要素用高強度フェライト/マルテンサイト

鋼(PNC-FMS)材料強度基準暫定案"、PNC ZN9410 92-110 (1992)

- 29) R. B. Snyder, et al. : "An analysis of carbon transport in the EBR-II and FFTF primary sodium systems", Pro. Int. Liquid Metal Technology in Energy Production, Champion (1976)
- 30) 二瓶勲、他: "環境条件からみた材料の腐食問題、高速増殖炉"、原子力工業、 Vol.28、No.3 (1982)
- 31) H. Mimura, et al.: "An assessment of carburization behavior of SUS304 Stainless steel in FBR secondary system", Fourth Int. Conf. on Liquid Metal Engineering and Technology, Vol. 2, Arignon (1988).
- 32) J. L. Krankota, et al.: "The kinetics of decarburization of 21/4Cr-1Mo steel in sodium", Nucl. Tech. 24, p225 (1974)
- 33) 斉田富兼、他: "パイメクリックループにおけるナトリウム系用材料の炭素移行 試験、第8報"、ZN94184-112(1984)
- 34) 伊藤卓志、他: "FBR 二次冷却系構造材料のナトリウム中炭素挙動"、日本原子 力学会年会、B-9 (1987)
- 35) K. Matsumoto, et al, : "Carbon transfer behavior of materials for LMFBR steam generator", Nucl. Tech. vol.28 (1976)
- 36) T. Ito, et al. : "Evaluation of carburization and decarburization behavior of Fe-9Cr-1Mo ferritic steels in sodium environment", Jour. of Nucl. Scie. and Tech., 29[4], (1992)
- 37) 伊藤卓志、他、: "9Cr 系鋼の FBR 大型炉構造材料への適用に関する研究"、日本原子力学会春の年会、M47(1991)
- 38) A. Uehira, et al.: "Tensile properties of 11Cr-0.5Mo-2W, V, Nb stainless steel in LMFBR environment", 原子力学会誌, Vol.37, No.9 (2000)

2.3 ナトリウム環境下における機械的強度特性 1)

燃料被覆管やラッパ管などは核燃料や核分裂生成物を閉じ込める隔壁となること、 また炉容器や配管などにおいては数十年にわたる原子炉の供用期間中、種々の荷重、 環境に耐えることなど、原子炉の構成材料は一般の工業材料に比較して信頼性に対 する要求が一段と厳しくなる。従って、高温ナトリウム環境下での材料特性のふる まいについても十分に把握しておくことが重要である。

材料強度特性に及ぼすナトリウム環境の影響には、これまでに述べてきたように 高温・長時間側で顕在化してくる腐食・質量移行や脱・浸炭によるもの、ナトリウ ム中の酸素分圧が極めて低いことによる真空雰囲気に類似した効果などがある。時 間、温度に依存するクリープ強度特性では、強度を担う炭素や微量成分元素のナト リウム中での挙動が重視される。腐食による減肉の影響は、特に燃料被覆管のよう な薄肉材で考慮する必要がある。ナトリウム中での酸素分圧が大気中の場合と比較 して極めて低いことによる影響は、疲労強度特性に対して良い方向に作用する。

このように、材料特性に及ぼすナトリウムの影響は、主として腐食、表面の材質 変化や脱・浸炭の総合的な結果として現れてくる。ここでは、設計の思想やナトリ ウム環境条件等が異なることから、燃料被覆管やラッパ管などを対象とする「炉心 材料」と、炉容器や機器、主冷却系配管等を構成する「構造材料」とに分けて、そ れぞれのナトリウム中における材料強度特性を述べる。

2.3.1 炉心材料の材料強度特性

構造材料と比較して、炉心材料の強度へのナトリウム環境効果を評価する場合に 注意すべきことは、①薄肉(燃料被覆管の厚みで概ね 0.4~0.5mm)であること、 ②650℃前後の高温で使用されること、③材料の供用期間が数年と短く、交換が可能 であることなどである。従って、①、②については腐食(減肉)による影響が大き く、かつ高温であるため腐食や脱炭などが生じやすい環境にある。また、③につい ては材料劣化度合に応じて新しい材料と交換することを考慮した設計もできる。

燃料被覆管の場合は内部の核分裂生成ガスによる圧力が数十気圧まで漸増する状態で、約 650℃の温度において数万時間の使用期間中炉内使用に耐えることが要求 される。特に、中性子照射によるスエリング特性と並んで高温下でのクリープ強度 が燃料被覆管の寿命を決める重要因子のひとつとなる。このため、燃料被覆管材料 の合金成分元素、冷間加工度、結晶粒度および溶体化熱処理温度などをパラメータ とした研究開発が行われ、照射スエリング特性およびクリープ強度に優れた改良 SUS316 ステンレス鋼燃料被覆管 (PNC316)、高強度フェライトマルテンサイト鋼

(PNC-FMS) および酸化物分散強化型フェライト鋼(ODS 鋼) などが開発されて いる²⁾⁻⁴⁾。



図 2.3-1 クリープ破断特性に及ぼすナトリウム環境の影響 (20%冷間加工 SUS316燃料被覆管) 5)

PNC316のナトリウム中クリープ破断特性を大気中の強度と比較した例を図 2.3-1 に示す ⁵⁾。ここで、図の縦軸は燃料被覆管内に負荷した圧力で、周応力(MPa)を示し ている。ナトリウム中のクリープ破断強度は、大気中の強度に比較して、650℃では 大きな差が認められないが、700℃になると長時間側で低下しているのがわかる。し かし、従来の SUS316 燃料被覆管に比較して、チタン(Ti)、ニオブ(Nb)、ボロン(B)、 リン(P)の微量元素の添加調整によって PNC316のクリープ破断強度は著しく改善さ

れ、図 2.3-2 に示 すように高温ナト リウム中において も添加調整元素の 効果が維持されて いることがわかる ⁵⁾。

ナトリウム中ク リープ破断試験後 の添加調整元素 B、 P の濃度変化を図 2.3-3 に示す⁵⁾。B、

P は比較的短時間



図 2.3-2 ナトリウム中クリープ破断強度に及ぼす Ti,Nb,
 B,Pの影響(冷間加工 SUS316 燃料被覆管)⁵⁾

域からナトリウム中への溶出による濃度低下が認められ、特に B の濃度低下が顕著 になっている。B、 P は M₂₃C₆の微細分散析出効果などの析出形態に対する寄与効 果が大きく、この良好な析出形態がクリープ破断強度の向上に大きな役割を果たし ている。



図 2.3-3 クリープ破断材の B と P 濃度変化 ⁵⁾

しかし、高温ナトリウム中では B、P の溶出によって上記の効果が失われるため、 図 2.3-2 で示したようなクリープ破断強度の低下を招いたものと考えられる。Ti、 Nb の場合はナトリウム中への有意な溶出が長時間域でも認められておらず、大気中 と同様に微細な TiC や NbC が観察されている。Ti、Nb は微細な TiC や NbC の析 出によってクリープ破断強度を改善するばかりでなく、強度低下の要因となる脱炭 も抑制する (図 2.2-19 参照) ことから、高温ナトリウム中においても効果的な添加 元素である ⁵⁾。脱炭が抑制された理由は、熱力学的に安定な TiC や NbC が析出し、 鋼中の炭素活量が低下したためである。

次に長時間にわたって高温ナトリウム中に浸漬された後の燃料被覆管の引張特性 を図 2.3-4 に示す。700℃の高温領域では浸漬と同一条件で熱履歴を与えた時効材よ りも引張強さおよび耐力が低下している。これらの強度の低下は、主にナトリウム 中での脱炭や強度



図 2.3-4 引張特性に及ぼすナトリウム環境の影響 (20%冷間加工 SUS316 燃料被覆管)¹⁾

る。ナトリウムによる強度の低下に対しては、適切な強度補正係数を設計に導入す ることによって材料の健全性を確保している⁶⁾。

PNC-FMS は、 2.2節で述べたよ うに、PNC316な どのオーステナ イト系ステンレ ス鋼よりも炭素 含有量が多いた め、高温ナトリウ ム中では脱炭が 生じ、これによる クリープ強度お よび引張強度の 低下が認められ る。ナトリウム中 と大気中とのク リープ破断強度



の比較例を図 2.3-5 に示す。650℃の 高温域ではナトリウム中のクリープ 破断強度が大気中よりも低下し、長 時間側でより顕著になることがわか る。これらの強度低下は、鋼中の平 均炭素濃度と関連付けることができ、 設計では適正な強度補正係数を設定 することにより、ナトリウム中での 強度低下を保守的に評価できるよう にされている [¬]。また、PNC-FMS の場合はラッパ管への適用を予定し ており、燃料被覆管に比較して使用 温度が低く、厚肉なラッパ管材に適 用することにより、高温強度特性に 及ぼす脱炭の影響を小さくできる[®]。

ODS鋼は照射スエリング特性と高 温強度特性を兼ね備えた材料であり、 高速炉燃料構成要素の高燃焼度化お よび冷却材温度の高温化を達成する 上での重要な高性能燃料被覆管とし



図 2.3-6 ODS 鋼のナトリウム浸漬後引張
 特性(上)とナトリウム中クリー
 プ破断特性(下)⁹⁾

て適用が検討されている。これまでに 得られている国産 ODS 鋼のナトリウ ム中クリープ強度特性の例を図 2.3-6 に示す。これは低流速域での試験結果 を示したものであるが、ナトリウム中 クリープ強度は大気中と同等であり、 ナトリウム環境による影響が認められ ていない。ただし、ODS 鋼の場合は同 ーナトリウム冷却系統内に Ni 含有量 の異なるオーステナイト系ステンレス 鋼が共存すると、溶出した Ni がナトリ ウムを介して ODS 鋼表面から侵入・拡 散し、表面近傍の組織変化を招く報告 例もある⁹⁾。このため、表面近傍の Ni 拡散に伴うクリープ強度への影響を明 らかにしておく必要がある。高温引張



強度特性に対しては、表面近傍の Ni 拡散による影響はほとんど無視できることがわ かっている^{9),10)}。引張強度特性に及ぼす Ni 拡散の影響を図 2.3-7 に示す。燃料被覆 管全厚みの概ね 1/4 の深さまで Ni 拡散が生じても引張強度や破断延性の明瞭な低下 は認められていない。これは、表面近傍の Ni 拡散領域においても内部の母相と同様 に複合酸化物の微細析出の効果が維持されているためであると考えられる。

2.3.2 構造材料の材料強度特性

構造材料は、特殊な部位を除くと、炉心材料に比較して厚肉材であり、かつ使用 温度が低いため、ナトリウムの影響が出にくい傾向にある。しかし、炉心材料と異 なり供用期間が通常約

30 年以上と長いため、 評価には長時間データ も含めた多くのデータ を蓄積し、材料の健全性 を適切に評価しなけれ ばならない。

高速炉では軽水炉よ りも高い温度すなわち クリープ現象が生じる 温度域で使用されるた め、引張および疲労特性 のほか、クリープ強度特



図 2.3-8 SUS304 のナトリウム中クリープ特性¹⁴⁾

性を把握することが必要である^{11),12)}。また、熱応力の繰返し負荷に対し、クリープ と疲労が重畳するクリープ疲労による損傷が支配的になるため、クリープ疲労強度 特性についても把握することが重要である¹³⁾。これらのナトリウム中における高温 強度特性は、 適用される構造材料の種類、すなわちオーステナイト系ステンレス鋼 とフェライト系鋼の炭素移行挙動などによって影響を受けるため、それぞれの構造

材料に対する適切な強度評価 を行う必要がある。

オーステナイト系ステンレ ス鋼の代表例として、SUS304 のナトリウム環境中における クリープ破断強度特性を大気 中の特性と比較して、図 2.3-8¹⁴⁾に示す。ナトリウム中 クリープ破断強度は大気中の それらと同等であり、ナトリ ウム環境の影響は認められな い。これは、予め2万時間の 流動ナトリウム中浸漬を行っ た後およびナトリウム試験装

置の配管材として 10 万時間使用さ れた後の SUS304 のクリープ破断強 度についても同様である¹⁵⁾。また、 供用中における材料表面への浸炭を 伴った SUS304 のクリープ破断試験 が実施され、2.2節の図 2.2-25 に示 したように強度特性への影響がない ことが確認されている。ただし、ク リープ破断強度への影響はないもの の、クリープ変形の最終的な過程と なる第3次クリープ域では表面近傍 での浸炭によって微細なクラックが 発生し易い傾向にあり、破断延性が 若干低下する傾向を示すことが認め られている¹⁴⁾。図 2.3-9 は高速炉構 造用 SUS316(316FR 鋼)のナトリ ウム中クリープ破断強度特性を示し たものである。316FR 鋼はナトリウ ム環境においても従来の SUS304 よ



図 2.3-9 316FR 鋼のナトリウム中クリープ 特性¹⁶⁾



特性の比較例(SUS304)¹³⁾

りも優れた特性を示し、大気中強度と比較しても明瞭な強度低下は生じていない¹⁶⁾。 大気中とナトリウム中の高温疲労特性の比較例を図 2.3·10 に示す¹³⁾。構造材料が 使用される温度域(400~550℃)では、疲労特性に対してナトリウム環境は良い方 向に作用する。大気中の場合は表面の酸化スケール形成とその割れがき裂発生を誘 起し、表面に多数のき裂が観察される。ナトリウム中に比較して大気中の疲労寿命 が低下するのは、酸化によりき裂発生寿命が短くなるためであり、き裂の進展速度 に及ぼすナトリウム環境の影響は小さいことが示されている¹⁷⁾。一方、ナトリウム 環境は還元雰囲気であり、高真空雰囲気に類似した特性を示す。このため大気中の ような酸化スケールが形成されず、き裂発生の要因とはなり難い。ただし、650℃と いった高温域になると、SUS304 の例ではき裂の発生起点が粒内から粒界となり、 大気中との寿命差が小さくなっていく。これは、高温長時間になると粒界からの合 金元素の選択的な溶出などに起因する粒界の弱化が生じ、粒界のき裂発生寿命が低 下するためと考えられる。疲労試験後のき裂の発生近傍における破面写真例を図 2.3·11 に示す。このケースでは、き裂は粒内を進展しており、ストライエーション が観察されている。

高速炉で主要な破 損モードとなるクリ ープ疲労では、長時 間・低ひずみ域ほどク リープ損傷が支配的 になるため、粒界での キャビティ形成・成長 が破損の主要因にな る。このため、酸化と いう表面効果よりも 内部のキャビティ形 成という体積効果が 支配的となり、表面効 果として作用するナ トリウム環境の有意 な影響はない。また、



図 2.3-11 疲労破面の観察例 (SUS304) ¹⁷⁾

供用末期を想定した加速的な浸炭雰囲気下(表面の最大浸炭量 0.46wt.%、初期バルク値の約 10 倍)での SUS304 のクリープ疲労試験においても、低ひずみ域のき裂 発生は内部で生じており、大気中のクリープ疲労強度と同等であることが実験的に も確認されている¹⁸⁾。

一方、2¹/₄Cr-1Mo 鋼のような比較的鋼中の Cr 含有量の少ないフェライト系鋼の 場合は、ナトリウム中への脱炭現象によって引張強度やクリープ破断強度が低下す る。Cr 含有量と脱・浸炭挙動については、2.2 節を参照されたい。2¹/₄Cr-1Mo 鋼 のクリープ試験結果例を図 2.3-12¹⁹に示す。高温域ではナトリウム中のクリープ破 断強度は大気中での強度よりも低下する傾向を示している。この 2¹/₄Cr-1Mo 鋼の 強度低下に対して、強度補正係数を導入することによって評価している ²⁰。



図 2.3-12 ナトリウム中と大気中における 2¹/₄Cr-1Mo 鋼の クリープ破断強度の比較¹⁹⁾

鋼中の Cr 含有量を多く含む改良 9Cr-1Mo 鋼や 12Cr 鋼になると、2.2 節で述べた ように脱炭現象は抑制されるため、ナトリウム中のクリープ破断強度や延性の低下 は生じないことが実験的に確認されている^{21),22)}。表面浸炭現象に対するクリープ破 断強度などへの影響もほとんどみられない。図 2.3-13²³⁾ にフェライト系鋼の代表例 として、改良 9Cr-1Mo 鋼のナトリウム環境下における疲労およびクリープ疲労特性

を示す。フェライト系鋼 のナトリウム中におけ る疲労やクリープ疲労 特性は、前述したオース テナイト系ステンレス 鋼でしたオース テンレス 観点からもたいした とともに、損傷形態 構 の影響はほとん どないと言える。また、 大気中の場合は引張保 リープ疲労寿命が、圧縮



図 2.3-13 改良 9Cr-1Mo 鋼の疲労及びクリープ疲労特性 23)

保持中に形成される酸化皮膜中のき裂成長の加速効果の影響などで低下することが 示唆されている²⁴⁾。しかし、ナトリウム環境の場合は還元雰囲気となるためにこの 影響は無視しえるものであり、図 2.3-13の実験結果においても裏づけられている。 これらのことから、改良 9Cr-1Mo 鋼に対しては強度補正係数を設けずに設計するこ とが提案されている²⁵⁾。

構造材料にはサーマルストライピング現象(温度の揺らぎ)に伴う疲労損傷を防 止するためにニッケル基合金インコネル 718 が使用されるケースもある。インコネ ル 718 のナトリウム中の高サイクル疲労寿命は大気中のそれらと同等の寿命を示し、 かつ 600℃の流動ナトリウム中に 1 万時間予浸漬させた後も寿命の低下は見られて いない ^{26),27)}。また、SUS304 の疲労寿命に比較して、ナトリウム環境下でも優れた 特性を示している。ただし、650℃においてナトリウム中に 1 万時間予浸漬させた後 の疲労寿命は、大気中および同じ熱処理を施した熱時効材よりも幾分低下する傾向 が認められる。高サイクル疲労試験後のき裂起点部の写真例を図 2.3-14 に示す。寿 命低下の要因としては表面き裂の発生起点による差が考えられる。すなわち、600℃ 以下の疲労き裂は主に粒内を起点として発生・進展しているのに対し、650℃では粒

界を起点と して発生し ており、これ らのき裂の 発生に差が あると推測 される。 650℃の高温 域になると、 長時間のナ トリウム浸 漬中におい て選択的な Ni 溶出によ る粒界部の 腐食が進行 し、粒界から のき裂発生 を誘起して いるものと 考えられる。



図 2.3-14 インコネル 718 の高サイクル疲労試験後のき裂写真例 26)

JNC TN9410 2005-011

[参考文献]

- 1) 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター: "高速増殖炉技術読本"、PNC TN9520 91-006、第 10 編、pp.10-17 ~10-18 (1991)
- 2) 立石嘉徳、他: "高速炉炉心材料用改良 SUS316 ステンレス鋼の開発"、日本原子 力学会誌 Vol. 30、No. 1、p1005(1988)
- 3) 鹿倉栄、他: "高速炉炉心材料としての高強度フェライト/マルテンサイト鋼の開発"、日本原子力学会誌 Vol. 33、No. 12、p1157(1991)
- 4) 鵜飼重治: "ODS フェライト・マルテンサイト鋼被覆管の組織制御技術開発"、サイクル機構技報 No.7(2000)
- 5) 吉田英一、他: "高温ナトリウム環境下におけるオーステナイト系ステンレス鋼 のクリープ特性"、日本材料学会、高温強度部門委員会第41期第2回(1992)
- 6)動力炉・核燃料開発事業団:"高速原型炉燃料集合体の構造設計方針材料強度基 準案"、ZN241 85-22(1)(1985)
- 7) 伊藤卓志、他: "高速炉炉心構成要素高強度フェライト/マルテンサイト鋼 (PNC-FMS)材料強度基準(暫定案)解説編、ナトリウム腐食、強度補正係数、 設計許容繰返し数"、PNC ZN9410 93-045 (1993)
- 8) 伊藤卓志、他: "高速炉炉心用改良鋼とその挙動 (6)ナトリウム環境効果"、日本 原子力学会秋の大会、J6 (1993)
- 9) E. Yoshida, et al. : "Sodium compatibility of ODS steel at elevated temperature", Jour. Nucl. Mate., 329-333 (2004)
- 10)加藤章一、他: "高速炉炉心用酸化物分散強化型フェライト鋼の材料特性(第4 報)、ナトリウム浸漬材及びニッケル拡散模擬材の引張特性"、JNC TN9400 2002-080 (2002)
- 11) 和田推作: "高速炉構造材料の品質向上について"、配管技術、Vo1. 28、No. 10 (1986)
- 12) 永田敬、他: "高速炉用高温構造設計基準に関する研究開発"、動燃技報 No. 65 (1988)
- 13) 和田推作:"高速増殖炉工学基礎講座 材料工学"、原子力工業、Vo1. 36、No.
 3 (1990)
- 14) 吉田英一、他: "SUS304のクリープ特性に及ぼすナトリウム環境の影響"、日本 材料学会、第28回高温強度シンポジウム(1990)
- E. Yoshida, et al. : "Post-corrosion and metallurgical analyses of sodium piping materials operated for 100,000 hours", Liquid Metal Systems, pp.55-66 (1995)
- 16) 古川智弘、他: "高速炉構造用 SUS316 のクリープおよび疲労強度特性に及ぼす ナトリウム環境の影響"、材料、Vol.48、 No.12、 P.1373-1378 (1999)
- 17) 加藤信一郎、他: "SUS304 鋼の高温流動ナトリウム中における低サイクル疲労 特性"、材料、Vo1. 37、No. 414、p328 (1988)

JNC TN9410 2005-011

- 18) 浅山泰、他: "SUS304 の浸炭雰囲気ナトリウム中におけるクリープ疲労強度に 関する研究"、日本材料学会 第28回高温強度シンポジウム(1990)
- 19) 柚原俊一: "高速増殖炉用鋼材の高温ナトリウム中における適合性"、日本原子 力学会誌、Vol. 23、No. 5、p 324 (1981)
- 20)日本機械学会: "発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第Ⅱ編 高速炉規格"、 JSME S NC1-2005" (2005)
- T. Ito, et al. : "Evaluation of carburization and decarburization behavior of Fr-9Cr-Mo ferritic steels in sodium environment", Jour. Nucl. Scie. Tech., Vol.29, No.4, p.367-377 (1992)
- 22) S. Kano, et al : "In-air mechanical properties and sodium compatibility of Mod.9Cr-1Mo steel for large scale fast breeder reactor", Int. Conf. on LIMET'88, Vol.3, p.536 (1988)
- 23) 加藤章一、他: "高クロム系鋼のクリープ疲労特性に及ぼすナトリウム環境の影響"、日本原子力学会、2002 年秋の大会、E27(2002)
- 24) 青砥紀身、他: "Mod.9Cr-1Mo(NT)鋼のクリープ疲労評価"、材料、Vol.44、 No.496、p.23(1995)
- 25) T. Asayama, et al. "Evaluation procedure for sodium environmental effects on 316FR and Modified 9Cr-1Mo steel for the structural design of Japanese fast breeder reactors", ASME PVP, Vol.391 (1999)
- 26) E. Yoshida, et al.: "High-cycle fatigue behavior of alloy 718 in liquid sodium", Liquid Metal Systems, pp.157-166 (1995)
- 27)小峰龍司、他:"インコネル 718 材の高サイクル疲労特性に及ぼすナトリウム環境の影響"、日本原子力学会秋の大会、D22(1992)

2.4 ナトリウム環境下におけるトライボロジ特性 ¹⁾

「トライボロジ」の言葉は、1966年にイギリスで開催された H. P. Jost 主催の FLW 委員会(摩擦・潤滑・摩耗)から摩擦学として提案されたものである。語源は、 ギリシャ語の"Tribos(摩擦する)"に由来する。トライボロジの定義は、Oxford の 辞書によると、「相対運動し、互いに干渉し合う表面に関する科学と技術ならびにそ れに関する実際の諸問題」となっている。

摩擦・摩耗などのトライボロジの歴史は古く、これらに関する研究論文や専門図 書が数多く発行されている。基本的な機構、理論についてはこれらを参照されたい。

ここでは冷却材にナトリウムを使用することによって生じる特徴的なトライボロ ジ特性を中心に代表的な実験結果の例を示しながら、ナトリウム中のトライボロジ 特性を紹介する。

2.4.1 高速炉での対象部位と表面硬化材の要求性能

高速炉における機器の接触・摺動部の代表例を図 2.4-1 に示す。1 次冷却系では、 集合体パッド部同士、燃料被覆管とワイヤ、機械式ナトリウムポンプの静庄軸受部、 制御棒駆動機構部などがある。2 次冷却系では、蒸気発生器伝熱管の支持部や機械式 ナトリウムポンプの静圧軸受部などが代表的な部位である。このように、高速炉で は定常運転時やそれ以外の状態で常にナトリウム中で材料同士が接触し、摩擦・摩 耗などを繰り返し受けている部位がある。ナトリウムは酸素との親和性が強いため



図 2.4-1 「もんじゅ」においてトライボロジ現象が対象となる部位²⁾

2.4 - 1

材料表面の酸化被膜が還元され、上記の部位での摩耗量あるいは摩擦係数の増大、 かじりおよび自己融着などが生じやすくなる²⁾。摩擦・摩耗現象は大気中において も観察されるものであるが、自己融着現象はナトリウム特有のものであるといって よい。このような現象が厳しくなる部位においては、これらを緩和するために表面 硬化材(Hard-Facing Material)などが施工される。表面硬化材に要求される一般 的な性能を表 2.4-1 に示す。

2.7 節で述べるようにコバルト基表面硬化材では ⁶⁰Co による被ばくに注意する必要がある。被ばく低減のための有力な方策は、Co 量をほとんど含まない表面硬化材 (コバルトフリー表面硬化材)を施工することである。このため各種コバルトフリー表面硬化材の開発と適用性評価が行われた。後述の図 2.4-2 および図 2.4-5 に掲げられた表面硬化材のうち、ステライトはコバルト基合金であり、フクダロイ、コルモノイ、メテコおよびトリバロイはニッケル基合金である。

以下にこれら表面硬化材の自己融着特性および摩擦・磨耗特性について記し、ナ トリウム中腐食特性に関しては 2.5.2 で記述する。

No.	要	求	性	能		対象 R & D
1	高温・長時 着しないこ	間の圧縮さい。	荷重条件	下におい	て融	自己融着試験
2	使用中の摺	動により	摩耗しな	いこと。		
3	摩擦係数が	低いこと。	b			摩擦·摩托試頻
4	使用中にナ と。	トリウム	により腐	食しにく	いこ	腐食試験
5	使用中の温 の変化,割	度サイク) れ,剝離れ	ル, 熱衝 が生じな	撃により いこと。	寸法	熱衝擊試験
6	中性子照射 元素を生じ	により⁵⁰(ないこと。	0のよう	な有害放	射性	
7	中性子照射 かつ, トラ と。	により割れ イボロジキ	h, 剝離 寺性を劣	が生じな 化させな	く, いこ	照射試頻

表 2.4-1 機器の接触・摺動部の表面硬化材に要求される性能²⁾

2.4.2 自己融着

白己融着現象は、材料の接触面間で生じる真実接触面(金属面の凹凸を考慮した 接触面積)を介した金属元素の拡散によるものであり、真実接触面積および拡散速 度を増加させる因子は自己融着力を増すことになる。因子としては以下のものがあ る。

・温度:高温ほど材料の強度が低下し、接触部の変形が起こるために真実接触面

2.4 - 2

積が増加する。また、高温ほど拡散係数が大きくなる。

・応力:高応力ほど接触部が変形しやすく、真実接触面積が増加する。

・時間:長時間ほど拡散量が増加する。また、高温領域では長時間ほど接触部の クリープ変形により真実接触面積が増加する。

この他にはナトリウム腐食による表面形態の変化、特にナトリウムとの複合酸化 物の生成や表面粗さなどがある。これらの影響因子を試験パラメータとした実験デ ータがこれまでに多く蓄積されており、自己融着力は特に温度、応力(負荷荷重) などの影響を大きく受けることが明らかになっている。また、材料によっても差異 がみられる。

種々の材料について、自己融着実験結果の一例を図 2.4-2 に示す ^{2),3)}。図中の自己 融着率は、自己融着現象を示した試験片数を、試験片全数で除した百分率である。 SUS316 以外は、すべてステンレス鋼の母材表面に溶接法や溶射法を用いて表面硬 化材を肉盛りしたものである。表面硬化材を施さない SUS316 同士は 500℃から自 己融着現象が生じている。一方、表面硬化材が施されている材料では 600℃以上で 自己融着現象がみられている。しかし、これらの自己融着力(引き離す力)は SUS316 同士のそれらよりもかなり小さい。



図 2.4-2 ナトリウム中における表面硬化材の自己融着特性(同種材組み合わせ)²⁾

SUS316 同士の自己融着面の写真例を図 2.4-3 に示す。表面にはクレータ状の模様 が多数みられる。これら自己融着現象を生じた表面近傍では互いにクロムやニッケ ルなどの拡散層が生成している⁴。

このように、高温、かつ高応力などで使用される部位については表面硬化材を施

工することにより、自己融着現象を防ぐことができる。



図 2.4-3 SUS316 同士組合せにおける自己融着表面の形態⁴⁾

2.4.3 摩擦·摩耗

ナトリウムを高純度に管理することは材料の腐食を抑制するには好都合であるが、 反面、表面に生成された酸化被膜が不安定となるあるいは還元されるため、摩擦・ 摩耗を促進させる方向に働く。ナトリウム中の酸素濃度がある程度高い場合には、 表面にナトリウムとの複合酸化物などが形成されるため、これが潤滑の役目をして、 摩擦・摩耗を緩和する。この一例として、ナトリウム中の酸素濃度と摩擦特性との 関係を、クロムカーバイトおよび硬質クロムメッキ(集合体パッド部表面硬化処理 材)について図 2.4-4 に示す⁵⁾。ナトリウム中の酸素濃度が高くなるほど摩擦係数が 低くなるのがわかる。



図 2.4-4 ナトリウム中酸素濃度と摩擦係数(µk)との関係 5)

一方、摩耗量と材料の硬さには密接な関係があることが知られている。同一条件 であれば、硬い材料ほど摩耗量が減少する傾向がある。このため、原子炉プラント の機器において材料同士が接触、あるいは擦れ合う部位の表面には、摩耗量を抑え るために表面硬化材などが施工されるのが一般的である。しかし、2.2節において述 べたように高温領域で使用される場合は、表面硬化材中の合金元素がナトリウム中 へ溶出し、材料の硬さの低下を招くことがある。この場合は摩耗量の増大やかじり などの原因になる。従って、ナトリウム中で長時間使用しても腐食や材料の性質が 変化しにくい表面硬化材の施工が要求される。また、このような場合でも安定した 摩擦・摩耗特性を示す表面硬化材でなければならない。高速炉用の代表的な表面硬 化材について、ナトリウム中における摩擦・摩耗特性および摩耗量を図 2.4-5 および 図 2.4-6 に示す^{2),6)}。いずれの表面硬化材も長摺動距離の摩擦に対して安定であり、 かつ低い摩擦係数を示している。また摩耗量も施工肉盛り厚さ(通常1~3mm程度) に比較して数 10μm と無視できる値となっている。ここで、摩擦係数は材料同士の 接触面への押し付け荷重に対するこれを引き動かすのに要する力(摩擦力)の比で ある。一般的には摩擦係数は低いほど良いが、通常 0.5 以下であれば優れた特性を 示す表面硬化材と考えてよい。図2.4-7にナトリウム中摩擦試験前後の表面観察例を 示す 7)。



図 2.4-5 ナトリウム中における摩擦特性²⁾



図 2.4-6 ナトリウム中での摩耗最大深さ(試験温度 530℃、摺動距離約 2,500m)²⁾

- (注) これらの表面硬化材の実機への適用例
 - ・ステライト No.6:「常陽」の制御棒駆動機構の摺動部、炉心支持構造部、弁座部
 - ・コルモノイ:ポンプの軸受部
 - ・硬質クロムメッキ:「常陽」の燃料集合体ラッパ管パッド部
 - ・クロムカーバイト:「もんじゅ」の燃料集合体ラッパ管パッド部



Friction surface 540°C sodium Friction surface in 540°C sodium

図 2.4-7 ナトリウム中摩擦試験後の表面観察例 (上:摩擦試験前の表面、下:摩擦試験後の表面)⁷⁾

一方、蒸気発生器伝熱管とその支持部の場合は、伝熱管壁を介してナトリウムの 熱を水に効率的に伝える観点から表面硬化材などを施せないケースもある。このた め、使用条件を考慮した上で適切な材料の組み合わせを決定する必要がある。また、 プラントの起動・停止や負荷変動、流体力による伝熱管の振動および DNB 点の振動 による温度変動などによって摩擦条件も変化する。図 2.4-8 は改良 9Cr-1Mo 鋼伝熱 管の最大摩耗深さに及ぼす支持金具材と温度の影響例を示したものである⁸⁾。温度変 動に伴う摩擦現象を想定し、10万回の繰返し摩擦試験を行った結果である。伝熱管 の摩耗深さは、相手の支持金具材の違いによって明らかに異なっており、インコネ ル 718 との組み合わせの方が伝熱管の摩耗量を抑えることができていることがわか る。この理由のひとつには、硬さの異なる材料を組み合わせることによって、凝着 現象に伴う摩耗を低減したものと考えられる。このように、使用条件などを十分に 考慮し、実験的に摩擦摩耗特性を把握しておくことが重要である。



図 2.4-8 Mod.9Cr-1Mo 鋼伝熱管の最大摩耗 量に及ぼす支持金具材と温度の影響 例⁸⁾

[参考文献]

- 1)動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター: "高速増殖炉技術読本"、PNC TN952091-006、第10編、pp.10-18~10-20 (1991)
- 2) 吉田英一、平川康、他: "FBR プラントの機器接触・摺動部用コバルトフリー表面硬化材の開発"、動燃技報 No.62、 p.65 (1987)
- 3) 吉田英一、平川康、他: "FBR における放射性腐食生成物(CP)の抑制と除去、 (3) コバルトフリー表面硬化材のナトリウム中自己融者及び摩擦特性"、日本原 子力学会 60 年年会(1985)
- 4) 溝淵庄太郎、加納茂雄、他: "高温ナトリウム中における各種材料の自己融着性"、 日本金属学会誌、Vo1. 44、No. 5、p. 487 (1980)
- 5) 吉田英一、平川康、他: "高速原型炉「もんじゅ」燃料集合体パッド部表面硬化 材のナトリウム中評価試験(総合報告)"、TN941086-118(1986)
- 6) E. Yoshida, Y. Hirakawa, et al.: "In-Sodium tribogical study on cobalt-free hard facing materials for contact and sliding parts of FBR components, Fourth Int. Conf. on Liquid Metal Engineering and Technology, Vol. 2, Avignon(1988).
- 7) 溝渕庄太郎、他: "Co基、Ni 基硬質材料の高温ナトリウム中における摩擦挙動について"、金属学会誌 Vol.44, No.1 (1980)
- 8) 吉田英一、他; "Mod.9Cr-1Mo 鋼を使用した一体貫流型蒸気発生器伝熱管の健全 性評価研究(6)"、原子力学会1990年秋の大会(1990)

2.5 セラミックス等のナトリウム腐食

2.5.1 セラミックスの腐食特性

セラミックスは金属材料に比較して一般に耐熱性や耐摩耗性に優れている。一般 産業分野では、ファインセラミックスあるいはエンジニアリングセラミックスとし て高温・高強度のセラミックスの開発が進められ、構造材料や機能材料への適用も 積極的に行われている^{1,2)}。一方、将来の高速炉においてはセラミックスの特長を活 かし、熱応力緩和用ライナや耐摩耗材等への適用を図り、プラントの高性能化によ る経済性の向上が期待される。高速炉への適用を考えるうえで、セラミックスのナ トリウムとの共存性を明らかにすることが重要である。

大洗工学センターで各種セラミックス材 料のナトリウム中での腐食試験が行われた ^{3·5)}。供試材料は市販されている比較的高純 度の焼結多結晶の各種セラミックスを中心 にして、結晶の有無、粒界不純物および焼 結助剤のナトリウム腐食への影響を調べる ために CVD(Chemical Vapor Deposition) および単結晶のセラミックスも試験に供さ れた。さらに特定のセラミックス種につい てはその純度を高めた材料についても試験 が行われた^{6·8)}。試験条件としては、ナトリ ウム温度は 550℃と 650℃、浸漬時間は 1,000 時間と 4,000 時間、ナトリウムの酸 素濃度は 1ppm を標準とした。

焼結多結晶のセラミックスについての試 験結果の一例を図 2.5-1 に示す。大部分の ケースでは重量損失を生じていることが分 かる。この重量損失量は腐食時間が長くな るほど増大している。また、一般にセラミ ックスの純度が低いほど腐食量は増加する 傾向がある。アルミナを例として、腐食損 失量と純度の関係を図 2.5-2 に示す。中に は割れや表面の著しい荒れが認められる場 合もあった。CVD や単結晶セラミックスで

Г	Aéz Oz (99.0~99.9%)	550	\$8°
		650	• • • •
	ZrO ₂	550	8.222
		650	8 . 8 . • °
	MgO	550	2 °
		650	8
	Y, O,	550	× ×
		650	89
	CaO	550	0
		650	0
	Mg Al ₂ O ₄	550	000
		650	000
ered	Y, Al, O,2	550	Ô,
Sint		650	8
-	Sic	550	979
	310	650	
	TiC	550	•
		650	0
	Si, N.	550	\$
		650	• • • • • • • • • • • • • • • • • • • •
	AIN	550	ိန်
		650	8
	BN	550	00 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0 0
		650	
	SIA(ON	550	
		650	
	ALON	550	ŏ
	ACON		Ť.
	ALON	650	

図 2.5-1 多結晶焼結セラミックスの ナトリウム中腐食試験後の重量変化³⁾

は多結晶焼結セラミックスに比較して腐食量が小さいことが明らかになった⁵。CVD や単結晶セラミックスの場合は、粒界相あるいは不純物を有しない材料であり、こ れらの存在有無が腐食特性に影響する。



図 2.5-2 ナトリウム中腐食特性に及ぼす 純度の影響(アルミナの例)⁶⁾



図 2.5-3 ナトリウム腐食試験後の断面観察例 5)

多結晶焼結セラミックスのナトリウム浸漬後の試験片の微視的観察の結果による と、大部分の材料の粒界にナトリウムが認められた。微視的観察の例を図 2.5-3に 示す ^{5),9)}。多結晶焼結セラミックスのナトリウム腐食は、不純物や焼結助剤が存在す る粒界相からのナトリウムの侵入・拡散により引き起こされるものと考えられる。 ナトリウム腐食モードの模式図を図 2.5-4 に示す ³⁾。実験的にも粒界相には Na+Si+O が存在していることが確認されている。つまり、原料中あるいは焼結助剤の添加に よって粒界相に生成した非晶質 SiO₂がナトリウムと反応し、熱力学的に安定な複合 酸化物を形成し、優先的に粒界の腐食が進行するものと考えられる。また、図 2.5-5 に示すように、腐食特性がナトリウム中の酸素濃度に影響を受けないことから、粒 界相における化学的な反応は、ナトリウム中に含まれる不純物 Na₂O などではなく、 ナトリウムそのものとの反応が律則していることも推察できる。

耐ナトリウム腐食性を改善するためには、非酸化物系の場合は粒界の微視的構造 の制御、例えば粒界を非晶質から結晶構造に変えることや、酸化物系の場合は製造 プロセス上での還元・反応などによる不純物の排除によって純度を高めることが不可欠である。このような対策を講じたセラミックス材を試作してナトリウム中で腐 食試験を行ったところ、耐腐食性は大幅に向上した²⁾。



図 2.5-4 焼結セラミックスのナトリウム中腐食の模式図 3)



2.55 単単項へ述及とアドリウム中 濃度との関係

2.5.2 表面硬化材の腐食特性

2.4 節で述べたように高速炉プラントでの適用を目指して各種コバルトフリー表 面硬化材の開発が進められてきた。表面硬化材の基本的性能、すなわち耐自己融着 性および耐摩擦・摩耗性の評価については 2.4 節で記述されている。ナトリウム中 での使用を考えるうえで、これらの特性評価の基となる検討事項として、高温ナト リウム中での腐食特性が挙げられる。コバルトフリー表面硬化材には、プラントの 運転保守などにおける被ばく低減の目的から、コバルト含有量を極力排除したニッ ケル基合金が従来のコバルト基合金ステライトに代わって適用されてきている。ニ

ッケル基合金は言うまでもなく、 ニッケルをベースとした材料であ るため、ニッケル、クロム、ケイ 素などの溶出に伴うナトリウム接 液部の材質変化や硬さ低下等を明 らかにすることが必要である。こ のため各種表面硬化材についてナ トリウム温度、ナトリウム流速等 を変えた条件下での腐食試験が行 われた^{10,11)}。その結果の一例を図 2.5-6 に示す。

コバルトフリー表面硬化材の腐 食速度は、ステライト No.6 よりも 大きな値を示している。この原因 は、ナトリウム中に溶出しやすい ニッケル含有量の差によるものと 考えられる。ナトリウム中では比 較的安定なモリブデンを 30 重量% 以上含有するトリバロイ 700 の場 合はステライト No.6 並の耐食性



図 2.5-6 表面硬化材の腐食速度と温度との 関係¹¹⁾

が得られている。しかし、実機の使用条件下(最高約 530℃)における腐食速度は いずれの材料も2µm/年以下で工学的に小さな値である。また、腐食試験後の断面 組織写真と成分変化の例を図 2.5-7 に示す。600℃の高温域でナトリウム腐食を受け た表面近傍では、合金元素の溶出に伴う表面変質層や硬さの低下が認められるが、 摩擦挙動等に著しく影響を与えるほどのものではないことを実験によって確認した ¹¹⁾。



例(材料:フクダロイ 453) 11)

[参考文献]

- 1) 米屋勝利: "高温·高強度セラミックスの開発と応用"、New Ceramics、 No.4 (1989)
- 2)奥田博: "ファインセラミックスの開発現状と原子力分野への応用"、原子力学会誌、 Vol.29、 No.3 (1987)
- 3) S. Kano, et al.: "Sodium compatibility of ceramics", Liquid Metal Systems, pp.85-94 (1995)
- 4) S. Kano, et al. : "Research on creation of new materials for innovative improvement for FBR performance", Material Chemistry'92, pp.195-206 (1992)
- 5) E. Yoshida, et al.: "Sodium compatibility of new ceramics", Material Chemistry'92, p.305-316 (1992)
- 6) 平川康、他: "高純度化によるアルミナの耐ナトリウム腐食特性の改善"、日本セラミ ックス協会、第6回秋季シンポジウム、2-2C27 (1993)
- 7) 舘義昭、他: "高温ナトリウム中における SiC の腐食挙動の検討"、日本セラミックス協会、1994 年年会 3C03 (1994)
- 8) 平川康、他: "高温ナトリウム中における Si₃N₄の腐食挙動の検討"、日本セラミック ス協会、1994 年年会 3C04 (1994)
- 9) 平川康、他: "Al2O3の高温液体ナトリウム中における腐食特性"、日本セラミックス

協会、第5回秋季シンポジウム、1-2B11 (1992)

- 10) 吉田英一、他: "FBR プラントの機器接触・摺動部用コバルトフリー表面硬化材の 開発"、動燃技報 No.62、 pp.65-70 (1987)
- 11) E. Yoshida, et al.: "In-sodium tribological study on Co-free hard-facing materials for contact and sliding parts of FBR component", LImet'88, Vol.2, No.502 (1988)

2.6 ナトリウム化合物環境下における材料腐食

本節では、冷却材としてのナトリウムが大気に漏えい、燃焼し、高温溶融ナトリウム 化合物を形成した場合の鉄鋼材料腐食機構について概説する。なお、以下の議論におけ る熱力学データは MALT-2¹⁾および JANAF²⁾に拠っている。

2.6.1 実機における高温溶融ナトリウム化合物腐食環境

通常、ナトリウム(Na)が大気雰囲気で燃焼すれば、大半は大気酸素ポテンシャル(PO₂ ≒0.2atm)下で安定な Na₂O₂となって残留するが、連続した Na 漏えい環境下では、特 に Na プール中は強還元雰囲気となることから、主たる生成物は Na₂O となる。

$$2Na[sl] + 1/2O_2[g] \rightarrow Na_2O[s]$$
(2.6-1)
$$\Delta Hr^{\circ}_{298} = -414.60[kJ/mol]$$

$$2 \text{ Na[sl]} + \text{O}_2[\text{g}] \rightarrow \text{Na}_2\text{O}_2[\text{sl}]$$
(2.6-2)
$$\Delta \text{Hr}^{\circ}_{298} = -510.87[\text{kJ/mol}]$$

式中の[]内 s, 1 および g は、以下の化学量論式においても同様に、各々固相、液相 および気相を表す。また、標準エンタルピ(Δ H[°])における r は反応における値であるこ とを示す。生成酸化物の一部は、雰囲気湿分や二酸化炭素との反応により NaOH や炭酸 化物(Na₂CO₃、NaHCO₃など)に変化する。

 $Na_{2}O[sl] + H_{2}O[g] \rightarrow 2NaOH[sl]$ $\Delta Hr^{\circ} _{298} = -171.844[kJ/mol]$ (2.6-3)

一方、漏えいNaが堆積しプールを形成する床面等の構造物温度はNaの沸点(881.4℃) を超えないと考えるのが自然で、液相を形成しうる化合物は、Na(融点:97.8℃)以外で はNa₂O₂(融点:674.9℃)、およびNaOH(融点:320℃)となる。Na₂CO₃(融点:887.9℃) やNa₂O(融点:1,131.9℃)は容易に液相とはなり難い。

通常の Na 漏えい環境で形成される Na プール中に Na₂O が混じる環境では、強還元 性である Na はもちろん Na₂O にも鉄鋼材料(鉄)を直接酸化させる能力はない。しかし、 もんじゅ Na 漏えい事故の際行われた Na 漏えい燃焼実験Ⅱでは、同じ大気中の Na 燃 焼にもかかわらず、実験中にセルを構成するコンクリートが 100℃以上に熱せられ、含 有水を雰囲気に放出したことに起因して、多量の NaOH が生成し、試験期間の大半で、 安定して液相を形成したと推定されている。こうした条件では、NaOH が Na に代わっ て溶融プールを形成し、Na₂O 以外に酸化能力を有した Na₂O₂を環境に含むことが可能 となる。

以上のように、Na が燃焼することで形成される環境は、金属 Na の他、Na₂O₂および Na₂O の燃焼生成物(酸化物)、雰囲気中の湿分との反応で生じる NaOH が主要な構成成

2.6 - 1

分となるが、この Na-O-H 系溶融体(以下溶融金属 Na を含み Na 系溶融塩と総称)中 における鉄鋼材料(鉄)の腐食は、液相を形成する化学種もしくは環境の組成により異な る。すなわち、環境中の酸素ポテンシャルと塩基度により少なくとも2つの特徴的な腐 食環境に区分できる。

1つは、通常の Na プール形成時であり、酸素ポテンシャルが非常に低く、かつ塩基 度(本論中では塩基度≡Na2Oの活量とする)が高い還元性雰囲気であり、もんじゅ事故な どで観察された腐食環境である。この環境では後述する「NaFe 複合酸化型腐食」と呼 称される腐食が進行する。他の1つは、酸化能力を有する化学種が腐食環境に有意に存 在する、酸素ポテンシャルが高く、塩基度が比較的低い酸化性雰囲気であり、燃焼実験 Ⅱで周辺コンクリートからの水分供給が盛んとなった1時間経過以降に形成された環境 である。そこでは、腐食機構の類似性から「溶融塩型腐食」と呼ばれる腐食機構が支配 的になる。図 2.6-1 に両環境の模式図を示した。





図 2.6-1 腐食環境と腐食挙動の概念図

2.6.2 「NaFe 複合酸化型腐食」機構

酸素ポテンシャルが低い還元性 Na 雰囲気における鉄の腐食機構を考える。通常の Na 燃焼プール(主として Na と Na₂O 混合物)を対象とすると、大気下では、混合物中の Na が燃焼していることから、混合物に覆われた構造物表面へ直接大気中酸素が到達する可能性はほとんどない。また、エアロゾルの主成分である Na₂O₂は Na により還元されるため混合物中には存在し得ない。

Na₂O₂ [s,l] + 2Na[l] → 2 Na₂O[s] (2.6-4)

$$\Delta Hr^{\circ}_{298} = -318.33[kJ/mol]$$

酸化力を有する化学種(Na₂O₂: $O_2^{2^-}$)が存在しないことから、鉄鋼材料(以下では Fe で代表)の腐食は複合酸化物を形成することで進行する。

$$Fe[s] + 3 \operatorname{Na_2O[s]} \rightarrow \operatorname{Na_4FeO_3[s,l]} + 2\operatorname{Na[l/g]}$$
(2.6-5)
$$\Delta \operatorname{Hr^{\circ}}_{298} = 43.80[kJ/mol]$$



② Na₂O 活量最大(a_{Na₂O=1})

図 2.6-2(a) Na-Fe-O-H 系化学ポテンシャル図(600°C, ANaOH=0.1)



図 2.6-2(b) Na-Fe-O-H 系化学ポテンシャル図(700℃, ANaOH=0.1)

この反応は、図 2.6-2(a)に例示した化学ポテンシャル図から分かるとおり、Na と Na₂O が共存できる酸素分圧条件(図中①: Po₂=約8×10⁻³⁶[atm])、かつ反応に寄与できる Na₂O の活量がほぼ最大(図中②)の条件近傍でのみ安定に生じる。同図から、酸素ポテンシャ ルが Na₂O の乖離圧を超え、Na が存在しない高温部で Na₂O が直接材料と接する場合 は以下の反応も発生する。

$$Fe[s] + 4 Na_2O[s] \rightarrow Na_5FeO_4[s] + 3Na[l/g]$$

$$\Delta Hr^{\circ} _{298} = 62.40[kJ/mol]$$
(2.6-6)

(2.6-5)および(2.6-6)式の反応は、標準エンタルピ変化が示すとおり、わずかに吸熱反応である。両反応の標準ギブス自由エネルギー変化(ΔGr°)を図 2.6-3 に示す。図から明らかなようにこれらの反応は、ΔGr°が負となる高温域では自発的に進行する。式(2.6-5)および(2.6-6)右辺 Na の形態を[l/g]としているのは、実環境における腐食進行ではいずれの発生が支配的であるか不明であるからである。純鉄を用いた直接観察によれば、700℃を超えた温度域では Na ヒュームの発生とともに反応が進行することが示されている³⁾。両式におけるエンタルピ値は Na[l]発生の場合である。Na2O は Na にはほとんど溶解しないため、これらの反応の総量は混合物中の Na2O の量に依存すると考えられる。また、反応によって生成する複合酸化物は、材料表面に留まるものと推定され

るため、腐食生成物である複合酸化物を材料面から除去する別の機構、例えば、融点に よる溶解や機械的力による剥離などが働かなければ、反応は次第に抑制されることにな る。

この腐食機構は、酸素の混入が非常に厳しく制御されている Na 冷却型高速炉の冷却 配管内における Fe の腐食質量移行現象(650℃、流動 Na 中の酸素濃度 10ppm 程度で年 間減肉量が 10⁻²mm レベル)を説明する機構としても検討されている ^{4),5)}。



図 2.6-3 NaFe 複合酸化物の反応標準自由エネルギー変化の温度依存性

2.6.3 「溶融塩型腐食」機構

Na 系溶融塩中に強力な酸化剤が存在する場合、具体的には NaOH に Na₂O₂が溶解している場合および Na₂O₂ が融点(674.9[°]C)を超えた温度で自ら融体を形成する環境を考える。現実には、Na 漏えい環境へ多量の湿分が供給されることにより前者が形成される。その場合、漏えい Na は NaOH を主成分とする溶融プールに浮いて(比重、Na: 0.93、NaOH: 2.13) 燃焼し、燃焼生成物である Na₂O や Na₂O₂ を溶融体中に供給する

⁶⁾。NaOH は 328℃で融点に達した後 1000℃まで安定に液相を維持することから、酸化 カを持つ Na₂O₂ は NaOH 中で解離し、O₂^{2⁻}イオンとして腐食(酸化)に寄与することがで きる。こうした環境では、Fe は O₂^{2⁻}によって直接酸化されオキシ錯イオンとなって溶 融体中に溶解する。

$$Fe + 3/2O_2^{2^-} \rightarrow Fe O_3^{3^-}$$
 (2.6-7)

この反応を化学量論式で記述すれば、

$$Fe[s] + 3/2 \text{ Na}_2O_2[s,l] \rightarrow \text{Na}_3FeO_3[s]$$

$$\Delta Hr^{\circ} _{298} = -388.70[\text{kJ/mol}]$$
(2.6-8)

この環境には同様に Na₂O が溶解している(Na₂O \rightarrow 2Na++O²⁺)が、O²⁺には酸化力 はなく腐食には直接関与しない。しかし、溶解した Fe のオキシ錯イオンをこの環境中 で安定化させる働きをする。

$$Fe O_{3^{3^{-}}} + O^{2^{-}} \rightarrow Fe O_{4^{5^{-}}}$$
 (2.6-9)

化学量論式で記述すれば、

$$Na_{3}FeO_{3}[s] + Na_{2}O[s] \rightarrow Na_{5}FeO_{4}[s]$$

$$\Delta Hr^{\circ} _{298} = -26.4[kJ/mol]$$
(2.6-10)

これらの反応は全て発熱反応である。また、生成複合酸化物は Na₂O の配位数の順に Na₅FeO₄(Fe₂O₃(Na₂O)₅)、Na₃FeO₃(Fe₂O₃(Na₂O)₃)、および NaFeO₂ (Fe₂O₃(Na₂O))と なるが、図 2.6-2 に示されるように溶融体中の Na₂O の活量が低くなるにつれて生成し 易くなることに整合している。すなわち、この環境の腐食進行は Na₂O₂ 量によって支配 され、腐食生成物の組成(Na₂O の配位)は溶融体中の Na₂O モル濃度によって決まる。

溶融体中の Na₂O₂ 濃度は腐食進行とともに低下するが、幾つかの考えられる経路によって再生あるいは供給される。

Fe $O_3{}^3$ + 3/4 $O_2 \rightarrow 1/2$ Fe $_2O_3$ + 3/2 $O_2{}^2$	(2.6-11)
$O^{2^{-}} + 1/2 O_2 \rightarrow O_{2^{2^{-}}}$	(2.6-12)
$2Na + O_2 \rightarrow Na_2O_2$	(2.6-13)

これらのうち、(2.6-11)式は気相との界面(以下気液界面)における酸素の化学的な取込み(化学溶解)を表しており、(2.6-7)式と併せて溶融塩における腐食を説明するモデルの 1 つである basic-acidic fluxing モデルとして知られている ^{7),8)}。(2.6-12)式は気液界面

2.6 - 6

における気相の酸素ポテンシャル(大気雰囲気では $PO_2 = 0.2atm$)との平衡反応を示して おり、最後の(2.6-13)式は腐食環境に帰属する反応ではなく、Na の燃焼などによる外部 からの供給を表している。このうち(2.6-11)式が溶融塩存在下で恒常的に機能すれば、腐 食は初期組成に O_{2^2} が含まれれば Na 燃焼などの新たな過酸化物供給過程がなくても継 続する。(2.6-12)式による再生が保たれる場合、気相からの持続的な酸素供給が期待で きるため、少なくとも気液界面や溶融塩薄膜を通した酸化は、basic-acidic fluxing モデ ル同様に過酸化物供給を必要とせず進行することになる。一方、(2.6-13)式が支配的で ある場合は、Na 燃焼停止など外部からの供給が絶たれれば腐食も抑制されていくこと になる。激甚な腐食進行の抑制、防止対策を考える上で、この腐食機構における O_{2^2} の供給・再生過程を明らかにすることは重要であるが、材料試験結果などを踏まえ、こ の機構における O_{2^2} to Na 燃焼などによる外部からの供給によることが明らかとなって いる¹⁰。

2.6.4 NaFe 複合酸化型腐食速度

酸素ポテンシャルが低く塩基度が高い Na-Na₂O および NaOH-Na₂O 環境で取得されたデータ 61 点に基づき求めた NaFe 複合酸化型腐食の腐食減肉速度評価式を示す。

 $[Fe]^{1.75} = kt$ k = 2.01×10⁻¹exp(-17,100/RT) (2.6-14)

ここで、[Fe]は Fe の単位面積当たりの反応モル数[mol/ cm²]であり、t は時間[h]、R は気体定数、T 絶対温度[K]である。見かけの活性化エネルギーは 17,100[cal/mol]であ る。腐食機構で説明したようにこの腐食は生成物の蓄積により腐食の進行が抑制される ことから放物線則に従う。

図 2.6-4(a)および(b)に求めた評価式の腐食予測性を示す。両図とも単位面積当たりの 腐食による重量減少を示している。図 2.6-4(a)は 550℃NaOH-Na2O 環境における予測 性を示したものであるが、時間外挿性も含めかなり高い予測性を示している。また、同 図に示されるように腐食進行における鋼種の差はほとんどない。図 2.6-4(b)は 800℃に おける評価例であるが、550℃のケースと同様良好な予測性を有している。この温度で は、腐食生成物である NaFe 複合酸化物の融点を超えているが、溶解した物質が材料周 辺で濃化することにより低温域同様に放物線則に従った腐食挙動を示している。

2.6 - 7


(a) NaOH-Na₂O 環境における予測性(550℃)



(b) Na-Na₂O/NaOH-Na₂O 環境における予測性(800℃)

図 2.6-4 「NaFe 複合酸化型」腐食式の記述性

2.6.5 溶融塩型腐食速度

NaOH-Na₂O₂系試験結果 105 点について、直線則に従うことを前提として求めた腐 食速度評価式を示す。

$$\phi_{R} = A \cdot exp(-Q/RT)$$
$$A = 1.48 \times 10^{2}$$

(2.6-15)

ここで、 ϕ_R は腐食速度[mm/h]、A は定数、Q は見掛けの活性化エネルギーであり、 9,610[cal/mol]、R は気体定数、T は絶対温度[K]である。図 2.6-5 に求めた腐食評価式 と NaOH-Na₂O₂系全浸漬データとを併せて示す。同図にはデータのばらつきがほぼ対 数正規確率分布に従うことを確認し(図 2.6-6 参照)99%信頼幅を併記した。確率変数の 分散(σ^2)は 0.0627 であり、従って標準偏差 σ は 0.2504 である。取得、蓄積した 105 点 の全浸漬データは全てこの信頼幅に含まれることが分かる。

また、図 2.6-7 に溶融塩型腐食と NaFe 複合酸化型腐食の進行速さの比較を示す。両 者は既述したようにそれぞれ直線則(界面反応律速)および放物線則(拡散律速)に従うこ とから直接的な速度比較は意味を持たないが、NaFe 複合酸化型腐食速度が未だ十分に 飽和していない(図 2.6-4 参照)1 時間経過後の腐食深さを比較した同図から、溶融塩型腐 食が NaFe 複合酸化型腐食と比べて非常に激しい腐食進行を示すことが理解できる。



図 2.6-5 「溶融塩型」腐食評価式の記述性



図 2.6-6 溶融塩型腐食速度データの統計評価結果



図 2.6-7 1時間経過後の腐食深さの比較(予測評価)

JNC TN9410 2005-011

[参考文献]

- 1) 日本熱測定学会: "パソコン用熱力学データベース"MALT2""、熱力学データベース 作業 Gr、科学技術社(1992).
- 2) M.W.Chase, Jr., C.A.Davies, et al. : "JANAF Thermochemical Tables", Third Edition, J.Phy.Chem.Ref.Data, Vol.14(1985)
- 3) T.Furukawa, E.Yoshida, Y.Nagae and K.Aoto : "The High-Temperature Chemical Reaction between Sodium Oxide and Carbon Steel," Proc.193rd the Electrochemical Society Meeting ,pp.312-323 (1998).
- 4) G.W.Horsley, : "Corrosion of Iron by Oxygen-Contaminated Sodium", J. the Iron and Steel Institute, 43-48. (1956)
- 5) A.W.Thorley, : "The Corrosion of Iron in Sodium and the Influence of Alloying Elements on its Mass Transfer Behaviour," Liquid Metal Systems19-36. (1982).
- 6)吉田英一、古川智弘、青砥紀身: "Na 漏えい燃焼に関する基礎実験 NaOH 溶融プール 中への連続 Na 滴下による燃焼状況及び炭素鋼の損傷評価"、JNC TN9400 99-067、 核燃料サイクル機構(1999).
- 7) J.A.Goebel and F.S.Petti : "Na₂SO₄-Induced Accelerated Oxidation (Hot Corrosion) of Nickel," Metallurgical Trans., Vol.1 1943-1954. (1970)
- 8) 川上正博、後藤和弘、R.A.Rapp、梶山文夫: "耐熱合金の溶融塩付着による加速酸化のメカニズム"、鉄と鋼、第65年、第7号811-819. (1979)
- 10) 伊藤和元、山口彰、和田雄作、岩田耕司、森下正樹、三宅収、青砥紀身、岡林邦夫、 柴公倫、安濃田良成、松岡三郎: "『もんじゅ』ナトリウム漏えい事故に関する技術 報告"、日本原子力学会誌、Vol.39、No.9. pp.704-732. (1997)
- 11) 青砥紀身: "大気中ナトリウム漏洩流下部における鉄系材料の腐食機構"、動燃、 No.103(1997)35-45

2.7 放射性物質の挙動と被ばく低減

高速炉システムやナトリウムループにおける放射性物質の挙動は、高速炉の安全 な運転に資するため、過去 30 年以上にわたって幅広く研究されてきた。

表 2.7-1 に高速炉プラントの運転および保守点検や補修時(以下、保修時と表す)の放射線量率の観点から重要な高速炉 1 次冷却系内の主要線源を示すが ¹⁾、これらは放射性腐食生成物(Radioactive Corrosion Products、以下「CP」)、放射性核分裂生成物(Radioactive Fission Products、以下「FP」)、トリチウム、燃料および放射化ナトリウムである。特に、高速炉における CP は炉心領域で生成され、1 次冷却系の機器配管に移行・沈着するとともに、燃料交換および 1 次冷却系機器の分解検査・修理に伴って燃料洗浄設備や液体廃棄物処理設備に移行する。この結果、CP は強い放射線源となり、これら設備のメンテナンス時における被ばくの主な原因となるため、CP に対する総合的な対策が重要である。実験炉「常陽」の定検時における 1 次主冷却系配管の CP 線源による表面線量率の分布とその時間的変化を図 2.7-1 に示す ²⁾。このように高速炉プラントの運転、保修時の放射線量率を低減し、従業員の被ばくの低減を図るとともに、事故時の環境への放射性物質の放出を極力少なくするためには、まず問題となる CP や FP、トリチウムについてプラント内での挙動を正確につかむことが重要である。

核種	生成核反応	半減期 (日)	7線エネルギー (MeV)	偷 考
54Mn	54Fe(n, p)	312	0.83	高速炉で最も優勢な CP, 純 Ni 材により Na 中で捕獲可能
©Co	59Co(n, 7)	1,924	1, 17, 1.33	炉心材料中の不純物 Co とコバルト基表面硬化材から発生
58Co'	58Ni(n. p)	. 71	0.81	54Co の中性子吸収断面積が大きく。一部が 59Co に転換し滴派する
51Cr	50Cr(n, 7)	28	0.32	
ssFe	54Fe(n, 7)	· 949	MnX-ray(EC)*	生成量は多いが放射線場形成には寄与しない
110mAg	109Ag(n, 7)	253	0.658, 0.88	生成源は炉心および構造材料中の不純物 Ag
124Sb	123Sb(n, 7)	60	0.60, 1.69	生成源は炉心および構造材料中の不純物 Sb あるいは更に低融点合金シール材の混入
¹⁰² Ta	uTa(n, 7)	115	1.22	生成源は Nb 添加鋼における Nb に伴う不純物 Ta
137Cs .	Fission .	1.1×104	0.66	主要核分裂生成物, ガラス質カーボン材により Na 中で捕獲可能
1317	Fission	8	0.36	事故評価上注目
⁸⁵ Kr	Fission	3, 927	0. 67(β ⁻)*	⁸⁵ Kr ^{β→} ⁵⁵ Rb(n, 7) ⁵⁵ Rb(19日)**により ⁸⁶ Rb 縦となる
ызхе	Fission	5	0.08	¹³³ Xe → ¹³³ Cs(n, 7) ¹³⁴ Cs(748日) により ¹³⁴ Cs 筆となる
¹³⁵ Xe	Fission	0.4	0.25	135Xe → 135Cs(1.1×109日)**(1.7)138Cs(13日)**により 134Cs 液となる
140Ba/La	Fission	12.8/1.7	0.54, 1.60	破損燃料継続運転 (RBCB) の場合に見出されよう
SZr/Nb	Fission	64/35	0.76, 0.77	
239Pu	Fuel	8.8×10 ⁵	5.2(a)*	核燃料とナトリウムが直接接触する場合放出される
۱H	Ternary fission ${}^{10}B(n, \alpha)^{7}Li(n, n\alpha)$ ${}^{10}B(n, 2\alpha)$	4, 500	0.019(β [−])*	核燃料の3体核分裂反応と中性子制御材Bの速中性子反応により生成。被覆管壁を拡散 し、燃料破損のない場合も Na 中に移行
²² Na	23Na(n,2n)	950	0.51, 1.27	2Na の中性子吸収断面積が大きく。2Na にかなり転換,消滅させ得る

表 2.7-1 プラント運転、保修の観点から見た高速炉 1 次冷却系内の主要線源 ¹⁾

非7核理 EC: 軌道電子捕獲, a:a 核羅, β:β 核種, **(半減期)



図 2.7-1 1 次主冷却系配管の CP 線源による表面線量率の分布と経時変化²⁾

2.7.1 放射性物質の生成と挙動の概要³⁾

高速炉の冷却材中やカバーガス中の放射性物質は、以下のメカニズムで生成する。 ①カバーガスや冷却材自身の放射化

②冷却材が炉心領域を通過する際に溶解あるいは随伴された不純物(初期から存在する LiやU等の不純物や腐食によって随伴された不純物を含む)の放射化

③放射化された炉心構成要素(燃料被覆管、炉心構造材、制御棒、ステライト のような耐磨耗材)の腐食

④破損燃料から放出された放射性核分裂生成物と核燃料および燃料被覆管表面 の汚染核燃料

⑤冷却材中の不純物 ⁶Li の(n、 α)反応と核燃料の三体核分裂(Ternary Fission) および中性子吸収材の ¹⁰B(n、 2α) ³H反応によるトリチウム

一般に、放射性物質は原子炉の炉心で生成され、沈着、吸着、拡散、同位体交換 および化学反応の過程を経て冷却材やカバーガス、コールドトラップ、構造材表面 などへ移行する。ここで、各過程の定義は以下のとおりである。

沈着-ナトリウム中の元素や化合物の濃度は、一般にそのナトリウムの最も低い温 度における溶解度に等しい。この溶解度レベルを超える濃度のものは、元素の形態 かナトリウムとの化合物として沈着する。コールドトラップは、ナトリウム中の酸 素や水素をそのメッシュ表面に酸化ナトリウムと水素化ナトリウムとして析出させ ることによってそれらの濃度を制限するが、沈着過程による放射性核種の除去にも 有効である。

吸着-機器表面などへの吸着は、ナトリウム中の濃度を減少させる点で重要となる。 元素は時に構造材とナトリウムとの間で分配が可能で、それら各々の化学ポテンシ ャルがバランスした場合には平衡となる。ある特定の温度における単位表面積(cm²) 当たりに付着した物質の量は分配係数 K_Dで関係づけられ、K_Dは単位面積濃度をナ トリウム中濃度で除したものに等しい。K_Dの単位は[cm]で、温度とは次のように関 係づけられる。

 $\ln K_D = a + H_D/RT$

ここで、a : 定数 H_D:活性化エネルギー R :気体定数 T:絶対温度

拡散-放射性核種のステンレス鋼内部への拡散は、構造材の汚染レベルに影響を与 える。したがって、機器等の除染に関し重要となる。

同位体交換-この現象は、高速炉における放射性核種の挙動を論じる上では重要と はならない。

化学反応-表面物質との反応や酸化物の生成は、上述の各過程が不可逆となる主た る原因である。

(1) カバーガスの放射化

カバーガス中に他の汚染物質が存在しない場合、その放射能レベルは⁴⁰Ar(n、γ) ⁴¹Ar反応が主たるものである。⁴¹Arはカバーガス領域で直接放射化される場合、Ar ガスが冷却材中に巻き込まれて炉心を通過する場合、あるいは⁴¹K(n、p)⁴¹Ar反 応による場合のいずれかで生成される。冷却材中に隋伴されて炉心通過時に放射化 される Ar ガスの量は、炉心を通過するガスの量が安全設計からの要求として炉心体 積の1%未満に制限されることから、極めてわずかである。その他の放射能レベルは、 ²⁴Na、²²Na、²³Neのような蒸気やガスおよび³H(トリチウム)によるものである。

(2) 冷却材および冷却材中不純物の放射化

冷却材中の主たる放射性核種は²⁴Na である。これは、半減期が 15 時間で、²³Na (n、γ)²⁴Na 反応で生成される。これ以外では、²³Na (n、2n)²²Na 反応による ²²Na (半減期 2.6 年) や²³Na (n、p)²³Ne 反応による²³Ne (半減期 38 秒)がある。 ²⁴Na の短い半減期でも 1 次冷却系内のナトリウムの循環時間よりは十分に長いこと

2.7 - 3

JNC TN9410 2005-011

から、²⁴Naと²²Naは系統内で均一に分布していると考えられる。

1次冷却系機器の保修作業等における放射能レベルの観点では、機器の表面に付着したナトリウムに含まれる²⁴Naの影響は短期間であるが、エネルギーは低いが半減期が長い²²Naは長期にわたって影響を及ぼし支配的となるので、被ばく低減対策においてはこのことに留意する必要がある。

ナトリウム中不純物が放射能レベルに与える影響については、不純物に関する仕様が厳密に規定されている原子炉級ナトリウムを使用しているためにそれほど重要ではなく、それに起因する放射能レベルは²⁴Naに比べて低い。トリチウムや核反応物質を生成する可能性のある Li や U の不純物による影響も、三体核分裂(Ternary Fission)や破損燃料から生成されるレベルに比べると無視できるほど小さい。燃料ピン表面汚染やナトリウム中の U 不純物に起因する値は、通常燃料破損検出システムのバックグラウンドレベルを設定するために使用される。

プラント通常運転時の不純物制御はコールドトラップによる純化運転によって行われ、不純物レベルの上昇は炉心燃料交換や破損機器の取替え等によって系統内に 不純物が混入した場合にのみ起こる。他の不純物として特筆すべきは、KNK-2で見られた ⁶⁵Zn によるものや、他の炉での Pb、Sn、Bi を含んだ液体金属シールの流入がある。

(3) 炉心構成要素の放射化

燃料被覆管、燃料集合体ラッパ管、制御棒、中性子遮蔽体等の炉心構成要素は、 通常 18-8 系のステンレス鋼がその材料として用いられている。また、燃料被覆管材 として高ニッケル材のオーステナイト合金が、燃料要素のラッパ管として高クロム 鋼材が検討されている。摩擦パッドやポンプベアリングに高コバルト合金(ステラ イト)が使用される場合がある。制御棒は通常 B₄C で作られている。

炉心で中性子による反応で生成される主な放射性核種は、⁵¹Cr、⁵⁴Mn、⁵⁹Fe、⁵⁸Co、 ⁶⁰Co および ¹⁸²Ta である。⁵¹Cr と ⁵⁹Fe は半減期が比較的短いこと(半減期はそれぞ れ 27.8 日と 45 日)および Ta は材料中の含有率が低いこと(<0.1%)から、これ らの同位元素による放射能レベルはプラントの通常運転時のみ注意が払われるが、 ーたびプラントが炉停止状態になると半減期の長い ⁵⁸Co、⁶⁰Co および ⁵⁴Mn が重要 な核種となる。

これらのうち、⁵⁸Coはニッケルを含んだ材料から生成され、中くらいの半減期(71 日)で高いγ線エネルギー(0.81MeV)を持っていることから、原子炉から取り出 した機器等からの線量率の主たる原因となる。⁶⁰Coは不活性な Co や ⁶⁰Ni を含んだ 合金から単独で生成される。ステライトパッドもこの同位体の主たるソースとなる。 半減期は長く(5.27年)、したがって冷却材中へ放出された放射能の立ち上がりはゆ っくりしていて典型的な燃料交換期間中では平衡に達しない。反対に、半減期が 300 日で 0.84MeV のγ線エネルギーを有する ⁵⁴Mn は速い割合で平衡に近づき、原子炉 冷却系における放射能レベルの主たる原因となる。

2.7 - 4

(4) 破損燃料からの放射性核分裂生成物および燃料

破損燃料から放出される放射性物質の量は、燃料中の放射性同位元素の含有量、 破損前の燃料中での FP の分布、燃料ペレットと被覆管のギャップに存在する量、原 子炉や燃料ピンの運転履歴に依存する。希ガス(Kr、Xe)は破損孔サイズに係わり なく極めて速く放出され、ナトリウムに対する溶解度が小さいことから速やかにカ バーガス空間へ移動する。揮発性の高い FP で収率の高い Cs、I、Ba、Sr も燃料被 覆管が破損した初期段階で放出される。

冷却材中を循環する放射能のレベルはナトリウムに対する溶解挙動に依存し、 I、 Te、Sb、Sn、Ag の放射性核種が一部溶解したことによるレベルは、原則的にはコ ールドトラップの運転によって下げることが可能である。また、Cs は炭素のような 不純物と共にコールドトラップに捕集される。しかしながら、燃料破損が極端にな ると、コールドトラップは有効でなくなり、冷却系内のあちこちで様々な生成物の 沈降が起こる可能性がある。

最も関心の高い放射性核種は、半減期がそれぞれ2年と30年の¹³⁴Csと¹³⁷Csで ある。両放射性核種に起因する放射線場は、沈着したCPに起因する放射線場と同程 度であり、その高い揮発性と相まってCsがナトリウムに完全に溶解することはナト リウム系で複雑な挙動を示す原因となっている。ランタニド、Zr、Nb、Ru、Moの ような他のFPと燃料物質は、ナトリウムに対する溶解度が低く、安定な酸化物を形 成するSrやBaと共にナトリウムー金属酸化物か燃料粒子かのいずれかとして放出 される。

(5) トリチウム

プラントの通常運転時に、トリチウムは放射線による人体への影響の主たる要因 とはならないが、生物学的には重要であり、運転中のプラントにおけるその輸送挙 動についての知見が必要である。

トリチウムは燃料中の三体核分裂(Ternary Fission)で生成されるとともに、制 御棒中の¹⁰Bの熱中性子と高速中性子による以下の核反応によっても生成される。

¹⁰B(n、α)⁷Li : 熱中性子

⁷Li(n、αn)³H: 高速中性子

¹⁰B(n、2α)³H: 高速中性子

トリチウムは燃料被覆管の破損の有無にかかわりなく、被覆管の金属中を拡散することによって放出される。

運転中のプラントでは、カバーガス中および冷却材中のトリチウムレベルは 1 次 系と2次系の両方およびその各々のコールドトラップの運転モードに依存している。 放射性同位体の輸送と汚染された放射能レベルは、系統の様々な部分における熱-化学的勾配や他のソースから来る水素との相互作用により影響を受ける。

2.7.2 高速炉における放射性腐食生成物

(1) 放射性腐食生成物の特徴とその挙動

CPの発生機構は、軽水炉では炉外の給水系(BWR)や蒸気発生器(PWR)で腐 食により発生したクラッド(Crud)と呼ばれる不溶性金属酸化物粒子がCPの発生 と移行・沈着を媒介しているのに対し、高速炉のCPは炉内で中性子照射によって放 射化された燃料被覆管およびラッパ管等の炉心構成材料が高温ナトリウム中で腐 食・質量移行現象により溶出するものや、1次冷却系内における機器接触・摺動部 の摩擦・摩耗により発生するものがある。特に、基質金属である鉄(Fe)を生成源 とした ⁵⁴Mnの核種が最大のCPとなっている。⁵⁴Mnは⁵⁴Fe(n、p)⁵⁴Mnの反応に より生成され、しかもMnは炉心構成材料をつくる合金元素の中でも溶出しやすい 元素のひとつであるため、発生量も多く、移動性も高い。⁶⁰Coは炉心構成材料中の 不純物Co量によるものや、機器接触・摺動部に用いられるCo基合金ステライト等 から発生する。⁵⁸Coはオーステナイト・ステンレス鋼の主要構成元素であるNiの存 在比 67.88%の⁵⁸Niを標的核として⁵⁸Ni(n、α)⁵⁸Coにより生成されるが、⁵⁸Co の中性子吸収断面積が著しく大きいことなどにより、⁵⁹Coの安定核に変換され発生 量は少ない。この他には⁵¹Cr等があるが、⁵¹Crは半減期が28日と短いこともあっ て被ばくへの寄与は⁵⁸Coと同様に小さい。

1次ナトリウム系では、原子炉内で放射化された炉心材料の腐食現象により、主と して ⁵⁴Mn と ⁶⁰Co の C P 核種がナトリウム中に溶出し、運ばれ、ある程度循環し、 機器や配管壁に沈着する。核種の生成、溶出による CP の発生はもっぱら炉心部で起 こるが、沈着は冷却系の機器、配管壁のほか、炉心入口、出口領域およびブランケ ット領域でも起こっている。



図 2.7-2 高速炉プラントにおける CP の挙動 4)

高速炉プラントにおける CP 挙動の摸式図を図 2.7-2 に示す 4)。54Mn の溶出は基 質からの拡散によって高められ、58Co、60Co は腐食領域の基質中に保持されやすく、 溶出は低く抑えられる傾向にある。これまでの炉外ループ実験結果では、60Co は中 間熱交換器の高温部までに優先的に沈着し、それ以降の低温部にかけて沈着量はむ しろ減少する。一方、54Mn は低温領域に優先的に沈着している。60Co の高温部にお ける沈着は、基質への自己拡散によるものであり、54Mn の低温部での沈着は、管壁 上での沈着物層の形成が主体となっている。しかしながら、ナトリウム中での C P の化学種が何であり、溶解して運ばれてくるのか、粒子として運ばれてくるのか、 また、管壁で析出するのか粒子として付着するのか、これらのいずれが主要である かはまだ解決していない問題である。炉外の試験ループによるいくつかの実験結果 によれば、管壁への CP 元素の沈着は単体金属元素の析出でなく、管壁材の影響を受 け、その材質と関連した元素との合金あるいは金属間化合物として析出するものと 考えられている。

その他特筆すべきこととして、「常陽」の燃料洗浄設備や廃液処理設備における CP がある。これは、炉内ナトリウム中で燃料表面に付着した CP が、炉心部でさら に放射化され、洗浄時に燃料表面から離脱して廃液中に移行したもので、粒子状で ある。燃料洗浄廃液中では ⁵⁸Co、⁶⁰Co が ⁵⁴Mn を相当に上回っており、核種バラン スが炉内ナトリウム系と異なっているのが特徴である。一方、機器洗浄廃液中では 炉内ナトリウム系と類似しており、⁵⁴Mn が ⁵⁸Co、⁶⁰Co を上回っている。

(2) CP 挙動モデルと解析コード

CP 挙動解析モデル と計算コードの研究 開発が各国で進めら れている。これらは炉 外での実験結果や厚 の運転データ等に基 づいて、プラントでの CP 放射能や CP 沈着 量、分布等を定量的に 予しのであり、設計の合 理にの被ばくの低減化 に効果をもたらす。



図 2.7-3 CP 挙動の溶解・沈着モデル(PSYCHE)4)

CPの発生、移行、沈着挙動に関するモデルは、図 2.7-3 に示す「溶解・沈着モデル」(Solution-Precipitation Model) と呼ばれるものである。このモデルにおける 合金の金属成分およびその放射性核種の質量移行の駆動力は、合金管壁または析出

2.7 - 7

物中の成分および核種のナトリウム中飽和濃度(平衡濃度)と現実の濃度との差に よる。質量移行過程は、図 2.7-3 に示したように、①管壁中の拡散および表面の溶解 (肉減り)または表面沈着(沈着物層の成長)、②管壁とナトリウムとの界面におけ る物質移動(原子の単純溶解あるいは酸素に媒介された溶解および合金固溶体ある いは化合物の結晶としての沈着)、③ナトリウム濃度境界層(ナトリウム境膜)中の 拡散による物質の管壁界面と乱流主流域間の移動、④ナトリウム流による物質輸送、 から成っている⁴⁾。



図 2.7-4 実験ループ主循環系配管における ⁵⁴Mn、⁶⁰Co の沈着分布¹⁾

することによりこの拡散方程式を解析的に解き、質量フラックスおよび壁中の濃度 分布を定式化し、またインベントリの計算のための数値積分の過程でナトリウム中 の CP 濃度分布の時間変化を近似的に考慮している。モデルパラメータは、管壁中の 拡散係数、ナトリウム境膜中と界面での物質移動に係わる総括物質移動係数、腐食 領域での減肉および沈着領域での表面沈着物層の成長を表す界面移動速度である。 これらは、実験ループで得られた ⁵⁴Mn と ⁶⁰Co の管壁中の濃度分布、溶出率の時間 変化、ループ中の沈着分布の諸データにモデルを適合させることにより決定してい る。図 2.7-4 に実験ループで得られた ⁵⁴Mn と ⁶⁰Co の配管に沿った沈着分布を示す ¹⁾。実線で示したものは計算結果であるが、実験結果を良く再現していることがわか る。また、こうした実験ループでの CP 挙動現象のモデル解析により、ナトリウム側 では ⁶⁰Co はナトリウム中の境膜拡散により律速されること、⁵⁴Mn はナトリウム境 膜拡散と界面反応律速の中間ケースとなることが明らかになっている。

サイクル機構において開発された解析コード PSYCHE (<u>Programme System for</u> <u>Corrosion Hazard Evaluation</u>)⁴⁾は、上述の CP 挙動モデルを用いて、原子炉中で の CP 核種の生成と実機プラント体系に適用可能なように作成されている。これは高 速炉プラントの 1 次冷却系での CP の発生、移行、沈着をシミュレーションできる

2.7 - 8

ものである。さらに CP 沈着分布 の計算結果を用いて、「常陽」の1 次主冷却系配管や機器まわりの線 量率も計算できる JOANDARC (Joyo Active Nuclide Dose Assessment and Radiation Control)も開発されており、 PSYCHEと連結されている。

これら解析コードの検証には、積 算出力約3万、4万、6万 MWd の時点で行われた「常陽」1次主冷 却系配管の CP 沈着分布と線量率 分布の実測値が用いられている。 図2.7-5に測定が行われた「常陽」 1次主冷却系配管のレイアウトを 示す。表2.7-2に配管壁の CP 沈着 密度の推移に関する C/E 値(計算 値/実測値の比)を示すが、ほぼ0.5

~2 の範囲に入っている。図 2.7-6 は、4万 MWd の時点にお ける配管線量率分布の実測値と 計算値の比較である。C/E 値は ほぼ 0.6~2 の範囲にある。これ らの検証結果は諸外国の類似の 解析コードと比べても優れてい る¹⁾。

さらに、PSYCHE コードをベ



図 2.7-5 「常陽」1 次主冷却系統レイアウト (A ループ)¹⁾

表 2.7-2 PSYCHE コードの精度(沈着密度)¹⁾

	領域	計 算/実 測			
核覆		375 MWd (MK-1)	475 MWd (MK-II)	67 MWd (MK-II)	
	H/L	1.18	1.07	2, 39	
54Mn	C/L(1)	1.14	0.89	1.26	
	C/L(2)	0.53	0.53	0.55	
	H/L	1.21	0.42	1.14	
60Co	C/L(1)	2.12	0.54	1.31	
	C/L(2)	1.07	0.49	1.24	

ースに高速炉プラントの点検保守時における作業者の被ばくを予測し、低減対策を 計画的、効果的に推進することを目的にして、高速炉保修線量評価システム DORE (Dose Rate Estimation System for FBR Maintenance)が開発された⁵⁾。このシス テムは PSYCHE コードと遮蔽計算コード QAD-CG の評価手法を実プラントの運転 管理に利用しやすいようにするために、解析コードのユーザインターフェイスを改 良し、コードを集約し、計算結果の線量率マップを可視化できるようにしたもので ある。このシステムを使用して「もんじゅ」における CP 沈着分布および冷却系室線 量率分布の予測評価が行われている。



図 2.7-6 「常陽」1 次主冷却系統配管まわりの線量率分布の実測と計算 (積算炉出力 4 万 MWd、炉停止 41 日後)¹⁾

2.7.3 高速炉における放射性核分裂生成物

(1) 放射性核分裂生成物の特徴とその挙動^{6),7)}

高速炉プラントで燃料が破損した状態で運転を行うと、FPがナトリウム中に流出 し、1次ナトリウム系やアルゴンカバーガス系を汚染する。これらは系統配管、機器 の保修時の被ばく線源となり放射線レベルの増加をもたらす。また、事故時に環境 へ放出される放射性物質の種類と量(ソースターム)とその環境に対する影響の評 価、さらには破損燃料の検出と監視に関連してくる。

FPの中には原子番号 30の Znから 65の Tbまで、質量数として 72から 161まで 多くの核種が含まれる。それらは物理的、化学的性質に基づいて次のようにグルー プ分類される。

グループI:希ガス Kr、Xe

グループⅡ:揮発性で Na に溶解性の FP Cs、Rb、I、Br、Te、As、

Se, Ag, Cd, In, Sn, Sb

グループⅢ:不揮発性で Na に非溶解性の金属 FP

Nb, Mo, Tc, Ru, Rh, Pd

グループIV:不揮発性で Na に非溶解性の酸化物 FP

Sr、Ba、Y、Zr、La、Ce、

Pr、Nd、Sm、Eu、Gd

これまでに世界各国で運転された高速炉プラントは、我が国の「常陽」、「もんじゅ」 を除き全て燃料破損を伴う運転を経験した。これを通じて、高速炉プラントでは ¹³⁷Cs が最も重要な FP であることが世界各国での共通認識となっている。

¹³⁷Cs は高い核分裂収率を有し、半減期が約 30 年と長いために崩壊による飽和効 果は期待できず蓄積性がある。Cs の FP 核種としては、¹³⁷Cs のほかに ¹³⁴Cs と ¹³⁶Cs がある。これらは、半減期がそれぞれ約2年と約13日のγ線放出核種で、FPの¹³³Xe がβ崩壊して生成する¹³³Csの(n、

γ)反応と、同じく FPの¹³⁵Xeが
 β崩壊して生成する¹³⁵Csの(n、
 γ)反応により生成する。

セシウムは燃料中で酸化物およ びハロゲン化物として存在すると されているが、ナトリウム中では いずれも安定ではなく、単体金属 状態である。このため、同じアル カリ金属であるナトリウムとは任 意の割合で溶解し、蒸気圧もナト リウムより高い。図 2.7-7 にナトリ ウム中セシウムの気液平衡分配係 数(Kd:気相でのナトリウム中セ シウム濃度/液相でのナトリウム 中セシウム濃度)の測定例を示 す 8),9),10),12)。しかしながら、中 高温の壁面への付着量は少なく、 コールドトラップである程度ま で除去され蓄積することがわか っている。これは、ナトリウム 酸化物による吸着あるいは共沈、 さらに炭素粒子による吸収とし て説明されている。

ヨウ素などのハロゲン FP はナ トリウムとの化学的親和性が強 く、ナトリウム冷却材からの揮 発性は低く抑えられている。し たがって、ナトリウム冷却高速 炉ではその代表核種である¹³¹I が冷却材中に極めて良く保持さ れる。図 2.7-8 にナトリウム中ヨ ウ素(ヨウ化ナトリウム)の気





図 2.7-8 NaIの Kd の温度依存性¹¹⁾

液平衡分配計数(Kd)の測定例を示す^{8),9),11),12)}。ヨウ化ナトリウムのナトリウム中 溶解度は、酸素、水素と同様に大きな温度依存性を示すため、コールドトラップで 99%程度まで除去することができる。半減期も約 8 日と比較的短いのでプラントの 運転や保修に与える影響は少ない。しかしながら、事故時のソースターム評価や環 境影響評価においては、¹³¹Iは人の甲状腺に蓄積してこれを被ばくすることから重要 な核種として取り扱われる。

テルルはヨウ素の親核種として重要であり、ステンレス鋼などの金属、特にニッケルと金属間化合物を形成する。このため、高速炉では燃料被覆管などに保持されて放出されにくいとされているが、燃料溶融事故や炉心崩壊事故時に被覆管が溶融するような高温になると放出されることが知られている。ナトリウムには溶解性であるが揮発性であるため、蒸発によってカバーガス等の気相へ移行する。このことから、セシウムやヨウ素と同様に気液平衡分配係数(Kd)が測定されている^{8),9),12)}。

⁹⁵Zr/⁹⁵Nb、¹⁴⁰Ba/¹⁴⁰La を代表とする不揮発性 FP は、一般にナトリウムに難溶性 であるため、燃料被覆管に破損を生じても冷却材中に放出される割合は少ない。ナ トリウム中では管壁に沈着する傾向が強くナトリウム冷却材中で検出することは困 難である。また、コールドトラップによる除去効果も小さい。

Kr、Xeの希ガスは最終的 にはカバーガスに移行し、 燃料破損検出上重要な核種 である。また、事故時のソ ースターム評価では、希ガ ス気泡が他の FP 核種を随 伴してナトリウムとの接触 を妨げ、直接カバーガスへ 放出させるパスを形成する ことから重要となる。図 2.7-9に希ガス(Xe)気泡に 伴ってヨウ素(I₂)がカバー ガスへ移行する場合のナト リウムによる 除染係数

(DF: 希ガス気泡内初期ヨ ウ素量/カバーガスへ移行し たヨウ素量)の測定例を示 す。気泡内の初期ヨウ素濃 度が高い程、また気泡のナ トリウム中滞在時間が長い





程、カバーガスへの移行割合は少なくなる ^{13),14),15)}。

ナトリウム中における FP の構造材等への沈着に関しては、揮発性 FP については テルルを除いて顕著ではなく、そのほとんどがナトリウム中もしくはカバーガス等 の気相へ移行する。これに対し不揮発性 FP は構造材等への沈着割合は大きい。表 2.7-3 に各種 FP の構造材沈着係数の温度依存性、ナトリウム中酸素濃度依存性およ び構造材からの脱着挙動についての測定例を示す ^{16),17)}。

2.7 - 12

		Sticking coeff	icient (non-dimension)	Characteristics
Element	Summary for deposition behavior	Temp. dependency	Oxygen Conc. dependency	of desorption
Sr	Deposition rate on the steel surface is controlled by the diffusion process through the sodium boundary layer between 170 and 530 °C.	No dependency	Negligibly small	Negligibly small
Y	Same as above.	Same as above	Same as above	Same as above
Mo	Same as above.	No dependency	Negligibly small	Negligibly small
Tc	Same as above (estimation).	No dependency	Negligibly small	Negligibly small
La	Deposition rate is controlled by the diffusion process between 170 and 530 $^{\circ}\mathrm{C}$.	No dependency	Negligibly small	Not analyzed
Ba	Deposition rate is controlled by the diffusion process between 170 and 350 °C. Above 400°C, the effective deposition rate becomes smaller.	Same as above	Negligibly small	Desorption contribution becomes larger at the high sodium temperature
Zr	Deposition rate is controlled by the diffusion process between 170 and 350 °C. Above 420°C, the effective deposition rate becomes smaller.	No dependency (170-350°C) Become smaller (Above 420°C)	Strongly influenced by the oxygen concentration.	Desorption contribution becomes larger at the high sodium temperature.
Nb	Deposition rate is controlled by the diffusion process between 170 and 420 °C. At 530 °C sodium temperature, deposition rate becomes nearly 0.	Same as above	Influenced by the oxygen concentration.	Desorption contribution becomes drastically larger at 530 °C sodium temperature.
Sb	No deposition behavior between 270 and 500°C.	S & 0	No data	Same as above
Te	Same as above. Typical oxygen concentration dependency.	Medium dependency (S & 0)	large dependency	Equilibrium between adsorption and desorption is formed.
I	Same as above. No oxygen concentration dependency.	Large dependency (S & 0)	No dependency	Same as above
Br	No deposition behavior.	Medium dependency (S ≈ 0)	- No dependency	Equilibrium between adsorption and desorption is formed.
Cs	Same as above.	Medium dependency (S ≈ 0)	No data	Equilibrium is formed between adsorption and desorption.

表 2.7-3 1 次冷却系内 FP 挙動に関する FPL-II 試験結果 16)

(2) FP 挙動モデルと解析コード

高速炉の燃料破損時にナトリウム中に放出される FP の挙動は、燃料破損の速やか な検出によるプラント異常事象の拡大防止、保修時の被ばく線量の低減、および事 故時のソースターム評価等に関して重要であることから、サイクル機構においては 解析コード SAFFIRE⁸と TRACER^{19),20),21)}が開発されている。

SAFFIRE コードは FP の生成と放出、1 次冷却系における挙動を、希ガス、揮発性、不揮発性 FP に分けて取扱い、それぞれの挙動上の特質に対応可能なように配慮 されている。FP 挙動においては、燃料ペレットでの生成、燃料ペレットから燃料ガ スプレナムおよびギャップ部への放出挙動、被覆管破損モードと運転法に関連した 冷却材中への流出挙動、冷却系内での移行と蓄積挙動を総合的に取り扱う。ペレッ トからプレナムおよびギャップ部への放出の支配的過程は温度により異なり、900℃ 以下では反跳、900~1500℃では拡散、1500℃以上では高温過程となる。高温過程 ではボイド移動現象(1500~2650℃)および溶融・蒸発現象(2650℃以上)がみら れ、FP は燃料ペレットのセンターホールあるいは燃料ペレット外に移動する。被覆 管破損時の FP の冷却材中への流出には、プレナムおよびギャップ部での蓄積量に比 例するモデルとペレットからの放出に比例するモデルが用いられている。希ガスお よび揮発性 FP の場合は、前者のモデルが重要となり、破損モードや運転方法も関与 する。不揮発性 FP の場合は後者である。冷却材中に流出した希ガスは全量がカバー ガス系に移行する。揮発性 FP に対しては壁面への可逆的な付着とカバーガス系への 移行が取り扱われる。これらは、熱力学的平衡系が成立しているものとして、分配 係数を用いて計算される。不揮発性 FP は壁面に沈着する。それぞれのタイプの FP

挙動の特質の把握とモデルパラメータ の決定は、FP 挙動に関する炉内ループ を用いた実験によって得られている。

TRACER コードは SAFFIRE コード を基に開発されたもので、ナトリウム 中に溶解した揮発性 FP のカバーガス への蒸発挙動^{22),23)}や、破損燃料からナ トリウム中に放出された希ガスの気泡 とそれに随伴される FP の挙動^{24),25)}を ナトリウム流動効果や気泡の分裂・合 体挙動とともに 1 次冷却系全体にわた って取り扱うことができる。また、カ バーガスに放出された FP がナトリウ ムとともにエアロゾルとして振舞うこ とによる凝集・沈着挙動も扱っている。 図 2.7-10に TRACER コードで扱う FP 挙動モデルの模式図を示す。



図 2.7-10 高速炉における炉内ソースタ ーム挙動関連事象¹⁹⁾

2.7.4 高速炉におけるトリチウムの挙動

(1) トリチウムの特徴とその挙動

トリチウムは半減期が12.3 年と長い低エネルギーβ線放出核種で、環境中ではト リチウム水(HTO)の形態が主であるために生体に取り込まれやすい。しかし、同 時に代謝により体外排出もされやすく、生物学的半減期は10日程度で体内に蓄積す ることはない。

高速炉の炉心におけるトリチウム生成量は軽水炉や重水炉と同等程度である。高速炉と軽水炉では、冷却材がナトリウムと水であり異なる化学的環境にあること、 燃料被覆管材料にステンレス鋼とジルコニウム合金が用いられていること、また運転温度が500℃と300℃程度と異なることにより、トリチウムの系統内での化学種や 配管機器壁透過性など、その挙動に特徴的な違いを生ずる。すなわち、トリチウム はいずれの場合も燃料の三体核分裂(Ternary Fission)と中性子吸収材の¹⁰B(n、 2α)³Hにより生成される。高速炉のナトリウム系統では化学種は NaT で NaT? Na +1/2T₂反応を通じてガス体(T₂)に等価であり、ガス-メタルシステムにおけるシ ーベルト則により鋼材に溶込み拡散し、管壁を透過してナトリウム中に移行する。 ナトリウム中に移行したトリチウムのほとんどは、1次ナトリウム純化系に設置さ れているコールドトラップに捕獲されるが、一部は配管および IHX や蒸気発生器の 伝熱管壁を拡散し、2次ナトリウム系や水・蒸気系、あるいは機器・配管の保温材 を透過してプラント雰囲気や環境へも移行する。保温材を透過してプラント雰囲気 や環境へも移行するトリチウムの化学形態は、水蒸気状トリチウムが支配的である。 このことから、保温材を付設した機器・配管からのトリチウムが支配的である。 このことから、Cの透過メカニズムには、機器・配管材料を透過後に水蒸気状の トリチウムに変化することが深く関与している。配管材料および保温材付設配管か らのトリチウムの透過率については、「常陽」の2次冷却系配管を対象にした測定試 験の例があり、保温材付設配管の透過率は配管材料のみの透過率に比べて3~4桁 低い値となることが示されている。

水炉の場合、被覆管材に用いられるジルコニウム合金は水素(トリチウム)と安 定な金属水素化物を形成するため、トリチウムは被覆管材中に止まる。また、水中 ではトリチウム水(HTO)となり、鋼材管壁透過性は生じない。

トリチウムは水素の同位体であるため、その挙動は水素の挙動と密接に関連し合い影響される。管壁中の拡散係数はトリチウムの方が水素に比べて小さくなるが、 ナトリウム中の挙動はほとんど同等と考えられている。したがってコールドトラッ プによる除去効率は高い。トリチウムのコールドトラッピングについては、水素と の共沈および同位体交換捕獲機構の存在が実験的に確認されており、また、カバー ガス中における H₂+T₂? 2HT の同位体交換反応がよく知られている。さらに、同 位体自己拡散による気液界面におけるトリチウムと水素の同位体交換機構も考えら れる。したがって、トリチウム挙動は、水素挙動を充分解明し把握したうえで進め る必要がある。

(2) トリチウム挙動モデルと解析コード

高速炉の開発初期段階からトリチウム挙動解析コードの開発と実プラントにおけ る測定試験が国内外で進められてきた。サイクル機構においても高速炉トリチウム 挙動解析コード TTT (<u>Tritium Transport and Trap Analysis Code</u>)の開発に取組 み、「常陽」データによる検証や「もんじゅ」予測評価が実施されてきた²⁶⁾。

TTT コードは、ANL の R. Kumar が提案したトリチウム挙動モデルを基に、70 年代後半から開発に着手され、EBR-II、「常陽」、「もんじゅ」等のデータによるコ ード検証・改良・評価が行われてきた。図 2.7-11 に TTT コードの水素・トリチウム 移行モデルを示す。燃料と制御棒で生成されたトリチウムは、ステンレス鋼被覆管 璧を透過し1次ナトリウム中へ移行する。炉心材料や冷却材中不純物(¹⁰B、⁶Li)か ら生じるトリチウムも全量冷却材中に溶解する。それらの幾らかは中間熱交換器 (IHX) 伝熱管壁を透過し 2 次ナトリウム中へ移行し、さらに、その一部は蒸気発



図 2.7-11 TTT コードにおけるトリチウム・水素移行モデル²⁶⁾

生器伝熱管壁を透過し水・蒸気中にも移行する。1次、2次ナトリウム中に移行した トリチウムの大半はコールドトラップに捕獲される。コールドトラップでの捕獲機 構は、水素についてはコールドトラップ温度に対する過飽和分の析出であり、トリ チウムは水素との共沈および同位体交換の2つの機構による。また、ナトリウム中 に溶解したトリチウムのごく一部がカバーガス中へ解離し移行する。さらに、ナト リウム配管・機器管壁を透過し冷却系室に移行するものもある。これらの部屋の雰 囲気や排気系に移行したトリチウムは、1次系ではスタックから気体廃棄物として放

出され、2次系では換気系より環 境中に移行する。また、蒸気発 生器の水・蒸気回路中に移行し たトリチウムは、運転/停止中 のブロー水あるいは停止時のド レン水の形で、液体廃棄物とし て放出される。一方、水素は蒸 気発生器の蒸発器伝熱管水側腐 食、および水質管理に使用され るヒドラジン (N_2H_4)の熱分解 により発生した水素が、伝熱管 壁を透過し 2 次ナトリウム中に 移行する。これらのほとんどは 2



図 2.7-12 TTT コードの検証結果²⁶⁾

次系コールドトラップに捕獲され、通常の運転では 1 次系への移行はごく少ない。 このほか、ナトリウム管壁やカバーガス容器壁上の不純物汚れ(水分、NaOH、NaH など)からの放出源もある。水素のナトリウムとカバーガス間の移行は、通常考え られるナトリウム中からカバーガスへの移行(解離)に限られるわけではなく、カ バーガス不純物からの発生が優る場合は、むしろ、カバーガスからナトリウム中へ 移行(溶解)する。

「もんじゅ」出力上昇試験時の系統内トリチウム濃度分布実測データによる TTT コードの検証例を図 2.7-12 に示す。図は 1 次、2 次ナトリウムおよび蒸気発生器水・ 蒸気中のトリチウム濃度の実測値と計算値の比較を示しているが、コードの検証精 度として C/E=1.1 が得られている。さらに、Phenix の長期間運転におけるトリチウ ム飽和データについても再現性が確認された。

2.7.5 放射性物質の低減・除去技術

放射線源の低減は、原子炉プラントの運転、保修時の被ばく低減を進めるうえで 最も効果的な方法となる。線源の低減には、発生源における抑制と冷却材やカバー ガスからの放射性不純物の除去がある。

(1) 低減技術 1)

CP 発生源の抑制対策としては、腐食量を抑制し発生量を低減するための、①コー ルドトラップ運転温度の低温化により、ナトリウム中酸素濃度を低いレベルに保ち 材料の腐食を抑制する、②炉心構成材料中の不純物コバルトの規制、③制御棒駆動 機構の摺動部や機械式ナトリウムポンプの静圧軸受部等の機器接触・摺動部へのコ

バルトフリー (Co を含 まない)表面硬化材の使 用がある。

(i) ナトリウム中酸素濃度抑制

コールドトラップで 純化された酸素濃度が ppm オーダーの高純度 ナトリウム中でも、ステ ンレス鋼の腐食速度が 酸素濃度の影響を受け ることが実験的に確認 されている。これは腐食 量を抑えて CP の発生



図 2.7-13 燃料被覆管材中の ⁵⁴Mn、⁶⁰Coの溶出率に 対するナトリウム中酸素濃度の効果 ¹⁾

量を低減するための重要なポイントとなる。ステンレス鋼中の 54Mn と 60Co の溶出

率の酸素濃度依存性を図 2.7-13 に示すが、核種により異なり、⁶⁰Co に対しては大きいが ⁵⁴Mn では緩やかであることがわかる。このことから、ナトリウム中酸素濃度抑制は、特に腐食に伴う ⁶⁰Co の発生の低減に顕著な効果を発揮しているものと考えられる ¹⁾。

(ii) 炉心材料中の不純物コバルト規制

SUS316相当鋼を用いた燃料被覆管材中の不純物コバルトは、製鋼時のニッケルの 吟味や2重真空溶解法の採用により、今日では多くの場合 100ppm 以下にまで抑え られている。

(ⅲ) コバルト表面硬化材の使用

原子炉プラントでは、炉心部の制御棒駆動機構を始めとするいくつかの機構や冷却 系のポンプ、弁などの機器の接触・摺動部で表面硬化材が用いられる。このために 当初はコバルト基合金であるステライトが多用され、⁶⁰Coによるプラントの汚染が 進んだ。特に軽水炉でこれが問題となった時期があり、現在ではコバルトフリー表 面硬化材への代替が行われている。高速炉用コバルトフリー表面硬化材として、ナ トリウムとの共存性とトライボロジー特性に優れたニッケル基合金のフクダロイ、

コルモノイ、トリバロイ、メテ コ系材料の開発が行われ、プラ ントでの代替化が図られた(2.4 節参照)。

(2) 除去技術

(i) CP トラップ

液体金属ナトリウム中に溶解 している CP を除去するために、 純ニッケルをトラップ材とした CP トラップが用いられる。これ はニッケルとマンガンあるいは コバルトが、全率固溶体を形成 し得ることをヒントとして考案 されたものである。各種のニッ ケル合金を用いた試験により、 ⁵⁴Mnの沈着量は合金のニッケル 成分量と概ね比例関係にあるこ とが確認されている。図 2.7-14 にニッケルによる CP の捕獲機 構を示す ¹⁾。高温ナトリウムに曝

Ni変資にMn, Cr, Feが沈むしNi-Mn-Cr-Fe含金化する(表面構成) Mnは特定現況にNi祝村中にも体設する(体別構成)。



図 2.7-14 ニッケル材による CP の捕獲機構 ¹⁾

されたニッケル表面では、ナトリウム中に溶解している CP 元素および核種であるマ ンガン、クロム、鉄およびコバルトが、表面のニッケルと共に析出し、微細な結晶 からなる多元合金相を形成する。さらにニッケル母材中に拡散し合金化する。前者 の過程を表面捕獲、後者を体積捕獲と呼び、これらは電子顕微鏡観察、組成および 回折分析により確認されており、固溶と金属間化合物の形成が認められる。マンガ ンは特に拡散しやすいために捕獲能力が高く、54 Mn の除去には有効である。図 2.7-15 に EBR-II での CP トラップを示す。CP トラップは燃料集合体や反射体へ組み込む ことが有効である。



図 2.7-15 EBR-II CP トラップ 3)

(ii) コールドトラップによる CP・FP 除去

コールドトラップは酸素、水素などの不純物のナトリウム中溶解度に温度依存性が あることを利用し、ナトリ

ウムを低温にして不純物 を析出、ろ過する装置であ る。表 2.7-4 に各国の高速 炉の1次系コールドトラ ップで検出された放射性 核種を示す⁶⁾。Mn、Co、 Zn、Ag、Sb などは放射化 した構造材からの CP で ある。FP としては、¹³¹I、 ¹³⁷Cs、⁹⁵Zr/Nb、¹⁴⁰Ba/La 表 2.7-4 各国の高速炉1次系コールドトラップで 検出された放射性核種⁶⁾

原子炉	放射性核種 ⁵⁴ Mn, ⁵⁸ Co, ⁶⁰ Co, ⁶⁵ Zn, ¹²⁴ Sb, ¹³⁴ Cs, ¹³⁸ Cs, ¹³⁷ Cs				
Phénix					
Rapsodie	¹⁸¹ I, ¹⁸⁷ Cs				
BR-5	⁹⁵ Zr-Nb, ¹³¹ I, ¹³³ I, ¹³⁵ I, ¹³⁶ Cs, ¹³⁷ Cs, ¹⁴⁰ Ba- La				
BOR-60	⁵⁴ Mn, ⁶⁰ Co, ⁶⁵ Zn, ⁹⁵ Zr-Nb, ^{110m} Ag, ¹²⁴ Sb, ¹²⁵ Sb, ¹³¹ I, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs				
EBR-I	⁵⁴ Mn, ⁶⁰ Co, ⁶⁵ Zn, ¹²⁴ Sb, ¹²⁵ Sb, ¹³¹ I, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs				
DFR (Na/K. 冷却)	⁵¹ Cr, ⁵⁴ Mn, ⁸⁵ Zn, ⁹⁵ Zr–Nb, ¹²⁴ Sb, ¹²⁵ Sb, ¹²⁹ mTe, ¹³¹ I, ¹³⁴ Cs, ¹³⁷ Cs, ¹⁴⁰ Ba–La, ¹⁴¹ Ce, ¹⁴⁴ Ce				

などが検出されている。これらの中でコールドトラップに除去効果が期待できる FP は、¹³¹Iと¹³⁷Cs である。BOR-60 の運転経験では、破損燃料から放出された¹³¹I の 99%はコールドトラップに捕獲されている。ところが、 ¹³⁷Cs は 30%程度しか捕 獲されていない。これは、吸着の分配係数が小さいためである。

不揮発性 FP である ⁹⁵Zr/Nb、¹⁴⁰Ba/La などは機器や配管の内表面に沈着する傾向 が強く、ナトリウム中にほとんど溶解しないため、コールドトラップまで移行して くる割合は少ない。また、一部は粒子状物質として輸送されていると考えられてい る。

(iii) セシウムトラップ

前述のように、ナトリウム中のセシウムはコールドトラップでは十分に除去するこ

とができない。¹³⁷Csの半減期は約30年 と長くほとんど減衰しないため、燃料破 損が生じるたびに冷却材中の ¹³⁷Cs の放 射能が増加し、1 次系のコールドトラッ プやベーパートラップなどの保守作業上 重大な障害となってくる。EBR-Ⅱでは1 次ナトリウム中の¹³⁷Cs、¹³⁴Csの放射能 が 5.9×10¹²Bg にも達したことから、セ シウムトラップを開発して使用した。こ れはグラファイトがアルカリ金属と層間 化合物を形成し、強い親和性を有するこ とをヒントにして考案されたものである。 図 2.7-16 EBR-IIの Cs トラップ 6)



この傾向は原子番号が大き いほど強い。開発された材 料は、 RVC (Reticulated Vitreous Carbon) と称する 網状ガラス質カーボンで、 セシウムに対する強い捕獲 カとナトリウム中で健全で 優れた共存性を有するもの である。ガラス質カーボン は原子的には乱れた構造で あるが固体結晶と液体構造 の中間状態にあるため、層 面間隔に相当するものが大 きく、そのためセシウムの 捕獲容量が大きくなる。捕



図 2.7-17 セシウムトラップ運転効果(EBR-Ⅱ)¹⁾

獲速度も速くなり、またセシウムなどの吸収時の膨潤脆化による低下がない。さら にガラス質カーボンは、機械的強度、硬度が大きく、化学結合の異方性が少ないた め、表面からの剥落は極めて発生しにくい。また、セシウムの捕獲は表面のみで行 われるのではなく、体積捕獲も有効に働く。図 2.7-16 に EBR-II のセシウムトラッ プの断面図を示す ⁶⁾。この装置は 1 次系コールドトラップの本体とエコノマイザー の間に取り付けられ、1978 年 3 月から使用されたが、図 2.7-17 に示すように最初

15kBq/g あった Cs 濃度を 870Bq/g に まで低下させることができた ¹⁾。

「常陽」では試験用燃料被覆管を開 口するまで照射する試験において系内 に放出される¹³⁷Csをトラップするこ とを目的としたセシウムトラップ設備 が設置された。図 2.7-18と表 2.7-5 に その断面図と仕様をそれぞれ示す^{1),27)。} 4.5kgの RVC が 3 ブロックに分割され て充填され、おのおのの RVC はフィル ター(焼結金属)に包まれている。セ シウムトラップ外側には、捕獲セシウ ムを測定するためのコリメータ孔遮蔽 体を取り付けており、セシウム捕獲特

性の評価が行われて いる。「常陽」ではこ れまで 1 本の燃料破 損も経験していない が、万一破損が起こっ たとしても¹³⁷Csの除 去技術は確立してい るといえる。

図 2.7-18 「常陽」セシウムトラップ ¹⁾

表 2.7-5 「常陽」のセシウムトラップの仕様 1)

項		B		内	訳	項		B	内	訳
トラッフ	材素	材	-1			容		積	0.	02 m³
材		質	2.2	R	VC	汲	面	秡	E	50 m²
₹L		数		403	L/cm	運転多	系件			
トラッフ	材材					温		度	150~	200°C
充	塡	世		: :	4 5kg	流	·	量	0~:	10t/h
Æ	摍	·比		s	5	セシウ	- 捕獲	計画容量	1	200 Ci

(iv) カバーガス中希ガス FP の除去

カバーガス中の放射性希ガスを除去する装置が開発され、使用されている。

BR-5、BOR-60 では、活性炭を利用したカバーガス中の希ガス除去装置を使用して、¹³³Xeの放射能を 3.7×10³~10⁴Bq/m³に制御した。

EBR-IIでは従来希ガスの放射能が増加すると汚染していない Ar と置換して放射 能レベルを下げていた。RBCB(Run Beyond Cladding Breach)計画を進めるにあ たり、図 2.7-19に示すようなカバーガス浄化系(CGCS)を採用した。CGCSは深 冷分離法により、Ar 中の Kr、Xe を 99.9%以上の効率で除去できる。また、破損燃 料の位置を決めるためのタグガス分析装置が付属している⁶⁾。 「常陽」では、1次アルゴンカバーガス中に放出されるキセノン、クリプトン等の 放射性希ガスを約 180℃に冷却したチャコールに吸着させる吸着床と、さらに希ガ スを貯蔵減衰させ、かつ貯蔵時のタンク容積を低減するためにアルゴンを分離する 吸着床の 2 段の吸着床から構成されている。チャコールへの吸着特性、温度制御性 などについては実機への装着に先立ってコールド試験を行い、必要なパラメータを 定めるとともにその性能が確認された²⁷⁾。



図 2.7-19 EBR-IIのカバーガス浄化系 ⁶⁾

JNC TN9410 2005-011

[参考文献]

- 1) 飯沢克幸: "ナトリウム冷却材の不純物抑制と被ばく低減、"原子力工業、第 33 巻第 11 号、 pp.62-79 (1987).
- 2) K.Iizawa, et al.: "Transport of radioactive corrosion products in primary systems of sodium cooled fast reactor", Pro.Int Seminar for LIQUID METAL SYSTEMS-Material Behavior and Physical Chemistry in Liquid Metal Systems 2,pp-9-26 (1995)
- 3) "Fission and corrosion product behaviour in liquid metal fast breeder reactors (LMFBRs)," IAEA-TECDOC-687 (1993).
- 4) 飯沢克幸、他: "高速炉プラントにおける放射性腐食生成物挙動解析コード (PSYCHE)、"動燃技報、 No.58、 pp.46-64 (1986).
- 5) 飯沢克幸、他: "高速炉保修線量評価システムの開発、"サイクル機構技報、No.12、 pp.21-36 (2001).
- 6) 三塚哲正: "LMFBR における核分裂生成物の放出と移行"、 日本原子力学会誌、 Vol.23、No.9、pp.646-656(1981)
- 7) 姫野嘉昭、羽賀一男、島野国男、森田毅、宮原信哉、"FBR のソースターム研究の現状と課題 -調査報告書"、 PNC ZN9420 87-003 (1987).
- 8) 西沢千父、渡辺智夫、柳林清司、宮原信哉、姫野嘉昭:"ナトリウムから不活性 ガスへの FP の放出挙動に関する試験(2)-ヨウ素、セシウム、テルルの平衡分配係 数測定-"、 PNC ZN9410 89-018 (1989).
- 9) K.Haga, Y.Nishizawa, T.Watanabe, S.Miyahara, Y.Himeno: "Equilibrium and Nonequilibrium Partition Coefficients of Volatile Fission Products between Liquid Sodium and the Gas Phase," Nuclear Technology, Vol.97, pp.177-185 (1992).
- 10) 西村正弘、 中桐俊男、 宮原信哉: "ナトリウムから不活性ガスへの FP の放出 挙動に関する試験(4) -セシウムの高温での気液平衡分配係数およびプール中濃度 に対する依存性-"、 PNC ZN9410 95-093 (1995).
- 11) 中桐俊男、宮原信哉: "Naから不活性ガスへの FP の放出挙動に関する試験(3)
 -ヨウ素の高温での気液平衡分配係数およびそのプール中 NaI 濃度に対する依存
 性"、 PNC ZN9410 94-112 (1994).
- 12) M.Nishimura, T.Nakagiri, S.Miyahara : "Evaporation Release Behavior of Volatile Fission Products (Iodine, Cesium, and Tellurium) from Liquid Sodium Pool to the Inert Cover Gas", Pro. Tech. Committee Mtg. on Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors, IWGFR/92, pp.141-159 (1996)
- 13) 下山一仁、石川浩康、宮原信哉: "希ガス気泡に随伴するよう素のナトリウムによる保持特性"、 PNC ZN9410 92-104 (1992).
- 14) 下山一仁、石川浩康、宮原信哉: "希ガス気泡に随伴するよう素のナトリウム中

への移行挙動"、動燃技報 No.83、 pp.46-50 (1992).

- S.Miyahara, N.Sagawa, K.Shimoyama, : "Iodine Mass Transfer from Xenon-Iodine Mixed Gas Bubble to Liquid Sodium Pool, (I) Experiments", J. Nucl. Sci. Technol. Vol.33, No.2, pp.128-133 (1996)
- 16) 酒井拓彦、遠藤寛、宮地延吉、宮木和美、"炉内ループによる FP 挙動試験(V) 試験結果の総合評価"、 PNC TJ2164 86-013 (1986).
- 17) H.Endo, T.Sakai, N.Miyaji, K.Haga : "Deposition mechanism of fission products on stainless steel surfaces", Sci. and Technol. of FAST REACTOR SAFETY Vol.1, pp.153-159 (1986).
- 18) 山内通則、林田芳久、河合将義、宮木和美、笠原文雄、遠藤寛、西裕士: "冷却 材中の FP 挙動解析コードの開発"、 PNC ZJ2164 87-004 (1987).
- 19) 宮木和美、宮原信哉、"炉内ソースターム挙動解析コード TRACER の開発(Ⅱ)"、
 PNC TN9410 94-061 (1994).
- 20) K.Miyagi, S.Miyahara : "DEVELOPMENT OF IN-VESSEL SOURCE TERM ANALYSIS CODE, TRACER", Pro. Tech. Committee Mtg. on Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors, IWGFR/92, pp.161-168 (1996)
- 21) 豊原大輔、大野修司、松木卓夫、浜田広次、宮原信哉: "炉内ソースターム解析 コード TRACER Version 2.3 (マニュアル)"、JNC TN9520 2004-004 (2005).
- 22) 中桐俊男、宮原信哉: "ナトリウムプールからの揮発性 FP の非平衡蒸発モデルの開発(1) Na、NaI の非平衡蒸発モデル・、" PNC ZN9410 95-092 (1995).
- 23) T.Nakagiri, S.Miyahara "Evaporation Release Behavior of Volatile Fission Products from Liquid Sodium Pool to Inert Cover Gas –Development and Validation of Analytical Models", Pro. 4th CSNI Workshop on the Chemistry of Iodine in Reactor Safety, PSI Report Nr. 97-02, NEA/CSNI/R(96)6, pp.405-422 (1996).
- 24) 宮原信哉、佐川憲彦: "希ガス気泡に随伴するよう素のナトリウムによる保持特性(Ⅱ) -気泡内ヨウ素のナトリウム中への移行挙動に関する機構論的モデルの開発
 -、" PNC ZN9410 95-085 (1995).
- 25) S.Miyahara, N.Sagawa "Iodine Mass Transfer from Xenon-Iodine Mixed Gas Bubble to Liquid Sodium Pool, (II) Development of Analytical Model," J. Nucl. Sci. Technol. Vol.33, No.3, pp.220-228 (1996)
- 26) 飯沢克幸、 鳥居建男: "高速炉トリチウム挙動解析コードの開発、"サイクル 機構技報、 No.10、 pp.15-31 (2001).
- 27) 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター: "動力炉の実用化をめざして"、 PNC ZN9410 90-031、第9章 (1990).

第3章 ナトリウムの流動伝熱と構造健全性

高速炉の伝熱流動設計の目的は、炉心および熱輸送系の最適化を行うことによりプラントの安全性、信頼性、経済性を確保することである。このために、高速炉で想定すべき過渡事象、事故、設計基準外事故を含め、プラントの静的および動的な伝熱流動特性を可能な限り正確に予測することが重要である。

本章では、**3.1**節において高速炉伝熱流動の基本事項を示すとともに、高速炉において 重要となる熱流動現象を概観し、それぞれに対する知見をとりまとめる。

3.2節では炉心燃料の伝熱流動評価について、通常運転から事故時の沸騰現象に至るまでを詳述する。燃料集合体は形状が複雑であるため、強制対流から自然対流に移行する混合対流条件および自然対流条件での除熱特性、集合体局所異常時の除熱特性、高燃焼度に伴い変形した燃料の除熱特性が重要な課題であり、これらについて論じる。

3.3節ではプレナム内熱流動現象について述べる。原子炉容器プレナムでは高温と低温 のナトリウムが共存するため、温度の異なる流体によって生じる温度成層化やサーマルス トライピング現象が見られる。ナトリウムは高温であることとその特徴的な伝熱特性から、 これらの現象に注意を払う必要があり、これまでに得られた知見と評価手法をとりまとめ る。

3.4節にはプラントシステム動特性の解析手法について述べる。近年、多次元解析が随 所に利用されるようになってきたが、設計段階での検討や系統全体の相互作用が重要な現 象の評価においては重要な役割を果たしている。また、プラントシステム解析手法に部分 的に多次元モデルを組み込むことにより、解析精度を向上させかつプラント全体としての 挙動を解析する研究も行われている。

3.5節には高速炉固有の安全性として特徴的な自然循環による崩壊熱除去について、現象支配因子、模型実験による評価、崩壊熱除去系の特徴、実験データとの比較による計算 コードの検証などを説明する。自然循環は高速炉伝熱流動の最大の特徴と言っても過言で はなく、これにより、安全性や信頼性の向上およびシステムの簡素化への寄与は大きく、 実機での確証も含め多くの研究がなされている。

3.6節では高速炉の構造設計上の特徴である、ナトリウムの定常的および過渡変化によりもたらされる熱応力が支配的であることと高温であることを踏まえて、構造健全性を確保するための解析評価法を概説する。

3.1 ナトリウム冷却炉の流動伝熱設計

3.1.1 冷却材としてのナトリウムの流動伝熱上の特徴

高速炉の冷却材として用いられる液体ナトリウムは、水と比較して熱伝導率が高く(水 と比べると約 120 倍)、加熱面近傍での層流底層における熱抵抗が小さくなる。さらに、 遷移層を経て壁から離れた乱流域においては、熱伝導の効果に乱流拡散による熱移行が加 わる。この結果、水と比較して①熱伝達率が3倍ほど高くなる、②エネルギー拡散が促進 される結果、局所的に急峻な温度勾配が生じがたくなる、ことが特徴的である。また、1 気圧での沸点が約880℃と高く、軽水炉のように運転圧力を高くする必要がない。同じ理 由により冷却材の温度差を大きく取れるため、自然循環力が大きくなる。これは、ポンプ などの動力や運転員の操作によることなく、配管や容器といった静的機器が健全でありさ えすれば崩壊熱除去が可能であるという固有の安全性を有することにつながる。

このようにシステムの高温化を目指して、高速炉の運転温度は炉心出口平均温度が約 500℃から570℃、炉心入口温度が約300℃から400℃と全般的に高く設計される。また、 熱伝導率が高いために冷却材の温度変動は構造材に伝達しやすく、熱過渡条件が一般に厳 しくなる。これらのことより、構造設計に留意すべき点が多い。ナトリウムの熱的性質を 加圧水型軽水炉の水と比較して表3.1-1に示した。また、冷却材の種類によらず、熱流動 現象を特徴付ける無次元パラメータを表3.1-2に示す¹⁾。これらの無次元パラメータを用 いれば、一般性のある熱流動設計の指針を与えることが可能である。

	1	0.1 1			
		単位	ナトリウム	水	比率
			(500℃, 1 気圧)	(300℃, 150 気	(Na/水)
				圧)	
密度	ρ	kg/m ³	832.2	724	1.15
エンタルピー	h	J/kg	1.015×10^{6}	1.342×10^{6}	0.756
比熱	C_p	J/kg/K	1.262×10^{3}	5.531×10^{3}	0.228
熱伝導率	k	W/m/K	66.83	5.547×10 ⁻¹	120
粘性係数	μ	Pa s	2.364×10 ⁻⁴	9.03×10 ⁻⁵	2.62
飽和温度	T_s	Κ	1153	615.3	1.87
プラントル数	Pr	—	0.0045	0.900	0.005
	:	1		E	

表 3.1-1 ナトリウムの物性値および水との比較

プラントル数 $Pr: \nu/\alpha$

 ν :動粘性係数 m²/s

α:温度伝導率(熱拡散率) m²/s

無次元数	記号	物理的な意味	備考
レイノルズ数	Re=vd/v	慣性力/粘性力	
フルード数	Fr=v ² /gd	慣性力/重力	
ウェーバ数	We= $\rho v^2 d / \sigma$	慣性力/表面張力	
旋回フルード数	$R_0 = C_0^2/gd^3$	慣性力(旋回成分)/重力	
ペクレ数	Pe=vd/ κ	対流伝熱/熱伝導による伝熱	
リチャードソン数	$Ri=g\beta \Delta Td/v^2$	浮力/慣性力	
グラスホッフ数	$\operatorname{Gr=g}\beta \Delta \mathrm{Td}^{3}/\nu^{2}$	慣性力(浮力起因)/粘性力	=Ri·Re ²
ブジネスク数	Bo=g $\beta \Delta T d^3 / \kappa^2$	対流伝熱(浮力起因)/熱伝導 による伝熱	=Ri·Pe ²
換算流速	Vr=v/fd	流体流速/構造物の振動速度	
換算減衰	$Cn=4\pi \xi m_t/\rho d^2$	質量比×減衰比	

表 3.1-2 熱流動を記述する無次元パラメータ 1)

但し、v:流 速(m/s)、d:代表長さ(m)、Co:循環=rv₀(m²/s)、

 ρ :流体密度(kg/m³)、 ν :動粘性係数(m²/s)、 σ :表面張力係数(N/m)、

 κ :温度伝導率(m²/s)、 Δ T:代表温度差(℃)、 β :体膨張係数(1/℃)、

f:構造物の固有振動数(Hz)、ξ:構造物の臨界減衰比、m,:有効質量(kg/m)

3.1.2 ナトリウム冷却炉の主要な熱流動課題

高速炉の原子炉容器内の熱流動設計において考慮すべき現象を図 3.1-1 と表 3.1-3 に示 す。原子炉容器内では液面近傍における液面変動を評価する必要がある。自由液面からの カバーガス巻き込みと液面変動による液面近傍構造への熱過渡の二つの観点が重要であ る。次に、カバーガス領域では、遮蔽プラグへの対流とふく射による伝熱評価やナトリウ ムミストの蒸着が重要である。ナトリウムミストはナトリウム液面からの蒸発によって形 成され、伝熱に影響を与える。原子炉を停止したときの原子炉出力の低下と流量の減少特 性が異なることにより、過渡的に出力と流量との間で不整合が生じる。したがって、上部 プレナムにおいて温度成層化が生じたり、自然循環移行時などに空間に依存する熱過渡が 生じたりすることに留意する必要がある。また、安定に自然循環に移行できるかも確認す る必要がある。定格時には流速が速く、温度差も大きいことから、炉上部構造物の流力振 動やサーマルストライピング評価が重要となる。



図 3.1-1 ナトリウム冷却炉原子炉容器内の熱流動現象

表 3.1-3 原于炉谷畚に係わる熱流	「町現家と設計上の知見」
-----------------------	--------------

熱流重	助現象	現状の知見と主な試験
気液界面現象	自由液面摇動	実証炉設計研究で水流動試験、1/8スケール、
		振幅は流速の2乗に比例、周期はほぼ一次モー
		ド。解析にて予測可能。
	ガス巻き込み	ポンプ吸い込み水槽の機械学会基準
		実証炉設計研究IHXの試験(1/10, 1/6, 1/3,
		1/1.6スケール)、巻き込みのタイプを特定、
		流速一致条件で評価。Re数とWe数の影響を実
		験的に評価。
	巻き込みガス溶	自由液面での拡散、主冷却系中の輸送、低温
	存・輸送	壁などで放出。
		英、仏で定量的評価を実施。
熱·流動相互作用	温度成層化	もんじゅ、実証炉設計研究を対象として水流
		動試験、ナトリウム試験を実施(実証炉設計
		研究水試験、円筒体系水試験、PLANDTLナトリ
		ウム試験など)。
		高次差分化による解析で評価可能。
	自然循環	解析、水実験、ナトリウム試験、実炉試験が
		多数あり。ただし、炉内自然循環特性につい
		ては不確定要因も残る。
流動·構造相互作	流力振動	渦振動、フラッタ、ギャロッピング、管群振
用		動、乱流振動に分類され、多くの知見が蓄積。
		実炉での評価では流動とのカップリングが強
		いことに留意が必要。
熱・流動・構造相	サーマルストラ	空気、水、ナトリウムで多くの試験がある。
互作用	イピング	解析により評価可能。
	系統熱過渡	動特性試験、実炉データなどの知見の蓄積あ
		り。解析により評価可能。ただし、多次元性
		が強い場合には配慮が必要。
その他	ミスト蒸着	物質伝達率モデルと過飽和分の完全生成モデ
		ル。もんじゅで試験データあり。
	キャビテーショ	キャビテーション数により制限。ただし局所
	\sim	の圧力分布の評価に配慮が必要。

次に、主冷却系統に係わる熱流動課題を図 3.1-2 と表 3.1-4 に示す。原子炉容器内と共 通の課題も多い。例えば、自然循環は原子炉容器内のみでなく、原子炉容器内に浸漬した 熱交換器(直接冷却系)による自然循環移行現象などもある。温度成層化は水平配管中に も観察されることがあり、自然循環を阻害する要因となりうる。定常時に流速が高いこと によって、エルボ部などにおけるキャビテーションやエロージョン・コロージョン、伝熱 管群での流力振動に配慮する必要がある。ナトリウムの化学的性質に関連して、ナトリウ ム漏えい時のナトリウム燃焼、蒸気発生器におけるナトリウムー水反応も広義には伝熱流 動の課題と位置づけられる。

原子炉容器の直径、冷却材流量、集合体出力などの各種設計パラメータが与えられたう えで、熱流動設計を行い、その成立性を調べる必要がある。安全裕度が不十分であれば、 熱流動設計の結果に基づき、設計パラメータの見直しを提案することになる。特に、設計 段階では、いろいろな設計オプションを比較して最適化を目指すために、さまざまな制約 条件のもとで、設計パラメータを変更することがしばしばである。このような場合には以 下の手順が適当であると考えられる。

1) 冷却材の固有の特性に対して熱流動評価パラメータを定量化する。

(プラント設計に依存しない特性)

2) プラント形状、設計パラメータを考慮して熱流動評価パラメータを評価する。

(プラント設計を考慮した特性)

3) プラントの設計パラメータの変更に対して評価パラメータの感度を見積もる。

この結果、①重要な熱流動現象の摘出、②熱流動現象を適切に表現できる無次元数の選定、③プラントの設計パラメータに対する評価パラメータの感度評価を実施する。着目すべき熱流動設計評価パラメータを表 3.1-5 に示す¹⁾。これらのパラメータは熱流動設計上 重要な熱流動現象に対して、それを特徴付ける定量的パラメータとして選定した。重要な 熱流動課題は以下のように分類することができる。

1)気液界面現象:自由液面揺動、ガス巻き込み、カバーガスの溶存・輸送

- 2) 熱·流動相互作用 : 温度成層化、自然循環崩壊熱除去
- 3) 流動·構造相互作用 : 流力振動
- 4) 熱・流動・構造相互作用 : サーマルストライピング、系統熱過渡
- 5) その他 : ミスト蒸着、キャビテーション





熱流動	現象	現状の知見と主な試験
熱·流動相互作用	温度成層化	配管の温度成層化水試験が実施されている。
		三次元解析で評価可能。
	自然循環	解析、水実験、ナトリウム試験、実炉試験が
		多数あり。主冷却系流動は一次元的であり、
		解析で評価可能。
流動·構造相互作	流力振動	渦振動、フラッタ、ギャロッピング、管群振
用		動、乱流振動で分類され、多くの知見が蓄積。
		実炉での評価では流動とのカップリングが
		強いことに対する留意が必要。
熱・流動・構造相	サーマルストラ	空気、水、ナトリウムで多くの試験がある。
互作用	イピング	ミキシングティーに関する試験が実施され
		た。解析により評価可能。
	系統熱過渡	動特性試験、実炉データなどの知見の蓄積あ
		り。解析により評価可能。ただし、多次元性
		が強い場合には配慮が必要。
腐食	エロージョン	ナトリウム高流速配管においては知見が少
		ない。
	キャビテーショ	キャビテーション数により制限。ただし局所
	ン	の圧力分布に対する評価が必要。

表 3.1-4 主冷却系に係わる熱流動現象と設計上の知見
熱流動課題		評価項目	評価パラメータ	代表長さ	備考
気液界面現象	(1)自由液面 揺動	無次元振幅(h/H)	h/H∝ v²/ gH v :プレナム上昇平均流速	H:プレナム高さ	
		揺動周期(f)	f =(1.841g/Rtanh(1.841(H/R))) ^{0.5} /2 π	H:プレナム高さ R:プレナム半径	
	(2)ガス巻込み	巻込み限界	We=ρv ² ·D/σ v :プレナム上昇平均流速	We 数算出時の代 表径は一定値とす る。	
	(3)カバーガス 溶存・輸送	アルゴンガス平衡 濃度(C)	C = (C _H β _H +C _C β _O)/(β _H +β _C) v :プレナム上昇平均流速		
熱・流動相互作用	(1)温度成層化	界面温度勾配 (γ_f)	γ _f =CΔT·Ri v :プレナム上昇平均流速	Ri 数算出時の代表 径は一定値とする	
		界面上昇速度(v _s)	v _s /v=(0.207-0.0225·log ₁₀ (Gr/Re)) v :プレナム上昇平均流速	D:プレナム等価径	Gr,Re の 計算に使 用
		構造物温度勾配 (γ _s)	$\gamma_{s} = (1 - \exp(-\sqrt{Bi'})) \cdot \gamma_{f}$	d:構造物肉厚 L:温度変化域長	Bi'の計算 に使用
	(2)自然循環	自然循環力/定格 圧損の比率(r _p)	$r_p = \Delta \rho g H / \Delta P_0$	H:プレナム高さ	
		自然循環立上がり 時の加速度(a)	$a = \Delta \rho g / \rho$		
		凝固点までの裕度 (ΔTm)	Δ Tm=Tc-Tm		
流動・構造 ・構造	(1)流力振動	換算流速(Vr)	Vr = v/fD	D:対象機器外径	ー様円柱 を想定
		換算減衰(Cn)	$Cn = 4\pi \xi m_t / \rho D^2$	D:対象機器外径	同上
		ランダム振動振幅 (y/D)	y/D =(Vr ³ /((1+(2 π /Vr) ²). (ρ / ρ s) ² (ξ + ζ)) ^{0.5}	D:対象機器外径	同上
熱 流動•構造 相互作用	(1)サーマル ストライピング	無次元温度ゆらぎ 振幅(r _t)	$r_t = 1/((1+k/h*)^2+(k/h*)^2)^{0.5}$	D:噴流口径	h の計算 に使用
	(2)系統熱過渡	流体の温度変化の 時定数(θ _t)	$\theta_{f} = f1(V_{f}, T_{f}, T_{s})$ $V_{f} = C \cdot D^{2}H$	H:プレナム高さ D:プレナム内径	
		構造物の温度変化 の時定数(θ _s)	$\theta_s = f2(V_f, T_f, T_s)$	d:構造物肉厚	
		流体の温度変化幅 (Δ T _f)	$\Delta T_f = f3(V_f, T_f, T_s)$	d:構造物肉厚	
		構造物の温度変化 幅(ΔTs)	$\Delta T_s = f4(V_f, T_f, T_s)$	d:構造物肉厚	
そ の 他	(1)ミスト蒸着	蒸発速度(φ _v)	$\phi_{\rm V} = h_{\rm D} M C_{\rm s} / \rho_{\rm solid}$	D:プレナム内径	Gr 等の計 算に使用
	(2)キャビテー ション	飽和蒸気圧(h _v)	h _v	_	

表 3.1-5	熱流動設計の評価ノ	ペラ	メ	ータ	1)
---------	-----------	----	---	----	----

(注) 表の詳細な説明を次ページ以降に記す。

表 3.1-5 の補足

1. 気液界面現象

- (1) 自由液面振動
 - (i) 液面摇動振幅

$$h/H = v^2/gH$$

- 但し、v: プレナム上昇平均流速 (m/s)、h:液面揺動振幅 (m)、
 H:プレナム高さ (m)、g:重力加速度 (m/s²)
- (ii) 液面摇動周期

 $f = \frac{1}{2\pi} \sqrt{1.841 \frac{g}{R} \cdot \tanh(1.841(\frac{H}{R}))} \quad (円筒容器内のスロッ シング周波数で代表)$ 但し、f:液面揺動周波数 (Hz)、R:プレナム半径 (m)、 H:プレナム高さ (m)、g:重力加速度 (m/s²)

(2) ガス巻込み

 $We \propto \rho v^2 D/\sigma$ (ただし、D は代表径で一定値) 但し、 v: プレナム上昇平均流速 (m/s)、 σ :表面張力係数 (N/m)、 ρ :流体密度 (kg/m³)

なお、液面近傍流速はプレナム上昇平均流速に比例するものと想定する。

(3) カバーガス溶存・輸送

$$C = C_H \frac{\beta_H}{\beta_H + \beta_C} + C_C \frac{\beta_C}{\beta_H + \beta_C}$$

但し、*C_H*:飽和溶解度(高温側)(mol/m³)、

Cc: 飽和溶解度(低温側)(mol/m³)、

β_H:溶解速度(高温側)(m³/s)、

βc:溶解速度(低温側)(m³/s)

2. 熱·流動相互作用

- (1) 温度成層化
 - (i) 成層界面の温度勾配

 $\gamma_f = C(\Delta T)Ri$

(*Ri=gβ*Δ*TD/v*²) (ただし、Dは一定)

但し、v:プレナム内上昇平均流速 (m/s)、 $\Delta T:$ 高低温流体間温度差 (\mathbb{C})、

β:体膨張率 (1/℃),D:代表長さ,g:重力加速度(m/s²)

(ii) 成層界面の上昇速度
 vs /v =0.207-0.0225・log10(Gr/Re)

- 但し、vs:成層界面上昇速度(m/s)、v:プレナム内平均上昇流速(m/s)、
 Gr:グラスホッフ数、Re:レイノルズ数
 なお、Gr 数、Re 数を算出する際の代表径はプレナム等価径とする。
- (iii) 構造物の温度勾配

$$\gamma_s = (1 - e^{-\sqrt{Bi'}}) \cdot \frac{\Delta T}{L} = \gamma_f \cdot (1 - e^{-\sqrt{Bi'}})$$

但し、 $Bi' = \frac{h(L/2)^2}{\lambda d}$
L: 温度変化領域長
h: 熱伝達係数, λ : 構造物の熱伝導率,
d: (構造物の) 代表長さ

- (2) 自然循環
 - (i) 自然循環力と定格圧力損失の比率

$$r_p = \frac{\Delta \rho g H}{\Delta P_0}$$

- 但し、 $\Delta \rho$:高低温流体密度差 (kg/m^3)、g:重力加速度(m/s^2)、 H:代表長さ(m)、 ΔP_0 :定格状態での一次系圧力損失 (Pa)
- (ii) 自然循環立上がり時の加速度

$$a = \frac{\Delta \rho g}{\rho}$$

但し、 ρ :流体密度 (kg/m³) 、 $\Delta \rho$:高低温流体密度差 (kg/m³) 、
g:重力加速度(m/s²)

(iii) 凝固点までの裕度

 $\varDelta Tm = Tc\text{-}Tm$

但し ΔTm :各作動流体の凝固点と運転温度(低温側)との温度差(℃)、 Tc:低温側運転温度(℃)、Tm:凝固点(℃)

3. 流動・構造相互作用

(1) 流力振動

i) 換算流速
$$V_r = \frac{v}{f D}$$

ii) 換算減衰
$$C_n = \frac{4\pi\xi m_t}{\rho D^2}$$

iii) ランダム振動振幅
$$(y/D) = C \cdot \sqrt{\frac{V_r^3}{(1 + (\frac{2\pi}{V_r})^2) \cdot (\frac{\rho_s}{\rho})^2 \cdot (\xi + \zeta)}}$$

$$v:$$
円柱廻りの平均流速(m/s)、
 $f_n:$ n次振動モードの固有振動数(Hz)、 $\xi:$ 臨界減衰比
 $V_r:$ 換算流速(m/s)、 $\rho_s:$ 構造物の密度(kg/m3)、
 $\zeta:$ 流体減衰比(= $\frac{1}{2}(\frac{\rho D^2}{m})(\frac{Vr}{2\pi})C_D$)、

4. 熱・流動・構造相互作用

(1) サーマルストライピング表面 (x=0) での無次元温度ゆらぎ振幅 r_t

$$r_{t} = \frac{\Delta T_{s}}{\Delta T_{f}} = \frac{1}{\sqrt{(1 + k/h^{*})^{2} + (k/h^{*})^{2}}}$$

但し、 $h^* = h/\lambda$ 、 $k = \sqrt{\omega/2a}$ 、 h:表面熱伝達率(W/m2K)、 λ :構造物熱伝導率(W/mK)、 a:構造物温度伝導率(m2/s)、 ω :温度ゆらぎ角振動数 (rad/s)

(2) 系統熱過渡

$$\theta_{s}, \theta_{f} = \frac{-(\alpha_{f} + \alpha_{s}) \pm \sqrt{(\alpha_{f} + \alpha_{s})^{2} + 4\alpha_{s}(\beta_{f} - \alpha_{f})}}{2}$$

$$\alpha_{f} = \frac{Q}{V_{f}} + \beta_{f}, \ \beta_{f} = \frac{h'A}{\rho_{f}C_{pf}V_{f}}$$

$$\alpha_{s} = \frac{h'A}{\rho_{s}C_{ps}V_{s}}$$

$$\theta_{f_{s}} - \theta_{s} \ \text{ki流体および構造物の温度変化時定数である}.$$

$$\Delta T_{f}(t_{0}) = \Delta T \cdot (1 - e^{\theta s t_{0}}) + \Delta T \cdot (e^{\theta s t_{0}} - e^{\theta f t_{0}}) (\frac{\beta_{f} - \theta_{s} - \alpha_{f}}{\theta_{f} - \theta_{s}})$$

$$\Delta T_{s}(t_{0}) = \Delta T \cdot (1 - e^{\theta s t_{0}}) + \Delta T \cdot (e^{\theta s t_{0}} - e^{\theta f t_{0}}) (\frac{\beta_{f} - \theta_{s} - \alpha_{f}}{\theta_{f} - \theta_{s}}) (\frac{\theta_{f} + \alpha_{f}}{\beta_{f}})$$

但し、 ρ :密度(kg/m3)、C_p:定圧比熱(J/kgK)、Q:プレナム内流量(m³/s)、V:体積(m³)、 T:各部の代表温度(°C)、d:構造物の肉厚(m)、h:熱伝達率(W/m2K)、 A:伝熱面積(m²)、h':等価熱伝達率(=1/(1/h + d/2 λ_s)(W/m2K)、 λ :熱伝導率(W/mK)

サフィックスの f,s はそれぞれ、プレナム内冷却材、構造物を示す。

5. その他

(1) ミスト蒸着

$$\phi = h_D (C_s - C_{\infty})$$

$$Sh = \frac{h_D L}{D} = f (Gr, Sc)$$

$$Sc = \frac{v}{D}$$

$$C_s = P_s / RT$$

但し、 *φ*: 流体の蒸発速度(mol/m2s)、 *h_D*: 物質伝達率(m2/s)、 *L*: 代表長さ(m)
 C_s: 液面での蒸気濃度(mol/m3)、 *C_∞*: 雰囲気中の蒸気濃度(mol/m3)、
 Sh: シャーウッド数、 *Sc*: シュミット数、 *D*: 蒸気の拡散係数(m2/s)、
 v: 動粘性係数(*i*m2/s)、 *P_s*: 飽和蒸気圧(Pa)、*T*: 液面温度(K)、 *R*: 定数

 $\phi_V = \phi \cdot M / \rho_{sol} = h_D M C_s / \rho_{sol}$

- 但し、 ϕ_V : 流体の蒸発速度(m3/m2s)、 h_D : 物質伝達率(m2/s)、 C_s : 液面での蒸気濃度(mol/m3)、M: 分子量(kg/mol)、 ρ_{sol} : 蒸着後の 固体密度(kg/m3)
- (2) キャビテーション

[評価パラメータ]

hv:流体温度に相当する飽和蒸気圧力(m)

[参考文献]

1) 村松壽晴、山口彰: "多様な作動流体を用いた場合に顕在化する重要熱流動課題の摘出(研 究報告)"、JNC TN9400 2000-056、(2000)

3.2 炉心部熱流動の評価

ナトリウム冷却高速炉の炉心は 数百体の燃料集合体で構成される。 定格運転時から想定される様々な 過渡事象および事故時において、 これらの燃料集合体内の熱流動現 象を明らかにするとともに、燃料 の健全性評価に必要となる熱流動 データを提供することが炉心部熱 流動評価の役割である。

燃料集合体の構造イメージを図 3.2-1 に示す。実験炉「常陽」の場 合は 127 本、原型炉「もんじゅ」 の場合は 169 本の燃料要素(ピン) が集合体内に組み込まれている。 また、実用化段階の炉では一例で は 271 本など大型燃料集合体とな る。軽水炉と比べると増殖性の観 点から燃料ピンの間隔が狭くなる



図 3.2-1 燃料集合体構造イメージ

が、その間隔を保つスペーサ方式としては、燃料ピンにワイヤーを螺旋状に巻き付けピ ン同士の接触を防ぐワイヤースペーサ型が一般的である。これはタイトなピンピッチの 場合、グリッドスペーサ型に比べて相対的に圧力損失を低く抑え、かつ冷却材の混合(ミ キシング)を促進する効果を有する。冷却材であるナトリウムは、エントランスノズル から流入し、燃料ピンから熱を受け取りつつワイヤースペーサに沿って燃料ピン周りを 旋回しながら上昇し出口部より流出する。

燃料集合体内の熱流動として注目すべき主なポイントを挙げると次のようになる。

- ① 通常運転時燃料集合体圧力損失、温度分布
- ② 自然循環など低流量時熱流動(混合対流)
- ③ 高燃焼度化に伴う燃料変形の影響
- ④ 局所流路閉塞
- ⑤ 沸騰現象

以下、これらのポイントおよびその評価手法について述べる。

3.2.1 通常運転時燃料集合体圧力損失と温度分布

燃料集合体の圧力損失の評価は、燃料集合体ごと(炉心流量領域ごと)の適切な流量 配分および1次系ポンプ吐出圧の設定に不可欠である。「常陽」や「もんじゅ」の燃料集 合体の設計にあたっては、実寸大レベルのモデルを用いた水流動試験により圧力損失特 性を明らかにし、設計データとして使用している。これらの試験では、燃料ピンの太さ やピン配列ピッチ、ワイヤースペーサ巻き付けピッチなどをパラメータとしているので、 得られたデータは線出力の増大を狙った太径ピンの燃料集合体などの設計にも適用でき る(ただし、これらの実験相関式は、あくまで燃料集合体を1次元でモデル化した場合 の平均流速に対する式として求められていることに注意が必要である。後述するサブチ ャンネル解析においては、これらの相関式を直接用いることはできない。)。また、炉心 内における流量配分は、燃料集合体のエントランスノズル部の圧力損失で調整されるこ とから、この部分の圧力損失データも取得されている。エントランスノズル部について は、穴を通過する冷却材流速が速くなる場合、キャビテーションが発生する可能性もあ るので注意が必要である。

一方、燃料集合体内の温度分布は、集合体内軸方向/径方向出力分布、サブチャンネル(燃料集合体内の燃料ピンで囲まれた個々の流路)ごとの流量配分、ミキシング効果

(ワイヤースペーサ効果、乱流効果)などで決まってくる。この温度分布に関しては、 37本ピンバンドル体系(電気ヒーター加熱)を用いたナトリウム試験により、温度分布 傾向を確認するとともに、解析モデルに使用するミキシング係数を求めている。

燃料集合体全体の熱流動を解析する手法の代表的なものとしては、サブチャンネル解 析手法がある。これは各サブチャンネルを軸方向に分割したセルごとに冷却材流速・温 度を求めるもので、サイクル機構ではワイヤースペーサ型およびグリッドスペーサ型燃 料集合体に適用できる単相サブチャンネル解析コードASFREを有している¹⁾。サブチャ ンネル解析手法自体はいくつかのバリエーションがあるが、ASFREは質量、運動量およ びエネルギーの各保存式を結合して解くため、集合体内の逆流を含み高レイノルズ数流 れから低流量条件に到るまで解析することが可能である。特にワイヤースペーサモデル として、クロスフローやスワールフローを再現できる分布抵抗モデル(DRM: Distributed Resistance Model)²⁾を有するところに特徴がある。また、燃料ピン3次元 熱伝導モデルにより燃料ピン内部の温度分布も求めることも可能である。解析結果の一 例として、図 3.2-2 に「常陽」の燃料集合体における圧力損失に関する解析と実験の比 較を示す。これは集合体のある区間の圧力差を比較したものだが、定格運転状態から極 低流量に到るまで、実験結果を非常によく再現していることがわかる。さらに大型の燃 料集合体に対しても同様に良い一致を示すことを確認している。図 3.2-3 には集合体の 周方向の圧力分布の比較を示す。ワイヤースペーサの存在により周方向にも小さな圧力 分布が付くが、ASFREコードはそれすらも再現していることがわかる。一方、冷却材温 度分布については、定格運転状態を模擬した 37本ピンバンドルナトリウム伝熱流動試験 (PLANDTL試験)³⁾を解析した例を図 3.2-4 に示す。左側には流速ベクトルも併せて示 されるが、ワイヤースペーサの影響によるジグザグ流が再現されるとともに、それに伴 う温度のやや非対称となる分布も再現できている。

さらに詳細な流速/温度分布を評価することを目的として、局所詳細解析コード SPIRALの開発も行なわれている⁴⁾。これは燃料ピンや螺旋状に巻かれたワイヤースペー サの形状を忠実に模擬した上で詳細な解析メッシュを配置し、有限要素法により熱流動 場を解くものである。サブチャンネル解析コードはいくつかの未知入力パラメータ(壁

面粘性抵抗やワイヤースペーサ諸効果、壁面熱伝達率、乱流効果等に関するモデルパラ メータなど)があり、従来はそれを実験的に決定してきたが、ナトリウム試験は計測が 難しい上にコストがかかるという欠点がある。SPIRALコードがこれを代替することに より、設計評価にフレキシビリティを持たせると同時に予測精度の向上を図ることがで きる。現時点では集合体の局所に適用が限定されるが、コンピュータの処理能力がさら に向上すれば、SPIRALコードを集合体全体に適用することも可能となろう。



図 3.2-2 燃料ピンバンドル部の圧力差の比較



図 3.2-3 燃料ピンバンドル部周方向圧力分布の比較



図 3.2-4 定格運転条件での集合体内冷却材温度分布 (PLANDTL 試験との比較)

3.2.2 自然循環など低流量時の熱流動(混合対流)

高速炉の安全性を強化するものとして、一切の動的機器を使用せず自然循環のみで崩 壊熱を除去するシステムの採用が検討されている(自然循環評価の詳細は 3.5 節参照)。 自然循環のような低流量では、冷却材に働く力としては慣性力の効果よりも浮力の効果 の方が顕著となる。ナトリウム熱流動試験の結果を示す図 3.2-5⁵に見られるように、冷 却材流量が多く浮力の効果が無視できる場合には、周辺流れ効果(中央部よりもラッパ 一管に沿った周辺サブチャンネルの方が流路断面積が大きいため流れやすくなる効果) により、集合体中央部と周辺部の間で大きな温度差が生じるが、流量が少なくなると集 合体内において高温部の冷却材流量が浮力のために増加し、集合体内で流量再配分が起 こる。このため径方向の温度分布は平坦化してくる⁵。流動場と温度場との間で密接な相 互作用が見られる低流量領域の解析は比較的難しいが、ASFREコードはそのアルゴリズ ムおよび物理モデル上、このような流れに対しても適用可能である。図 3.2-6 に低流量 ナトリウム炉外試験(61 本ピンバンドル体系)⁶⁾の結果と解析結果の比較を示す。ASFRE コードは、計測誤差の範囲内で集合体内温度分布を良好に再現していることがわかる。

このような流量再配分効果は燃料集合体間でも生じる。「常陽」を用いた自然循環崩壊 熱除去試験においても流量再配分により、炉心出口温度が平坦化される方向に推移する ことが観測されている⁷。特に発熱密度が大きく異なる集合体が隣接している領域(炉



図 3.2-5 燃料集合体内冷却材温度分布に及ぼす浮力の効果





心、ブランケット、反射体などの各領域)の集合体出口温度および流量の評価には、集合体間の熱移行効果が大きく寄与することが確認されている⁸⁾。さらに、燃料集合体間のギャップ部のナトリウムの流れ(インターラッパーフロー)も少なからず炉心の温度分布

に影響を与える可能性がある。例えば、実用段階の炉の設計では崩壊熱除去のために炉 容器内に浸漬型直接炉心冷却器の設置が考えられるが、そこで冷却されたナトリウムは 上部プレナム内を下降し、炉心上部に到達、集合体間ギャップ部に潜り込みインターラ ッパーフローを形成する。この流れにより集合体は外側から冷却されることになる(条 件によっては集合体内部にも潜り込む。)。 インターラッパーフローの評価については、 水試験やナトリウム炉外試験によって、その挙動や集合体内温度への影響が定量的に確 かめられている^{9),10}。また、炉心部と上部プレナムをカップリングして解く全炉心熱流 動解析コードACTの開発もなされている¹¹⁾。図 3.2-7 には、7体の模擬燃料集合体を用 いて行なったナトリウム炉外試験で得られた温度分布を解析結果と比較した図を示す。 ACTコードによりインターラッパー部を含む温度分布が良好に再現されていることがわ かる。



図 3.2-7 模擬炉心部内冷却材温度分布

3.2.3 高燃焼度化に伴う燃料変形の影響

高速炉の実用化に向けては、軽水炉を含む他の発電形態と対抗し得る経済性の確保が 要求されることから、経済性向上の有力な方策として、高燃焼度化、高線出力化、長寿 命化など燃料の高性能化が指向されている。燃焼度が高くなると材料スエリングの発生 により燃料ピンバンドルがそれを収容しているダクト(ラッパー管)以上に膨張し、バ ンドルとダクトとの機械的相互作用(BDI:Bundle-Duct Interaction)が生じる場合があ る。このような状況が顕著になると、ワイヤースペーサ巻きピッチに沿った燃料ピンの 湾曲が大きくなり、燃料ピンとダクトの間隔が狭くなり被覆管の熱的健全性に影響する 可能性がある。工学的成立性のためには、スエリングや熱の影響による燃料被覆管の変 形および変形下における詳細な温度分布の予測評価がされ、過度な保守性を排除した合 理的な安全裕度の確認がされなければならない。

BDIが生じた場合、それが流動特性に与える影響を明らかにするため、直径 7.5mmの ピンから成る模擬燃料集合体を 6 面から均等にかつ連続的に圧縮できるラッパー管に挿 入した試験体を用いて水流動試験を行なった。BDIはラッパー管を圧縮させることによ って模擬し、3dw(dw: ワイヤー径)までのBDI範囲について圧力損失と冷却材混合特性を 測定した。この結果、摩擦圧力損失はバンドルとダクト間に間隙があるノミナル状態(-1.4dw)からバンドル外周がダクト壁面に接する 0dw状態まで圧縮されると約 10%増加す るが、さらに圧縮を進めても(~3dw)それ以上はほとんど増加しないこと、また、冷却材 混合特性も変形量 3dwまでは大きく変化しないことなどが明らかとなった。

この燃料変形時の熱流動挙動の評価においては、構造材の変形と冷却材温度分布が相 互に影響し合うことから、高精度の予測には熱流動解析と燃料変形解析の連成が必要と なる。そこで、上述のASFREコードに対して変形の情報を反映できるよう工学モデルの 改良を行なうとともに、燃料集合体変形解析コードBAMBOO¹²⁾と連成解析を可能とする システムの構築を行なっている。この2つのコードを用いた連成解析結果例を図 3.2-8 に示す。これは 169 本燃料ピンバンドル体系の発熱中心付近の断面図を示したものであ るが、変形前と比べて燃料ピンの膨れとワイヤースペーサの位置関係から燃料ピンが下 方向にシフトし、その影響で冷却材温度分布も非対称性が強くなることがわかる。物理 的に妥当な解が得られているものの、さらにいくつかの高燃焼度燃料集合体解析を通し て、評価精度の検証を行う必要がある。一方、変形に対するASFREコードの工学モデル の適用性については、SPIRALコードを用いて変形流路内の詳細な圧力損失や熱伝達率 を評価し、これらを工学モデルに反映することにより、解析の予測精度が確保される。 これまで、複雑形状内における熱流動評価を昨今の高性能コンピュータを利用する ことにより解明する土壌が整いつつある。



図 3.2-8 169 本燃料ピンバンドル水平断面内冷却材温度分布変化

3.2.4 局所流路閉塞

高速炉の燃料集合体は、高エネルギー側での核分裂効率化のため稠密な燃料格子構造

となっており、その線出力も軽水炉等に比べて2倍以上に高く設定されている。このた め、異物の混入により燃料ピンの冷却が阻害されたり、何らかの原因で正の反応度が投 入され発熱量が増加するなど、局所的に発熱と除熱のバランスが崩れた場合、燃料ピン の損傷もしくは炉心物質の溶融により熱的に損傷領域が拡大する懸念がある。このよう な理由から、発熱/除熱のバランスが崩れる事象、いわゆる燃料集合体局所異常/事故 は、高速炉の安全評価上重要な事象として認識されている。

燃料集合体局所事故の起因事象は、燃料製作時の濃縮度異常等による局所発熱、異物 混入等による局所閉塞、統計的な燃料ピン破損であるランダム破損と、大きく3つに分 類することができる。興味深いことは、これらの事象進展を考察する際に、いずれのシ ーケンスにおいても流路閉塞事象の評価が不可欠となることである¹³⁾。従来、流路閉塞 の研究は平板状の閉塞物を想定して行なわれてきたが(例えば文献 14)、フランスやド イツで行なわれた閉塞形成試験^{15),16)}によれば、ワイヤースペーサ型燃料ピンバンドル体 系において平板閉塞という仮定は過度な保守性を与えるもので、むしろポーラス状の閉 塞が最も現実的な設定であることが明らかにされた(グリッドスペーサ型燃料ピンバン ドルは平板タイプの想定が妥当)。 このポーラス状閉塞は、製作時の切り粉などの混 入物、あるいはポンプで粉砕されたルースパーツや離脱したワイヤースペーサなど によって生じると想定される。異物を(大量に)混入させた閉塞形成試験では、ま

ずワイヤーに沿って異物が蓄積し、その部分 を中心に異物が流れ方向に厚みを持って集積 することが観測されている。

このようなワイヤースペーサ型集合体におけ るポーラス状閉塞を対象として、閉塞物内外の 熱流動特性を明らかにするとともに、解析評価 手法開発用のデータ取得のため、閉塞物を構成 する粒子スケールの試験から燃料ピンバンドル 体系の試験までスケールを変えた実験研究 (CCTL-LF)がなされている。一例として、図 3.2-9に37本ピンバンドル体系を用いたナトリ ウム試験体の概要を示す。これは実機と同等の ピン径およびピンピッチを有するバンドル体系 で閉塞物内外の温度分布測定を実施したもので



図 3.2-9 ポーラス状局所流路閉塞 炉外試験体 (CCTL-LF)

ある¹⁷⁾。ポーラス状閉塞物はSUS304 製の球状粒子(粒子径 0.34 mm)を焼結して空隙 率 40%で製作し、集合体内に周辺 2 列の 14 サブチャンネルを閉塞するよう配置した。 この設定は、閉塞粒子径がワイヤーの 1/3 程度と小さく、かつサブチャンネル内のワイ ヤーの有無によらず連続したサブチャンネルを閉塞させており、流路を低い空隙率を保 って一様に広い範囲で閉塞している点で実際の閉塞形態に比べて高い保守性をもたせて いる。試験はヒーター出力および試験体流入流量をパラメータとし、流量条件について は実機定格条件の 107.5~10%、ヒーター出力については最大 60%出力まで幅広く変化

させて試験を実施した。試験の結果、閉塞物内部の温度は流れ方向に急激に上昇し、周 囲の3サブチャンネルが全て閉塞しているサブチャンネルに接する模擬燃料ピン表面の 流れ方向下流位置において集合体内最高温度が観測された。また、高出力・流量条件(流 量30%以上)と低出力・流量条件(流量15%以下)では閉塞物内部の冷却材温度および ヒータピン表面温度の分布が異なることが判明した。高出力・流量条件において、健全 サブチャンネルに接する内側閉塞サブチャンネル内の流れ方向の温度分布は閉塞物周辺 の流動場の影響を受け、ラッパー管に接する外側の閉塞サブチャンネルにおいては鉛直 方向流れが支配的で流れ方向に温度が上昇し、水平方向断面内で温度分布が生じている ことが分かった。一方、低出力・流量条件においては、閉塞物内部の水平断面内でほぼ 一様な温度分布となることが分かった。また、この試験の閉塞条件では、閉塞物上端か らワイヤー巻きピッチ(L=200[mm])の1/4の高さで閉塞物下流に生じる後流域は消滅 し、鉛直方向流れが支配的な領域となることが明らかになった。

局所閉塞時の燃料集合体内熱流動評価としては、ASFREコードをベースとして、各種 実験から得られた知見をもとにポーラス状閉塞モデルなどを作成し、これらを組み込む ことによって解析手法を構築している。ASFREコードの検証としては、フランスで実施 された 19 ピンバンドル体系中心流路閉塞ナトリウム炉外試験Scarlet-2、およびサイク ル機構で実施した 37 ピンバンドル体系周辺流路閉塞ナトリウム炉外試験CCTL-LFの試 験解析がなされている。例として図 3.2-10 にCCTL-LF試験解析の結果を示す。これら の試験解析より、ASFREコードは閉塞領域内を保守側に評価するとともに、燃料集合体 内全体の温度分布を良好に再現することが確認された。さらに、検証されたASFREコー ドを用いて、大型燃料集合体(217 ピンバンドル体系)におけるポーラス状流路閉塞解 析を実施し、閉塞物空孔率、閉塞位置、流路閉塞割合といったパラメータが冷却材温度 上昇に与える影響を把握した。結果の一例を図 3.2-11 に示す。同じ流路閉塞割合でも、 閉塞位置、閉塞形態によってピーク温度が異なってくるのは、基本的には閉塞された領 域への入熱と通過できる流量とのバランスで冷却材温度が決まってくるためである。す なわち、通過流量は集合体内流量配分、閉塞物空孔率、隣接サブチャンネルの閉塞の有 無、および閉塞物後流側の流況に影響されるため、出力/流量比の高い中心部での閉塞 でピーク温度が高く、隣接サブチャンネルが閉塞していない千鳥格子状閉塞で最も温度 が低くなる。ワイヤースペーサ型燃料集合体で発生する閉塞としては千鳥格子型が最も 有り得る形態であることを考慮すると、非発熱ポーラス状閉塞ではピン破損に至るよう な厳しい温度上昇となる可能性は低いと考えられる18)。



図 3.2-11 流路閉塞割合と冷却材相対温度上昇の関係

3.2.5 沸騰現象

原子炉運転時のナトリウム温度は最高温度部でも飽和温度を超えることはなく、ナト リウムが沸騰することはない。しかし、事故状態を大幅に超えた条件を想定した場合に は、ナトリウムが飽和温度を超える事象が考えられるため、各種のナトリウム沸騰試験 を行い、多くのデータを蓄積してきている。サイクル機構では、ナトリウム過渡沸騰試 験装置(SIENA 装置)、崩壊熱沸騰試験装置(DHB 装置)、およびプラント過渡応答試 験施設(PLANDTL)を用いた炉外試験を実施してきたが、ここでは、崩壊熱除去運転 時の事故を想定した低流量・低熱流束状態のナトリウム沸騰現象について紹介する。

SIENA装置を用いた沸騰試験では①自然循環条件での二相流の流動様式、②沸騰除熱 特性等を調べ、高熱流束下での沸騰との比較を行った^{19),20)}。沸騰条件に達したのちの二 相流流動様式は、熱流束・流量のミスマッチを増加させるにしたがい、気泡流からスラ グ流へと遷移し、気泡スラグの浮上、消滅、再発生という規則的沸騰形態に達する。こ の時の気液界面は、高熱流束下での沸騰と異なり、集合体中心から周辺にわたる横方向 のダイナミックな形状変化をするという特徴がある。発熱部からの除熱は、液膜の蒸発、 蒸気・液滴噴霧流による熱輸送に依存しているものと結論され、ドライアウトは液膜の 消失、すなわち、流動様式が環状噴霧流から噴霧流へと遷移することに対応付けられる。 この条件は、発熱部出口での蒸気質量流量比が 0.5 以上となる熱流束・流量ミスマッチ 条件と一致した。これらの実験デー

タは世界的にも稀少なものであり、 これまで諸外国との情報交換の一部 として有効に利用されている。以上 の環状流モデルは、安全解析コード PIBRA-IIの沸騰モデルの開発に反 映され、実験解析の結果、低熱流束・ 低流量沸騰に対しても満足しうる結 果を得ることができた。しかしなが ら、PIBRA-IIコードは全般的に保守 的評価をもたらす傾向があるため、 後述するように、さらに高度なモデ ルを使用する二相流解析コード SABENAが開発された。

熱流束や流量が低いほど集合体内 での沸騰事象と熱輸送系ループの流 動特性との結合が強くなるので、崩 壊熱レベルでの沸騰試験では原子炉 の条件を忠実に模擬することが必要 となる。そこで、集合体出入口の温 度や圧力境界条件を原子炉条件と良



図 3.2-12 ナトリウム沸騰におけるドライアウ トデータおよび除熱限界評価式²¹⁾

3.2-11

好に一致させることができる DHB 装置を用いて、崩壊熱出力レベルでの沸騰試験を実施した。この試験では、実機燃料集合体の燃料ピンの形状・寸法、発熱分布等の軸方向諸元を可能な限り模擬した 37 本ピンバンドル試験体を用い、生じる沸騰現象が実機燃料集合体規模での沸騰現象を代表し得るよう配慮された。試験の結果、発熱長や発熱分布が異なる試験体を用いて得られた SIENA 装置での沸騰試験データとドライアウト時の流動パターンには共通性があることがわかった。これによって、これまでに得られた数多くのドライアウトデータを矛盾無く関係付ける除熱限界熱流束(CHF)相関式が、図 3.2-12 に示すように定式化できている。

燃料集合体内のナトリウム沸騰現象を最確評価するため、二流体モデルに基づくサブ チャンネル解析コードSABENAが開発されている²²⁾。SABENAコードは、これまでサイ クル機構やドイツの研究所(FZK)における炉外沸騰実験等の解析に適用され、沸騰領域の 拡大・収縮挙動、ドライアウト挙動等を含む各種物理現象の正確な模擬が可能であることが 示されている²³⁾。また、SABENAコードを適用して国際ベンチマーク演習に参加する等の活 動により、高速炉の安全性に関する国際的なコンセンサス形成にも貢献している。二流体モ デルの課題としては、まず多大な計算コストを要することが挙げられるが、これは近年のコ ンピュータの飛躍的な発展により、ベクトル化・並列化などで幾分解消されつつある。また、 燃料集合体中の熱流動状況に対称性を仮定できる場合には、詳細なサブチャンネル解析を行 なうまでもなく、集合体を二次元リング状に近似することで十分な精度が得られることも確 認されている。次に、幾つかの構成方程式に内在するモデル上の不確定性がある。特に液相 ー気相間のモーメンタム交換および高ボイド領域での液滴のエントレインメントや輸送を考 慮したモデルにより従来の解析結果を改善できたが、蒸気凝縮量計算モデルおよびドライア ウト挙動解析モデルの詳細化等に改良の余地がある。

[参考文献]

- H. Ohshima, H. Ninokata : "Analysis of Thermal-hydraulic Behavior in a Fast Reactor Fuel Assembly with Porous Blockages", Proc. 4th Int. Seminar on Subchannel Analysis (ISSCA-4), pp323-333、 Tokyo (1997).
- 2) H. Ninokata, et al. : "DISTRIBUTED RESISTANCE MODELING OF WIRE-WRAPPED ROD BUNDLES", Nucl. Eng. Des, 104, pp.93-102 (1987).
- 3) 早船 浩樹、他:"FBR 燃料集合体内ナトリウム沸騰試験・解析"、日本原子力学 会 1993 年春の年会、D15 (1993).
- 4) 大島 宏之、他:"高速炉燃料集合体内詳細熱流動解析手法の開発(2)"、JNC TN9400 2003-045 (2003).
- 5) 磯崎 三喜男他:"混合対流下における高速炉燃料集合体の伝熱・流動試験(Ⅱ) -ナトリウムの中の浮力効果-"、日本原子力学会昭 61 分科会要旨集、B44 (1986).
- 6)家田芳明、他: 高速炉における自然循環崩壊熱除去に関する研究(I) ーナトリウム試験により解明すべき炉心部熱流動現象-"、日本原子力学会 1993 年春の年会、 D10 (1993).

- 7)S. Yoshikawa, et al.: "INTEGRATED ANALYSIS OF NATURAL CIRCULATION TEST IN JOYO USING SSC-LAND COMMIX-I A", Proc. Int. Topical Mtg. on Nucl. Reactor Safety, Knoxville, pp.293-300 (1985).
- 8) A. Yamaguchi, et al. : "PLANT-WIDE THEMAL HYDRAULIC ANALYSIS OF NATURAL CIRCULATION TEST AT JOYO WITH MK-2 IRRADIATION CORE", Proc. 4th Int. Topical Mtg. on Nucl. Reactor Thermal Hydraulics, Karlsruhe (1989).
- 9) H. Kamide, et al., : "INVESTIGATION OF CORE THERMOHYDRAULICS IN FAST REACTORS-INTERWRAPPER FLOW DURING NATURAL CIRCULATION", Nucl. Tech., Vol.133, pp.77-91 (2001).
- 10) M. Nishimura, et al. : "Transient experiments on fast reactor core thermal hydraulics and its numerical analysis inter-subassembly heat transfer and inter-wrapper flow under natural circulation conditions", Nucl. Eng. Des., Vol.200, pp.157-175 (2000),.
- 11)H. Ohshima : "Development of computer program for whole core thermal-hydraulic analysis of fast reactors", Proc. 10th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICONE10), Arlington, ICONE10-22034 (2002).
- 12) T. Uwaba, K. Tanaka : "DEVELOPMENT OF A FAST BREEDER REACTOR FUEL BUNDLE-DUCT INTERACTION ANALYSIS CODE-BAMBOO : ANALYSIS MODEL AND VALIDATION BY THE OUT-OF-PILE COMPRESSION TEST", Nucl. Tech., Vol.136, No.1, pp.14-23 (2001).
- 13) G. J. Vaughan : "CDFR RISK ASSESSMENT", Sci. & Tech. of Fast Reactor Safety, Guernsey (1986).
- 14) K. Yamaguchi, et al. : "Boiling and Dryout Conditions in Distributed Cluster Geometry and Their Application to the Liquid –Metal Fast Breeder Reactor Local Fault", Nucl. Sci. & Eng., 88, p464 (1984).
- 15) G. L. Fiorini, et al.: "The ABACUS Program: Experimental Study of Phenomenology Involving Subassembly Blockage", Proc. LMFBR Safety Topical Mtg., Lyon, Vol.IV, p239 (1982).
- 16) C. von Minden, G. F. Shultheiss : "Upon Local Blockage Formation in LMFBR Fuel Rod Bundles with Wire-Wrapped Spacers", 10th Liquid Metal Boiling Working Group (LMBWG) Mtg. (1982).
- 17)小林 順: 燃料集合体ポーラス状閉塞における温度場の特性-37 ピンバンドル体 系ナトリウム試験"、PNC TN9400 2000-025 (1999).
- 18)H. Ohshima, et al. : "ANALYSIS OF THERMAL-HYDRAULIC BEHAVIOR IN A FAST REACTOR FUEL SUBASSEMBLY WITH POROUS BLOKAGES", Proc. Int. Mtg. on Advanced Reactor Safety (ARS'97), Orlando Vol. II, pp.1157-1164 (1997).

- 19)K. Haga : "Natural Convection Sodium Boiling Experiments in 37-Pin Bundle Geometry", J. Nucl. Sci. Tech., Vol.20, pp.902-914 (1983).
- 20)K. Yamaguchi : "FLOW PATTERN AND DRYOUT UNDER SODIUM BOILING CONDITIONS AT DECAY POWER LEVELS", Nucl. Eng. Des., Vol.99, pp.247-263 (1987).
- 21) 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター: 動力炉の実用化をめざして、 PNC ZN9410 90-031、第7章(1990)
- 22) 二ノ方壽、他: "A Summary Description of Physical and Numerical Models and Validation of the SABENA Code", PNC ZN9410 88-162 (1988).
- 23) H. Ninokata, et al. : "Experimental Validation of the Subchannel Two-fluid Model Code SABENA with Out of Pile Sodium Boiling Experiments", Proc 4th Int. Topical Mtg. on Nucl. Reactor Thermal Hydraulics, Karlsruhe, Vol.1, pp.547-554 (1989).

3.3 プレナム熱流動の評価

本節では原子炉容器プレナム内の熱流動現象の中で代表的事例である温度成層化とサーマルストライピングについて述べる。また、それらに関連する数値解析コードを紹介する。

3.3.1 原子炉冷却システム

中間熱交換器で2次系ナトリウムと熱交換を行い低温となったナトリウムは、原子炉容器の下 部プレナムに流入する。下部プレナムには燃料集合体のエントランスノズルがあり、そのオリフ ィス孔からナトリウムが燃料集合体内に流入し、燃料要素を冷却しながら上昇する。燃料集合体 から流出する高温ナトリウムは、燃料集合体の上部にある炉心上部機構(UIS)下面に衝突し、 その大部分は水平方向流れとなって上部プレナム内に流入する。上部プレナム内には通常、UIS、 出入口配管、崩壊熱除去系の熱交換器などが存在するため、これら構造物と流動場との相互干渉 によって上部プレナム内は複雑な流動場を呈することになる。局所的な流れの滞留、偏流、キャ ビテーション、自由液面での渦等が生じないよう、炉内構造物の配置などに適切な配慮が必要で ある。

原子炉スクラムの直後、制御棒の挿入により炉心出力が急減に減少する。出力の低下により、 炉心で温められなくなった低温ナトリウムが、高温ナトリウムで満たされている上部プレナム内 に流入する。このとき、上部プレナム内に温度差が生じ、浮力の効果によって上部プレナム内の 下層に低温ナトリウムの領域、またその上層に高温ナトリウムの領域が生じ、この境界に温度成 層界面が形成される場合がある。これを温度成層化現象(サーマルストラティフィケーション) と呼んでいる。温度成層化現象に関しては、**3.3.2(1)**において説明する。

また、炉心部の半径方向温度分布が均一になるよう、燃料集合体のエントランスノズルにある オリフィス孔の数が調節される。発熱量の大きい炉心中心部ではナトリウムの流量が大きく、発 熱量の小さい周辺部では小さくなるように設計されている。集合体出口でのナトリウム温度・流 速は、燃料集合体ごとに異なり、一様ではない。特に、制御棒案内管では燃料による発熱がない ため、低温ナトリウムのまま上部プレナムに流入し、燃料集合体を冷却して高温になったナトリ ウムとの流体混合による温度ゆらぎが、局所的ではあるが、恒常的に発生することになる。この ような流体混合に伴う温度変動が構造材表面に伝わることによって構造材表面に熱過渡が生じ る。このような現象をサーマルストライピング現象といい。この現象による高サイクル熱疲労に 対して配慮する必要がある。サーマルストライピング現象に関しては **3.3.2(2)**において説明する。

3.3.2 プレナム内熱流動現象

(1) 原子炉上部プレナム内温度成層化現象

外部電源喪失などによる原子炉スクラムの直後には、制御棒の挿入によって炉心出力は急激に 低下し、また、スクラムとほぼ同時に、主循環ポンプは大容量の駆動モータから小容量のポニー モータに切り替わり主循環流量が低下する。スクラム後は、燃料集合体に流入した低温ナトリウ ムが、炉心で温められずに上部プレナム内に流入することになる。このとき、スクラム直前まで 高温ナトリウムで充満されていた上部プレナム内に低温ナトリウムが流入するため、上部プレナ ム内に温度差が生じ、浮力の効果によって上部プレナム内の下層に低温ナトリウム領域が、その 上層に高温ナトリウム領域が生じ、この境界に温度成層界面が形成される場合がある。これを温度成層化現象(サーマルストラティフィケーション)と呼んでいる。図 3.3-1 に温度成層化現象の概略を示す。



図 3.3-1 温度成層化現象の概要

スクラム直後には、燃料集合体から流出する低温ナトリウムの慣性力は大きいが、時間の経過 に伴い低温ナトリウムの慣性力は小さくなり、燃料集合体から流出する低温ナトリウムの慣性力 と、低温ナトリウムと上部プレナム内の高温ナトリウムとの密度差による浮力とのバランスによ っては、ナトリウムが上部プレナム内で混合せず、温度成層化が解消されずに複雑な挙動を示す ことがある。

温度成層化現象が発生すると、①上部プレナム内の有効混合体積が減少するため炉心出口温度 の過渡変化が緩和されることなく、出口ノズルや一次系配管にまで達することになり、これらの 機器に比較的大きな熱過渡を与えること、②成層界面近傍では軸方向に温度勾配が大きく、また 時間とともに界面が移動すると炉容器壁面や炉内構造物に熱過渡を与えることになる。

一般的にナトリウム冷却型高速炉では、①冷却材(ナトリウム)の熱伝達特性が良いこと、② 構造材料のステンレス鋼の熱伝導率が比較的悪く、熱膨張率が大きいこと、③冷却材の原子炉出 入口温度差が大きいうえに、冷却系配管が長く熱輸送遅れが大きいこと等の理由により、構造材 に作用する熱過渡は軽水炉等に比べて厳しくなる。温度成層化現象による熱過渡を緩和するため には、冷却材流路の工夫や、原子炉容器の内側に沿って熱遮へい板(サーマルライナー)を張る などの設備対応が図られる。例えば、「もんじゅ」の上部プレナムの内部は内筒と呼ばれる円筒 形の壁で仕切られており、炉心から流出した高温ナトリウムが炉壁に直接到達しないようになっ

3.3 - 2

ている。さらに、内筒にはフローホールといわれる穴が設けられ、その穴の位置や寸法は内筒か ら流出したナトリウムの定常時および過渡時の流況を最適にするように決められた(図 4.2-2 参 照)。

成層化は時間の経過とともに解消され均一な温度分布になっていくが、均一化に要する時間は 流動条件および作動流体の熱伝導率などの物性値によって異なる。例えば、炉心から流出する流 れ(慣性力)が強ければ、流れの乱れによって生成される対流渦によって周囲流体と混合し(乱 流混合)、温度成層形成直後の急峻な温度勾配が次第に緩やかな温度勾配を持つようになる。こ のような乱流混合が支配的に作用する場合、温度成層の解消は比較的早い。しかし、炉心から流 出する流れ(慣性力)が弱い場合には、温度成層の解消は主として境界面での限られた領域にお ける流体の熱伝導によって解消に向かうため、非常に長い時間経過が必要となる。実際には、乱 流混合と熱伝導による複合現象によって、温度成層が解消される。構造健全性評価では、成層界 面における温度勾配と温度成層界面位置の上昇速度が重要となる。また、温度成層化現象はプレ ナム上部の層流化した高温域と、炉心出口流れの影響下にあるプレナム下部の低温域との間で乱 流強度に極端な違いが生じるのが特徴である。

温度成層化現象を対象とした模擬試験を行う際には、幾何形状、作動流体の種類、流量や温度 などの境界条件等、全ての条件を実際の原子炉に一致させることは不可能であり、実機と試験装 置との無次元数による相似則が検討される。水やナトリウムのような非圧縮性流体の流れ場と温 度場を支配する無次元パラメータとして以下のものがあげられる。

Re =
$$\frac{L \cdot V}{v}$$
, Fr = $\frac{V}{\sqrt{gl}}$
Ri = $\frac{\Delta \rho \cdot g \cdot L}{\rho \cdot V^2}$, Pe = Pr·Re
Re : $\nu \ell J \mu \chi$ 数
Fr : $\mathcal{D} \mu - \mathcal{F}$ 数
Pe : $\mathcal{D} \rho \cup \chi$
Pr : $\mathcal{D} \mathcal{D} \vee \chi$
Ri : $\mathcal{D} \mathcal{F} \tau - \mathcal{F} \mathcal{D} \chi$ 数
Ri : $\mathcal{D} \mathcal{F} \tau - \mathcal{F} \mathcal{D} \chi$ 数
Q : $\mathcal{C} \tau$
V : 代表流速
 ν : 動粘性係数
g : 重力加速度
 ρ : 流体の密度
 $\Delta \rho$: 密度差

模擬試験では、これら全ての無次元数を一致させることは不可能であり、温度成層化現象を検 討する際には、リチャードソン数(Ri)を中心にした検討がされる。

これまでに、「もんじゅ」上部プレナムを模擬した 1/10 と 1/6 縮尺モデルがナトリウム流動試

3.3 - 3

験のために、1/10 と 1/7 縮尺モデルおよび実寸大の 1/3 セクタモデルが水流動試験のために供せ られ、現象解明と炉容器各部における温度変化の予測が行われた ^{1),2)}。図 3.3・2 に示すように、 レイノルズ数 (Re) とリチャードソン数 (Ri) によって実験結果を整理することで、温度成層 化の有無について判別することができる。温度成層化の有無は、作動流体のいかんにかかわらず、 炉容器の直径を代表長さにとったリチャードソン数によることが判明した。このリチャードソン 数 (Ri) のしきい値は、2x10³から 3x10³の間にある。ここで、レイノルズ数 (Re) およびリチ ャードソン数 (Ri) は、炉容器の直径を代表長さ、流入流量をプレナム断面積で割った断面平均 値を代表流速としている。



図 3.3-2 温度成層化現象が発生する条件 1)

模擬試験によって原子炉内の熱流動現象を把握することができるが、実験で得られるデータは 空間的に離散的なものになってしまううえ、模擬対象とする体系が変更となるたびに実験装置を 変更・製作しなければならず、実験によるアプローチは必ずしも合理的とはいえない。そこで、 数値解析によるアプローチが重要となる。最近の計算機環境の目覚しい発達に伴い、過去には不 可能であった原子炉規模の大きな体系を対象とした数値解析を行うことが可能となっている。

温度成層化現象の数値シミュレーションにおいては、温度境界近傍の乱流場を正確に再現する ことが重要となる。後述のように乱流渦の非等方性の考慮が重要である。つまり、温度勾配の生 じる鉛直方向と水平面方向で同程度の大きさ、同程度の強さの渦運動があり、渦による拡散が同 程度であるという等方性を仮定した場合よりも、鉛直方向と水平面方向では渦スケール、程度が それぞれ異なっているという非等方性を仮定して解いた数値計算結果の方が実験結果の模擬性 がよい。温度成層界面での混合メカニズムは、局所的な流れによって異なるため一概には言えな いが、温度成層界面でのせん断による比較的小さなスケールの渦による拡散や、もう少し大きな 対流渦によって境界面が削られる等によって混合する。温度成層近傍の局所的な流れは、上部プ レナム内の全体的な流れによって決定されるため、微細スケールの温度境界近傍と大スケールの 上部プレナム内流動と、異なるスケールで生じる現象を同時に解かなければならないという難し さがある。現状の数値解析においては、上部プレナム内をできるだけ詳細に解析できるよう計算 格子の配置に工夫を凝らしているが、発生位置が予め推測不能な温度成層界面近傍に対して十分 な分解能を持つ詳細な計算格子を配置することは不可能である。このため、温度成層界面近傍に おける温度拡散の予測精度の良否は、乱流モデルに依存するところが大きい。

温度成層化現象を精度よく予測解析するため数値拡散誤差を低減する高次差分法と、乱流輸送 現象を評価するために k-ε 2 方程式乱流モデルを組み込んだ AQUA コードが開発されている ^{3),4),5)}。AQUA コードを用いて、上部プレナム内の温度成層化現象に係る水実験を対象とした数 値解析を実施し、実験で観察された成層界面の振動とそれに付随した温度変動を再現することが できた(図 3.3・3 参照)。特に、高次差分法を採用することによって、従来までの解析では再現 出来ていなかった温度成層界面の上下揺動による温度振動が的確にシミュレートすることがで きるようになった。多次元の熱流動解析を行う場合には、数値拡散防止の観点から運動式には、 QUICK 法、エネルギー式には QUICK-FRAM 法あるいは修正 EXQUICSITE 法を使用するの が良いという結論を得た^{5),6)}。



図 3.3-3 温度成層界面の振動に付随した温度変動 5)

図 3.3・4 に「もんじゅ」の上部プレナム(内筒上端まで)を 1/10 縮尺で模擬した試験体を用いて行われたナトリウム実験結果の成層界面位置の時間経過を示す⁷。横軸は時間経過を示している。縦軸は成層界面の位置を示しており、82mmの位置が炉心出口部となっている。高次差分k-ε2方程式乱流モデルによる数値解析では、図 3.3・3 に示したように界面に大きなゆらぎが生ずるような過渡現象の場合には模擬性は高いが、ナトリウム中実験のような界面のゆらぎがない場合には、成層界面位置に関して解析値は実験値より小さめの値となることが分かった。この原因は、k-ε2方程式乱流モデルの場合、温度成層界面より上方での乱流熱流速を過小評価していることに起因していた。そこで、乱流モデルの改良を行い、乱流挙動の非等方性を考慮する応力代数式乱流モデル等の高次乱流モデルを使用したところ、実験結果を良好に再現でき、このことが温度成層化の解析には必須であることが分かった。温度成層化の解析において、乱流の等方

3.3 - 5

性を仮定した k-ε 2 方程式乱流モデルよりも乱流の非等方性分布(空間分布)の考慮が重要で あり、これまでに多くの水およびナトリウムを作動流体とする実験に対する検証解析により、上 記の乱流の非等方性効果を考慮できる応力代数式(ASM)モデルが温度成層化現象に対しても適 用できることを確認している。



図 3.3-4 乱流モデルの違いによる温度成層界面の上昇特性 7)



図 3.3-5 AQUA コードによる原子炉上部プレナム内熱流動解析の例®

図 3.3-5 は ASM (応力代数方程式) モデルを用いた AQUA コードによる解析の一例を示した もので、定格運転時(左側)には上部プレナム内が高温ナトリウムに満たされ、概ね一様な温度 となっているのに対し、スクラム後 300 秒(右側)では炉心出口からの低温ナトリウムによっ て上部プレナム内下層領域が満たされ、その上層領域との間に温度成層界面が生じている様子を 見ることができる⁸。

(2) サーマルストライピング現象

定格運転時の炉心出口近傍では、炉心構成要素ごとに出力および流量が違うことから、例えば 燃料集合体と制御棒案内管の出口部冷却材間に100℃以上の温度差が生じ、それらが混合する過 程で温度ゆらぎが発生する。高温と低温の流体が混合する過程で生じる温度ゆらぎによって構造 物に熱応力が発生し、高サイクル疲労が生じる現象をサーマルストライピング現象と言う。この ような温度ゆらぎにより、炉心上部に位置する構造物の表面近傍は高サイクルの熱応力を受ける ことから、供用期間中における炉内構造物の疲労損傷とその健全性を合理的に評価する観点から、 サーマルストライピングに関する解析的評価手法の高度化が求められている。特に、高速炉では ナトリウムの熱伝導率が大きいことから構造材の温度が流体の温度変動に追従しやすい特徴が ある⁹。

AQUA による解析結果の一例を縮尺模型の水実験結果と比較して図 3.3・6 に示す。図は中心に 制御棒案内管(出口温度 20℃、流速 0.19m/s)、周辺に 6 体の模擬燃料集合体(出口温度 30℃、 流速 0.85m/s)を配置し、出口から 25mm 上方に下端部が位置する直径 100mm の制御棒案内 管円筒中心と、外壁に沿った軸方向の温度ゆらぎについて解析と実験を比較したものである。温 度ゆらぎの空間分布(平均温度に対応する低周波数成分)に関する実験値と解析値とは良く一致 している ¹⁰。また、サーマルストライピングの評価では、上述のような温度ゆらぎの空間分布だ けでなく、平均温度まわりで変動する高周波数成分の評価も必要である。このため、局所・瞬時 の Navier-Stokes 方程式を数値的に解く直接シミュレーション手法による解析コード DINUS-3 を開発し、流体混合過程における高周波成分の減衰特性の評価に適用できることを確認した ^{10,11}。



図 3.3-6 制御棒案内管での軸方向温度ゆらぎの実験値と解析値との比較 10

また、水を作動流体とし、3本のスリットから平行に温度の異なる流体が噴出する体系で、流体中の混合過程を研究する基礎的な試験が進められている。試験での流れの様子を可視化したものと差分法に基づく複数の多次元解析の結果(温度コンター)を図 3.3・7 に示す。中心の低温噴流は左右に振動しており、解析によりその様子が模擬されている。解析による流体混合の予測では、一般的な乱流解析手法である k・ ε 2 方程式乱流モデル、その改良モデルでもある低 Re 数型乱流応力・熱流束方程式モデル、そして乱流モデルを一切用いない直接シミュレーションコード(対流項に3次風上差分を用いている) DINUS-3 による解析結果を比較している。解析結果と可視化実験結果および超音波を用いた流速分布測定や、粒子画像流速測定法による速度場の変動挙動の測定結果とを比較した結果、DINUS-3 による解析結果は乱流モデルを用いた他の結果よりも実験結果の模擬性が良いことが分かった^{12,13}。

また、DINUS-3 コードは、上部プレナム内の熱流動解析の他に、上流側にエルボ(90°曲が り配管)を有するT字配管合流部におけるサーマルストライピングの影響評価解析にも用いられ ている。DINUS-3 を用いた数値解析により、サーマルストライピング現象が原因となって配管 溶接部から亀裂が進展しナトリウム漏えいに至ったことが判明し、破損に至ったメカニズムにつ いても推定することができた¹⁴。

なお、「もんじゅ」の炉心上部におけるサーマルストライピングに関しては、燃料集合体と制 御棒案内管の実寸大の7体モデルを用いて実機条件でのナトリウム中試験を行い、高低温ナトリ ウムの流体混合による温度ゆらぎと周辺の構造材の温度応答を詳細に調べた。試験期間中のデー タに基づき統計的な処理を行うことにより、実機の供用期間中の高サイクル疲労評価が行われた。 また、構造対応としては UIS の高サイクル疲労の厳しい部位に対して、優れた高サイクル疲労 強度を持つインコネル 718 (2.3.2 参照)の薄板で被覆する対策がとられた(4.2.1 参照)。



図 3.3-7 3 噴流体系サーマルストライピング試験と数値解析結果との比較 12)

3.3.3 数値解析コード

定格運転時から事故時にわたる原子炉容器内の単相熱流動過渡現象について、時間平均場の特性および局所瞬時場の特性を、それぞれ AQUA コードおよび DINUS-3 コードにより時々刻々評価することができる。AQUA コードおよび DINUS-3 コードの数値計算上の特徴を表 3.3-1 に示す。

項目	AQUA コード	DINUS-3 コード		
1. 数値計算法				
離散化法	差分法	差分法		
時間積分法	修正 ICE 法(2 次精度)	Leap-Frog 法(2 次精度)		
対流項差分法	QUICK/FRAM(2 次精度)	3次精度風上差分法		
拡散項差分法	2 次精度中心差分法	2 次精度中心差分法		
圧力方程式解法	ICCG/PSOR	ICCG/PSOR		
	/ガウス消去法			
座標系	直交 (x-y-z) /円筒 (r-θ-z)	同左		
2. 物理モデル				
乱流モデル	k-e/ASM/RSM	使用せず		
多孔質近似モデル	利用可能	利用不可		
3. その他				
質量輸送モデル	利用可能	利用不可		
自由液面モデル	利用可能	利用不可		
計算安定化モデル	Δtファジィ適応制御	定性推論付		
		∆t ファジィ適応制御		

表 3.3-1 AQUA コードおよび DINUS-3 コードの主要目

AQUA : Advanced simulation using Quadratic Upstream Differencing Algorithm

DINUS-3 : DIrect NUmerical Simulation using 3rd-order upwind scheme

ICE : Implicit Continuous-fluid Eulerian

QUICK : Quadratic Upstream Interpolation for Convective Kinematics

FRAM : Filtering Remedy and Methodology

ICCG : Incomplete Choleski Conjugate Gradient

PSOR : Point Successive Over-Relaxation

ASM : Algebraic Stress turbulence Model

RSM : Reynolds Stress turbulence Model

汎用多次元熱流動解析コード(AQUA:<u>A</u>dvanced Simulation Using <u>Q</u>uadratic <u>U</u>pstream Differencing <u>A</u>lgorithm) は、米国 ANL の COMMIX-1A コードを基に新たに信頼度・精度・ 機能・計算速度などの面から高度化を目指してサイクル機構で開発したものであり、高次精度差 分法と高次乱流モデルとの組合せによって、原子炉容器内など広い空間内の熱流動挙動を評価することができる。

汎用多次元熱流動直接シミュレーションコード(DINUS-3: <u>Direct Numerical Simulation</u> using <u>3</u>rd-order upwind scheme)は、乱流現象などによって時間的に不規則に変動する熱流動 挙動を、物理モデルを一切使用せずに直接的に評価することができる。

構造材の健全性評価では、流体側の温度変動と構造材側の温度変動とのカップリングが重要と なる。DINUS-3 コードによって得られる時々刻々の流体温度を境界条件として構造材内の熱伝 導問題を解く、境界要素法による構造物熱的応答評価コード(BEMSET: Boundary Element Method for Thermal Stress Evaluation under Thermal Striping Condition)が開発されている ^{15).16)}。また、構造材表面と流体中温度との非定常熱伝達挙動を評価するための評価ツールとして、 分子運動論でのボルツマン方程式を直接法モンテカルロモデル(DSMC: Direct Simulation Monte Carlo Method)により解く汎用コード(THEMIS: Time-dependent Heat transfer Evaluation by Monte Carlo Direct Simulation)が開発されている¹⁷⁾。

[参考文献]

- 家田芳明、前川勇、二ノ方寿、中西征二: "原子炉容器内冷却材の温度成層化の評価(第1 報) - 熱的成層化現象の評価手法の検討-"、PNC TN9410 86-007、(1986)
- 2) 前川勇、村松壽晴、松本 雅彦: "原子炉容器内冷却材の温度成層化の評価(第2報) 多 次元熱流動解析手法の検証と評価-"、PNC ZN9410 87-173、(1987)
- Y. Ieda, I. Maekawa, T. Muramatsu and S. Nakanishi : "Experimental and Analytical Studies of the Thermal Stratification Phenomenon in the Outlet Plenum of Fast Breeder Reactors", Nuclear Engineering and Design, Vol. 120, pp.403-414, (1990)
- T. Muramatsu and H. Ninokata : "Investigation of Turbulence Modeling in Thermal Stratification Analysis", Nuclear Engineering and Design, Vol. 150, pp.81-93, (1994)
- I. Maekawa et al., : Proc. 4th Int. Conf. on Liquid Metal Eng. and Tech., Avignon, Vol. 2, 404-1~404-10, (1988)
- 6) I. Maekawa et al., : Proc. Mtg. of the IAHR Liquid Metals Thermal-hydraulics working group, Grenoble, (1986)
- 7) 村松壽晴、二ノ方寿: "原子炉容器内冷却材の温度成層化の評価(第4報) 一応力代数式乱流モデルの検討ー"、PNC TN9410 89-132、(1989)
- 8) 村松壽晴、笠原直人: "高速増殖炉上部プレナム内熱過渡評価"、JNC TN9400 99-008、(1999)
- 9) 村松壽晴、笠原直人、菊池政之、西村元彦、上出英樹:"サーマルストライピングに関する 研究の現状と今後の研究計画"、JNC TN9400 2000-010、(2000)
- 10) 村松 壽晴: "サーマルストライピング現象の数値解析に関する研究"、東京工業大学 学位 論文、(1994年7月).
- 11) 村松壽晴: "冷却材温度ゆらぎ現象の解析的評価手法の開発(IV) 直接シミュレーション
 による温度ゆらぎ周期評価手法の開発-"、PNC TN9410 92-105、(1992)

- 12) 木村暢之、三宅康洋、西村元彦、上出英樹: "サーマルストライピング現象おける流体内混 合に関する研究-平行三噴流間混合過程の数値解析と手法間の比較-"、JNC TN9400 2000-099、(2000)
- 13) N. Kimura, M. Nishimura and H. Kamide : "Study on Convective Mixing for Thermal Striping Phenomena - Experimental Analyses on Mixing Process in Parallel Triple-Jet and Comparisons between Numerical Methods -", ICONE-9, Nice, France, (2001)
- 14) 村松壽晴: "国際原子力機関主催「実炉データを用いた熱構造力学・熱流動解析コードの検証」研究プログラム(I) 一仏国高速炉フェニックスでの高サイクル熱疲労事象に係わる熱流動ベンチマーク解析-"、PNC TN9410 97-058、(1997)
- 15) 村松壽晴: "冷却材温度ゆらぎ現象の解析的評価手法の開発(IX) 一構造物熱的応答評価コ ード BEMSET の開発-"、PNC TN9410 95-188、(1995)
- 16) T. Muramatsu : "Thermal Response Evaluation of Austenitic Stainless Steel Due to Random Sodium Temperature Fluctuation Using BEMSET and DINUS-3 Codes", Proc. ASME PVP Conf., Montreal, Canada, July, (1996)
- 17) 村松壽晴: "冷却材温度ゆらぎ現象の解析的評価手法の開発(VIII) -モンテカルロ直説法 コードの開発-"、PNC TN9410 94-111、(1994)

3.4 プラントシステム熱流動の評価

3.4.1 プラントシステム熱流動解析の目的

ナトリウム冷却炉の設計および運転において、すべての設計条件および運転条件を集 約し、プラントの設計性能およびプラント運転時の熱流動挙動を評価するのがプラント システム評価の役割である。このプラントシステム熱流動評価のために、システム動特 性解析コードが用いられる^{1),2)}。

まずプラントの設計に関して、システム動特性解析が担う役割について概説する。

プラントは発熱と除熱がバランスすることによって、熱流動評価上の安定状態(準定 常状態)を保つことができる。この静的な定常状態におけるプラント各部の温度と流量 は、ヒートバランスと呼ばれ、プラント熱設計の基本条件となる。次に、この定常なヒ ートバランスから異なるヒートバランスへの過渡変化特性の評価が必要となる。例えば、 原子炉の起動操作、停止操作等が相当する。これらの操作に関する安定な運転制御を可 能とするため、炉心出力の制御性を十分に穏やかな特性とすることが重要である。この 炉心出力の過渡特性評価を炉心の動特性評価と呼び、システム動特性解析コードによる 評価が行われる。炉心の出力は制御棒操作による投入反応度以外に、燃料、ナトリウム 冷却材、炉心構造物等の温度変化に依存するとともに、炉心形状の幾何学的変形、制御 棒の熱膨張等にも影響をうけることから、システム動特性解析コードによって各部温度 の過渡変化挙動を評価し、炉心出力への回帰的影響(フィードバック特性)を評価する。 これらの評価によって、過渡変化時の熱流動特性が十分に穏やかであることを確認する。 特に、第1の物理的障壁(バウンダリ)である燃料被覆管の温度評価が重要であり、十 分な安全裕度を有した温度挙動であることを確認する。

次に、その安全裕度を明確にする必要がある。安全裕度とは、安全設計に係わる部分 であり、プラントが「異常な過渡変化」およびなんらかの「事故(設計基準事象)」が生 じた場合においても、炉心損傷に至らないための温度等の余裕であり、これに対しても システム動特性解析コード等を介した評価が行われる。

「異常な過渡変化」と「事故(設計基準事象)」さらには「過酷事故(設計基準外事象)」 は、その発生確率と影響度の観点から設定される。「異常な過渡変化」とは、比較的頻度 の高い外乱および機器単体の故障等によって生じる異常であり、代表的な事象として、 落雷等による停電によって生じる「外部電源喪失」およびポンプ軸固着等による冷却材 の「流量喪失」事象が挙げられる。プラントの設計では、これらの異常事象を検知する とともに、速やかに炉停止を行い、炉停止後の崩壊熱除去を行うシステムを構築する。 これらの過渡変化の評価には、異常検知までの時間遅れ、原子炉停止系の作動に必要な 時間、崩壊熱除去系の起動に必要な時間等を考慮したシステム動特性解析を実施し、被 覆管最高到達温度を解析評価することによって、熱的制限条件等に対する通常運転条件 の安全裕度を明確化する。

なお、「事故」および「過酷事故」は、「異常な過渡変化」を超える異常な状態であり、 発生頻度はたいへん低いが放射性物質の放出の可能性があり、万一、発生した場合の周 辺環境への影響を評価するため、事象に応じた手法により安全評価が行われる。

3.4 - 1

システム動特性解析コードの適用の観点からは、近年、受動的安全特性を強化したプ ラント設計およびプラント運転評価が進められている^{3),4)}。特に、従来、炉心損傷等の「過 酷事故」の発生要因とされてきた炉停止失敗を重ね合わせた事象が発生した場合にも、 炉心の損傷に至らないことを示すシステム動特性評価が実施されている。例えば、冷却 系の流量喪失時に、万一、安全系の制御信号による炉停止棒の挿入に失敗した場合でも、 炉心の固有の特性によって温度上昇に伴う出力低下が生じるとともに、冷却材の受動的 な自然循環による除熱が機能し、炉心の損傷にいたらないような設計および運転評価が 目指されている。

また、既存のプラント運転評価の観点からも、システム動特性解析コードが利用され る。プラントの個々の機器設計等では、要求性能を十分に発揮し、かつ、安全に余裕の ある操作性を確保する観点から、例えば、やや大きめの熱交換量を確保する場合や保温 材による断熱性能が設計よりも優れている場合等がある。プラントの実際の運用におい ては、最確値(設計・製作上の余裕を含まない可能な限り精度の高い予測値)によるプ ラント挙動評価が重要であることから、完成した個々の機器性能の最確値を反映したプ ラントシステム動特性評価が実施される。高速増殖原型炉「もんじゅ」においても総合 起動試験および性能試験において実際に測定された機器およびプラントデータを対象と したシステム動特性解析が実施され、その予測精度を評価するとともに、さらなる精度 の向上のため、解析モデルの改良が図られている ⁵。また、中間熱交換器の更新等の大 規模な改造を実施した高速実験炉「常陽」では、冷却系の制御定数の最適化に関して、 システム動特性解析コードを介した設定が実施されている。

3.4.2 プラントシステム熱流動解析手法

プラントシステムの熱 流動評価は、プラント全 系を対象とした熱流動挙 動を評価することに目的 があることから、特に、 ループタイプのプラント については、機器と流路 の構成を詳細にモデル化 した解析が実施される。 この機器と流路の構成モ デルは、「フローネットワ ークモデル」と呼ばれ、 流動は、非圧縮性のピス トン流モデルによって算 定される。流れに作用す る駆動力として、循環ポ



図 3.4-1 システム動特性解析コードの原子炉容器内熱計算 モデル例

3.4 - 2

ンプ、温度差による浮力、配管壁による圧力損失等を考慮する。また、熱計算は、炉心 出力をポイントモデルの反応度評価から求めるとともに、熱交換器での熱交換、放熱等 を考慮する。

図 3.4-1に原子炉容器内の解析モデル例について示す。炉心内の流路は、出力分布に 対応して数チャンネル程度のモデル流路に分割される。被覆管の最高温度を求める観点 から、最高出力の集合体流路を独立した1チャンネルとして設ける場合が多い。炉心の 出力は、炉心内の各部の平均温度を用いて図 3.4-1中に示すような各種反応度を求めて 出力変動を評価する。炉心の上下に冷却材体積が比較的大きいプレナム部が存在する。 自然対流や急激な過渡変化時にこの領域には温度成層(高温冷却材と低温冷却材が層状 に滞留する現象)を生じることから、多分割として過渡的な温度挙動を詳細に評価可能 なモデルとする必要がある。

図 3.4-2に冷却系統ル ープの解析モデル例を示 す。冷却系は、炉心ー中 間熱交換器間の1次冷却 系なび中間熱交換器ー 除熱源(蒸気発生器、空 気冷却器)間の2次冷却 系によって構成される。 中間熱交換器では、1次 系と2次系間の熱交換が 計算される。解析モデル



図 3.4-2 システム動特性解析コードの冷却系熱計算 モデル (ループタイプ) 例

では必要に応じて最終除熱源までの流路パスを考慮する。特に、炉停止後の崩壊熱除去 については、安全系として独立した冷却系等を設けることから、それらの流路パスも考 慮したモデル化が重要である。

3.4.3 プラントシステム熱

流動解析例

図 3.4-3 に「もんじゅ」性 能試験における 40%出力か らの原子炉トリップ試験時 の原子炉出口温度データと 解析結果の比較例を示す。 原子炉出口温度の予測精度 向上のためには、上部プレ ナムにおける温度成層化 (低温冷却材と高温冷却材

の層状化現象)を精度よく



図 3.4-3 「もんじゅ」40%トリップ試験結果とシステ ム解析の比較例

予測する必要がある。本解析結果は、システム動特性解析モデルの上部プレナム領域を 詳細化することによって、予測精度の向上を達成している。

図 3.4-4にタンク型炉のシステム動特性解析モデルの例を示す。タンク型炉の場合、 流路の多次元性が高いことから、フローネットワークモデルのみではなく、多次元の熱 流動解析と炉心動特性解析をリンクした解析コードを適用している^{6),7),8)}。図 3.4-5 は、 自然循環タンク型炉の出力上昇時における炉内の温度分布の変化を示している。タンク 型の自然循環炉の場合、出力上昇過渡変化時に低温の冷却材が炉底部に滞留することに よって温度成層化現象が発生することが懸念される。温度成層化は炉容器等の構造物に





モデル(タンクタイプ)例⁸⁾ (タンク

高い熱応力を発生させる原因となることから、炉底部の冷却材混合性等に留意した設計 が重要となる^{8),9)}。

実用化戦略調査研究では、様々な炉形に対する設計検討が実施されている。各プラン ト設計に適したシステム動特性解析手法を適用することによって、精度の高い熱流動特 性評価を実施することが重要である。

[参考文献]

- 仲井悟、 岩崎隆、 島川佳郎、 丹治幹雄: "モジュール型プラント動特性解析コードの開発 Super-COPD コードの開発"、 動燃技報、第 68 号、(1988).
- Y. Enuma, H. Ohhira, A. Yamaguchi : "Inter-Subassembly Heat Transfer Model of FBR Plant Dynamics code for Natural Circulation Simulation", NURETH-8, Kyoto, (1997).
- 3) 江沼康弘、 堺公明: "高速炉の受動的安全解析手法の整備-受動的安全機構設置時の ULOHS 解析-"、 日本原子力学会、98 年秋の大会(1998)
- 4) 江沼康弘、 堺公明、 山口彰: "プラント動特性解析コード SSC-L の上部プレナムモ デルの検証"、 日本原子力学会、 99 年春の年会(1999)

- 5) F. Yamada, K. Kitamura : "Realistic Safety Margin Analysis of 'MONJU' Based on Plant Performance Measurements", Proc. of 12th Int. Conf. on Nucl. Eng. Arlington, Virginia USA., ICONE12-49381, April pp.25-29 (2004).
- 6) T. Sakai, A. Yamaguchi, Peter Metz : "Thermal-hydraulic Analysis for a Sodium-heated Steam Generator Using a Multi-shell Method", Nucl. Eng. and Design 219pp 35-46. (2003)
- 7) 堺公明: "モジュール型プラント動特性解析コード (MSG-COPD)"、 JNC TN9520 2002-003、 (2002).
- T. Sakai, Y. Enuma, T. Iwasaki : "System Analysis for Decay Heat Removal in Lead-Bismuth Cooled Natural Circulation Reactors", Nuclear Technology, Mar. 2004, vol.145, pp.287-297(2004)
- 9) T. Sakai, Y. Enuma, T. Iwasaki, T. Mizuno: "System Analyses for Lead-Bismuth -Cooled Natural Circulation Reactors", Proc. of 11th Int. Conf. on Nucl. Eng. ICONE11-36076, Tokyo, JAPAN, April ,pp20-23, (2003).
3.5 自然循環による崩壊熱除去

3.5.1 崩壊熱除去の必要性と求められる機能

原子炉の安全を確保する上で、 崩壊熱除去は重要な位置づけに ある。制御棒の挿入により核分 裂反応が停止した後も、それま での核分裂反応で燃料ペレット 内に蓄積された核分裂生成物は 不安定であり崩壊を繰り返して 安定な核種となる。この過程で 放出されるエネルギーが崩壊熱 である。図 3.5-1に定格運転か らスクラムにより炉心が停止し てからの崩壊熱出力の推移を例 示する。図に示すように炉停止 より1時間後には定格出力の



1.5%を超える熱が発生し、1日後でも約0.7%の熱が出ている。例えば100万kWe級の 高速炉の場合、1日後の崩壊熱は17MWに達する。このように長期間にわたって熱が発 生し続けることからその除熱に失敗すると系統の温度は上昇し続けるおそれがあり、最 悪の場合炉心の崩壊など重大な事故につながる可能性がある。この崩壊熱除去を行う機 器・システムには、高い信頼性が要求される。原子炉の崩壊熱は崩壊熱除去系または補 助冷却系と呼ばれる除熱システムにより除熱される。

ここでは、崩壊熱除去系の概要と、自然循環時の特徴、評価における課題と取り組みなどについて述べる。

3.5.2 崩壞熱除去系

高速炉に限らず原子炉には崩壊熱除去系が設けられている。図 3.5-2 に「もんじゅ」 で用いられている形式の崩壊熱除去系を示す。崩壊熱を除去するためには、崩壊熱除去 系が運転されること以前に、炉心が冷却材によって覆われ、冷却材の循環流路が確保さ れていることが必要である。軽水炉では1次系の冷却材圧力バウンダリーが破れるよう な事象の場合、高圧、低圧注水系が1次冷却系に冷却材を供給し、炉心が空焚きになる ことを防ぐ。ナトリウム冷却高速炉では、ナトリウムの沸点が大気圧下で約 880℃と高 いことから運転時の圧力が低く、高所配管引き回しとガードベッセルにより漏れ出るナ トリウムの漏えい量を制限し、炉心冷却に必要な液位を確保する設計となっており、軽 水炉でみられるような注水系を必要としない。また、漏れたナトリウムが燃えないよう に窒素ガス雰囲気としている。

高い信頼性を確保するために、崩壊熱除去系は多重防護の観点で複数かつ独立な除熱システムとし、ポニーモータなど動的機器には外部電源喪失に対する非常用電源(ディ

ーゼル発電機、無停電電源)の接続などがなされている。 さらに、全電源喪失によりすべての駆動源が失われた場 合でも炉心の熱を除去することが可能なように機器の 配置(高低差)を工夫し、自然循環によって冷却材が循 環するようにしている。自然循環は後述するように冷却 材の温度差、密度差に起因して自然に発生するものであ る。これにより崩壊熱除去系の信頼性を向上することが できることから、その働きを積極的に活用することが設 計において考慮されている。その一方で自然循環は外部 から制御することが難しい側面を持ち、その評価には温 度分布と流量の相互作用や浮力の影響の考慮など熱流 動解析コードによる予測を必要とするなど複雑な側面 を有している。



図 3.5-2 高速炉における 崩壊熱除去系の例(「もん じゅ」の場合)

3.5.3 自然循環

自然循環は流体の密度差に起因する浮力により流体が駆動されるものである。身近な 例では、焼却炉においてブロワーがなくても煙突から暖かい燃焼ガスが出て行き新鮮な 空気が炉に取り込まれることが挙げられる。これは暖かく軽い気体が常温で重たい大気 に押され、浮力で上昇することによるものである。流れの経路が閉じている場合には、 浮力によって経路内の流体が駆動される現象を自然循環と呼んでいる。自然循環はポン プなどの駆動力を必要とせず、温度差による密度差があればいつでも利用できる。この ため、自然循環を利用した崩壊熱除去は最も重要な受動的安全特性の一つと言うことが できる。

自然循環は次の4つの主要な因子に支配される。1)密度差(温度差)は浮力の最も 重要な源である。ナトリウムでは密度は温度上昇とともに単調に減少する。また、沸点 が大気圧で約 880℃と高いので広い温度範囲で液体の単相状態を保つことができること から、沸騰を伴う並列多チャンネル流路に見られる流量逸走など現象の複雑さを避け、 大きな密度差を得ることができる。2)つぎに浮力が生じるうえでは高低差が必要とな る。煙突の例では煙突が高いほど大きな浮力(循環力)を得ることができる。浮力は以 下の式で表すことができる。

$f = \Delta \rho \cdot g \cdot H$

3)経路を流れる流量は次式のように上述の浮力と経路の流動抵抗のバランスで決まる。

$$K\frac{1}{2}\rho\cdot v^2 = \Delta\rho\cdot g\cdot H$$

ここで、 ρ は流体の密度、 $\Delta \rho$ は密度の差、gは重力加速度、Hは密度差のある領域の高さ、vは経路内の代表流速、Kは圧力損失係数を表す。

従って経路の流動抵抗あるいは係数 K を小さくする(バルブやエルボを少なくする、 流路面積を大きくする)ことが高い流速すなわち大きな流量を得て、炉心の温度上昇幅 自然循環は受動的安全特性として好ましい性質をもつものであるが、一方で複雑な現 象となる側面を有している。流量は、ポンプを用いる場合のように一義的に決めること ができず、経路内の密度分布すなわち温度分布によって変化する。また、流量の変化は 温度分布の変化を引き起こし両者は互いに影響を及ぼすことから、例えば炉心部の最高 温度を求める場合には過渡的な温度、流量変化の挙動を解析コードで予測する必要があ る。さらに、炉心は内/外側炉心、径方向ブランケット、反射体、制御棒チャンネルな ど異なる出力と流動抵抗係数をもつ多チャンネル流路で構成されている。浮力は温度差 の大きいチャンネルで大きく流量を増加させることからチャンネル間で温度差が低下し 全体の温度分布が平坦化される特徴をもつ。しかし、流量が極端に低い場合にはブラン ケット集合体など低発熱集合体で逆流が生じることがあり得る。その場合には集合体内 で複雑な流動となり、場合によっては局所的な高温部が形成されることもあり得る。

最後の例は極端なものであるが、自然循環により崩壊熱を除去する場合には、炉心や プレナムの平均的な温度、流量に着目するだけでなく、局所的な熱流動場にも留意する 必要がある。

3.5.4 崩壊熱除去系の設計オプションと得失

ナトリウム冷却高速炉の崩壊熱除去系にはいくつかの設計オプションが提案されている。典型的なものは以下の4つである(図 3.5-3 参照)。

IRACS (Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System)

PRACS (Primary Reactor Auxiliary Cooling System)

DRACS (Direct Reactor Auxiliary Cooling System)

RVACS (Reactor Vessel Auxiliary Cooling System)

主要な違いは冷却用の熱交換器が熱輸送系のどこに設置されているかである。その位置によって崩壊熱除去時の熱流動特性や

システムの安全上の位置づけが大きく変 わる。各オプションはそれぞれ利点、欠 点を有しており、近年では欠点を補うよ うに2つのオプションを組み合わせた崩 壊熱除去系も設計されている。ここに挙 げたすべての崩壊熱除去系はいずれも空 気冷却器を介して大気に放熱するもので、 自然循環時にはスタック内の通風も重要 な役割をもっている。上記の各システム についてその特徴を以下に示す。



図 3.5-3 高速炉における崩壊熱除去の 設計オプション

(1) IRACS (Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System)

IRACS では空気冷却器が2次主冷却系から分 岐されたループにバルブを介して接続される。図 3.5・4 にその典型的な接続関係を示す。空気冷却 器は比較的自由にその配置を高く設定すること ができることから十分な自然循環力すなわち自 然循環時の流量を得ることができる。その一方で、 2次主冷却系が崩壊熱除去時に使われることか ら2次主冷却系が安全系の一部となり耐震性な どに、より高い信頼性が求められる。図にあるよ うにこのシステムでは2次系にバルブがあるこ とから蒸気発生器(SG)で漏えいや水リークな どがあった場合にはSGを隔離することができる。



図 3.5-4 IRACS 体系の例と特徴

また、空気冷却器からの流れと SG からの流れが合流する T 管があり、通常運転時にも 空気冷却器にはわずかな流量で流れが確保されている。この T 管において流体の温度変 動(Thermal Striping)に起因する高サイクル熱疲労を避けるために、SG からの流れ の温度が一致するように空気冷却器の出口温度が制御される。

(2) PRACS (Primary Reactor Auxiliary Cooling System)

PRACS は、図 3.5-5 に示すように崩壊熱除去 用の熱交換器が中間熱交換器(IHX)の入口プレ ナム内に伝熱管の形で挿入されたものである。 IRACS の場合とは異なり接続先の系統が放射性 物質を含む可能性のある1次系であることから 空気冷却器にこれを直接つなぐことはせず、熱交 換器を介して熱を輸送するシステムとなってい る。当然ながら PRACS は崩壊熱除去時に2次系 を必要とせず、2次系を非安全系にすることがで きる。PRACS では、IHX の最上部が冷却される ことから高さ方向に IHX 全体が一様に低温とな り、自然循環力、すなわち自然循環流量が大きく なる特徴を有する。



図 3.5-5 PRACS 体系の例と特徴

一方で、IHX内に挿入されたPRACS 伝熱管の下流では、伝熱管によって冷却された 低温の流体と伝熱管の近傍を通らずにバイパスする形で流れた高温の流体が混合し、特 に IHX 伝熱管の上部管板の近傍で両者の温度差に基づく高サイクル熱疲労が生じる可 能性がある。1次主冷却系の流量が大きい場合にバイパス流が増えてこの温度変動幅が 大きくなる傾向がある。PRACSの設計ではこの点に留意が必要である。

(3) DRACS (Direct Reactor Auxiliary Cooling System)

DRACS は図 3.5-6 に示すように崩壊熱除去用の 熱交換器(DHX、 Dipped Heat Exchanger)が原 子炉容器の上部プレナム内に浸漬されたものであ る。IRACS と同様に崩壊熱除去時には2次系を必 要としない。さらにナトリウム漏えいやサイフォン ブレークなど何らかの原因で1次主冷却系の流路 が使えない場合にも、原子炉容器内に十分な液面高 さがあって炉停止からの時間経過により崩壊熱レ ベルが下がっていれば原子炉容器内だけで崩壊熱 を除去できる可能性を有している。その一方で DRACS には自然循環において特徴的な流量の発達 過程がある。DRACS が起動すると、DHX から供給



図 3.5-6 DRACS 体系の例と特徴

された低温の流体が原子炉容器上部プレナムを下から順に満たし始め、過渡の初期には IHX には比較的高温の流体が輸送される。自然循環流路の中で炉容器内の上部プレナム は上昇流路にあたり IHX は下降流路にあたることから、上昇流路が低温に下降流路が高 温になって初期には自然循環力(密度差による水頭圧)が低下する。

プール型炉(一つの大きな原子炉容器内に IHX と1 次系ポンプが組み込まれた設計で フランスの Super Phenix などがこれにあたる。)における DRACS と前述の PRACS の 自然循環時熱流動について水を使った試験が実施されている。¹⁾図 3.5-7に示す写真は スクラム後に DRACS が起動して低温の流体(染料で着色されている)が炉容器上部プ レナムの下部に供給され始めた時点の状況および時間が経過してプレナム下方に低温流 体がたまり温度成層化現象を示している状況を表わす。このときの炉心部燃料集合体模 擬チャンネルにおける自然循環流量の変化を PRACS での結果と比較して同図に示す。 PRACS では初期から高い流量が一貫して確保されているが、DRACS では、流量が徐々 に低下してその後ゆっくりと回復する様子がわかる。流量の回復は炉容器上部プレナム 内の低温流体が成層界面の上昇とともに IHX の入口窓高さに達し、IHX 内部に流れ込む ことで下降流路である IHX が低温となることにより自然循環力が大きくなるためであ る。図に示すように模擬燃料集合体の出口温度はこの流量変化に応じてゆっくりと温度 が上昇しその後流量回復とともに低下する。ブランケット集合体では、振動を伴いなが ら温度が低下している。これは DHX からの低温流体が集合体内部に部分的に入り込み 集合体内部上昇流と混合しているためと考えられる。

DRACS では、このように低温流体が炉容器上部プレナム内に成層化するが、これが 低発熱集合体であるブランケット集合体の内部に入り込む以外に、集合体間のギャップ に入り込んで自然対流を生じさせる。これをインターラッパーフロー(IWF、 Inter-Wrapper Flow)と呼んでいる。1次主冷却系流路がサイフォンブレークして使え ない場合には、この IWF と遮蔽体など非発熱集合体内の逆流により炉心が除熱され得る ことをナトリウム試験と多次元熱流動解析コード AQUA を用いた実機解析 ^{2),3)}により確

認している。



図 3.5-7 DRACS 体系水試験:自然循環移行時の流況と温度および流量変化

(4) RVACS (Reactor Vessel Auxiliary Cooling System)

RVACSでは、図 3.5-8 に示すように崩壊熱除去用に熱交換器を有しておらず外気を取り込んで炉容器ガードベッセルの外面を伝熱面として除熱しスタックを通って大気に戻される。ガードベッセルが伝熱面となっていることから炉心出力に対するその相対的な面積は炉が大きくなる程小さくなる。

また、除熱経路に炉容器とガードベ ッセル間の間隙を含み、ここでの輻 射を含む熱伝達が悪いことから熱貫 流率としても低くなる。これらから RVACS はあまり大きな出力の炉に は適用できず小型炉(50万 kWe 以 下程度)での設計に採用される場合 が多い。また、炉容器とガードベッ セル間ならびにガードベッセル外面 での輻射と対流による総合的な熱伝





達率の改善が熱流動の視点でみた研究開発課題となっている。

3.5.5 実機での自然循環試験と動特性コードによる評価

自然循環は前述したようにナトリウム冷却高速炉の安全性確保に重要な役割を有して いる。実際の原子炉を用いた自然循環移行時の特性を確認するための試験が米国 FFTF を始めいくつかの炉で行われている。この節では、「常陽」を用いた試験と試験結果に基 づく動特性コードの検証について紹介する。

1986年に「常陽」Mk-II 炉心 100MW 出力運転から自然循環移行試験が行われた。こ の試験データを対象に、動特性コード SSC-L (Super System Code Loop Version)を用 いた実験解析が行われた⁴⁾。「常陽」の系統図を図 3.5-9 に示す。「常陽」の主冷却系統 は2ループ構成で、蒸気発生器を持たず空気冷却器によって熱を大気に放出している。 崩壊熱除去系としては、この空気冷却器を除熱源とした IRACS に相当する。その他に 補助冷却系、遮蔽コンクリート冷却系などが除熱源として利用できるシステムとなって いる。SSC-L は冷却系統をフローネットワークで1次元的にモデル化したコードで炉心 出力の1点近似動特性と核・熱フィードバックを含めて1次冷却系から水蒸気系までの 温度、流量、圧力変化を解析することができる。



図 3.5-9 「常陽」の冷却系統図⁴⁾

図 3.5・10(a)は1次冷却系のポンプが停止してから自然循環により流量が回復するス クラムから 1000 秒間の1次系ループ流量の過渡変化を、測定データと解析を比較して 示している。さらに長時間の挙動を図 3.5・10(b)に示す。「常陽」は中間熱交換器の製造 メーカーがループごとに異なっていたため、A 系統とB系統で流量が異なる時間帯があ るものの長期にわたって安定して流量が確保されていることがわかる。SSC・Lによる解 析は測定データの過渡変化挙動をよく予測している。図 3.5・11 は炉心燃料集合体の出口 温度を、炉心中央のチャンネル、第2層目のチャンネルについてそれぞれ解析と比較し たものである。集合体出口温度はスクラムに伴う炉心出力の急峻な低下によりいったん 低下するが、1次系流量の低下に伴い再び上昇した後に自然循環による流量の回復と出 力低下のバランスによりゆっくりと低下していく。解析結果は燃料集合体間の熱移行を 考慮したものとしないものを示しているが、熱移行を考慮することで燃料集合体出口温 度の挙動をよく予測できることが分かる。



図 3.5-10 1 次系ループ流量の過渡変 図 3.5-11 燃料集合体出口温度の過渡変化⁴⁾ 化⁴⁾

3.5.6 炉内熱流動とその評価

自然循環時にはポニーモータなどによる強制循環と比べて流量が低く炉心や冷却器で の温度変化幅が大きいことから浮力が相対的に影響を及ぼしやすい。炉心は内側炉心、 外側炉心集合体、ブランケット集合体、遮蔽体、制御棒チャンネルなど多くの出力、流 動抵抗係数の異なるチャンネルで構成されている。出力が大きく温度上昇幅の大きいチ ャンネルでは浮力も大きくなり流量が増加する。このような浮力による流量再配分と前 節で示した集合体間の熱移行によって炉心全体の温度分布は平坦化する方向に変化する。 SSC-L ではこの両者を考慮できる。また集合体の内部をみると同じような温度分布の平 坦化が起こる。

このような炉心部の熱流動現象に対してナトリウム試験が実施されている^{2),5),6)}。図 3.5-12 は実験で得られたスクラムから自然循環に移行する過渡時の集合体内部温度の変 化を示している。スクラム後の炉心出力の急激な低下と流量の比較的ゆっくりした低下 により集合体内部の温度はいったん低下した後再度上昇しスクラムから150秒後にピー クを迎える。集合体出口に比べて発熱部上端での最高到達温度はずっと高いことがわか る。炉心を多チャンネルの1次元ネットワークでモデル化したコードで最高温度を評価 する場合には、炉心の最高温度は出力、流量をある保守性を持って決めた最高温度評価

用チャンネルを設定して過渡変化を解析することが行われる。最高温度は集合体内の温 度分布について面内の平均温度に定格運転時の状態の分布に基づきある一定の係数をか けて求める。しかし、図に示す水平面内温度分布の時間変化をみると、温度分布はスク ラム前の強制循環時には、ラッパー管壁近傍のサブチャンネルで流路面積が比較的大き く流動抵抗係数が小さく流量が大きいことに起因して急峻な分布を示すが、最高温度に 到達する 150 秒後には前述した浮力による流量配分の結果として平坦な分布となる。こ のような集合体内温度分布の平坦化を取り入れることで最高到達温度をより合理的に評 価できる。また、集合体を多次元で扱う方法として多次元熱流動解析コード AQUA を用 いて、サブチャンネルあたり1個のメッシュを割り当てるような比較的粗いメッシュで このような温度分布の過渡変化を解析し、実験とよく一致することが示された。6



図 3.5-12 ナトリウム試験によるスクラム過渡時の集合体内温度変化と温度分布

3.5.7 評価手法の開発と設計への反映

自然循環による崩壊熱除去を積極的に設計に取り込むうえでの課題は、自然循環時の 炉心温度を一義的に決められず流量と温度が相互に作用し合うことからこれを事前に評 価することと、その評価に浮力の影響を合理的に取り入れる点にある。DRACS におい ては炉容器上部プレナム内の温度成層化現象を含めて評価することが全体の過渡変化挙 動に大きく関係する。従って評価には流路を1次元的ネットワークでモデル化するだけ でなくプレナムを多次元で扱うコンポーネントを有するようなコードが必要となる。実 験データはサイクル機構でのプール型炉を対象にした水試験、FZK での水試験 ^{n,8)}など が公開されており多次元解析コードを用いた解析が過渡変化挙動をよく再現できること が示されている¹⁾。動特性を解析するコードとしては SSC-L や Super-COPD があり、 多次元プレナムモデルを有している。また、炉心部のインターラッパーフローを含む熱

流動特性については7集合体炉心モデルを用いたナトリウム試験の結果が公開されており、やはり多次元解析コードを用いた解析が自然循環による定常状態ならびに過渡変化 挙動をよく再現できることが示されている^{1)~6)}。

集合体内の温度分布については隣接する集合体との間の温度差により水平方向に熱が 輸送される集合体間熱移行のある場合の実験と多次元熱流動解析コードによる実験解析 結果が公開されている⁵。 過渡時の特性についても、先に示したように実験ならびに 解析結果が公開されている⁶。

しかしながら設計でこのような浮力+多次元効果をどのように取り入れて評価するか についての検討をさらに深める必要がある。また、自然循環を設計に取り入れることに より、ポニーモータ、崩壊熱除去系内の電磁ポンプや空気冷却器のブロワーを削除する こと、非常用発電機の容量の合理化なども考えられるが、その場合には定格運転時の待 機運転や立ち上がりの起動特性などさらに検討が必要な課題もある。

[参考文献]

- K. Satoh and H. Miyakoshi : "Study of decay heat removal by natural circulation

 Transition from forced to natural circulation flow", Proc. of NURETH-4, Karlsruhe, F.R.G., Oct 10-13, pp.378-383 (1989)
- Kamide, H., Hayashi, K., Isozaki, T.and Nishimura M. : "Investigation of core thermohydraulics in fast reactors"- Interwrapper flow during natural circulation, Nucl. Tech., Vol.133, p.77-91. (2001)
- 3) H. Kamide, K. Nagasawa, N. Kimura and H. Miyakoshi : "Evaluation method for core thermohydraulics during natural circulation in fast reactors (Numerical predictions of inter-wrapper flow)", JSME International Journal, Series B, Vol. 45, No.3, pp.577-585 (2002)
- 4) A. Yamaguchi, A. O-iwa, et al. : "Plant-wide thermal hydraulic analysis of natural circulation test at Joyo with Mk-II irradiation core", Proc. of NURETH-4, Karlsruhe, F.R.G., Oct 10-13, pp.398-495 (1989)
- 5) Kamide, H., Hayashi, K., and Toda, S. : "An Experimental Study of Inter-subassembly Heat Transfer during Natural Circulation Decay Heat Removal in Fast Breeder Reactors", Nucl. Eng. & Des., Vol.183, pp.97-106. (1998)
- 6) Nishimura, M., Kamide, H., Hayashi, K., and Momoi, K. : "Transient experiments on fast reactor core thermal-hydraulics and its numerical analysis Inter-subassembly heat transfer and inter-wrapper flow under natural circulation conditions", Nucl. Eng. & Des., Vol.200, pp.157-175. (2000)
- 7) Weinberg, D., Hoffmann, H., Rust, K., Frey, H.H., Hain, K., Leiling, W., and Hayafune, H. : "Summary Report of NEPTUN Investigations into the Transient Thermal Hydraulics of the Passive Decay Heat Removal", FZK report FZKA 5666,

Forshungszentrum Karlsruhe, Germany (1995).

8) H. Hoffmann, K. Marten, D. Weinberg, Y. Ieda, H. Kamide, H. Ohshima, et al. :
"Summary Report of RAMONA Investigations into Passive Decay Heat Removal",
FZK report FZKA 5592, Forshungszentrum Karlsruhe, Germany (1995).

3.6 熱応力と構造健全性

3.6.1 ナトリウム温度変動による熱応力と破損様式

冷却材にナトリウムを使用することから、高速炉は特有の構造設計が必要となる。 その特徴を図 3.6-1 に軽水炉と比較しながら示す。第1は、運転温度が高温(原子炉 出口温度で通常 500~550℃)であることから、材料のクリープ特性を考慮しなけれ ばならないことである。第2は炉心出入口の温度差が大きいこと、またナトリウム の熱的特性(熱伝導率が水の約 120 倍と大きいこと、密度×比熱が小さいこと)に より、プラントの運転状態の変動時に生じる冷却材の過渡的温度変化が構造材に伝 えられやすく、熱応力が主要な応力となること。第3は沸点が約 880℃のナトリウ ムは加圧不要であるため容器配管にかかる内圧が高圧部でもせいぜい 1MPa 程度と 低く、内圧による応力は小さいこと。第4は熱応力を低減するためには一般に薄肉 構造が望ましいが、そうすると剛性が低くなるので耐震設計上は支持方法等に特別 な配慮が必要となる等、高温耐熱応力設計と耐震設計をどう調和させるかというこ とである¹⁾。ここで、熱応力は変位制御型応力(図 3.6-1)の一つであり、自己制御 性を有することから急速破断に至る可能性は低く、それによって生じる主要な破損 様式は繰り返しによる(クリープ)疲労き裂の発生と過大変形である²⁾。

次に、熱応力による実際の破損例を紹介する。サイクル機構大洗工学センターでは、 構造モデル試験体に実機を上回る熱過渡応力を繰り返し加えて、破損様式と破損が 生じる条件の把握に努めてきた。図 3.6-2 はその例であり、SUS304 と 316FR 鋼を 使用した高さ約2mの容器型試験体にナトリウムによるコールドトランジェントを 加えた場合の、上部ノズル各部の温度応答の計測結果である。強度試験では実機の 起動と停止を模擬してコールドトランジェントとその逆のホットトランジェントを 繰り返し加える。図 3.6-3 に上記の熱応力を約 1,000 回繰り返した後の、上部ノズル 部におけるき裂の観察結果を示す³⁾。

実機における熱応力に起因する破損例として、フランスの高速炉 PHENIX の 2 次 主冷却系配管(図 3.6-4)で 1992 年に見つかった貫通き裂を図 3.6-5 に示す。2 次主冷 却系には90℃の温度差のあるナトリウムの合流部があり、その直下流では流体の 混合が不十分であることから温度の空間分布が生じ、それが不規則に移動するため、 空間のある一点に着目した場合に比較的高い周波数の温度ゆらぎが生じる。これは サーマルストライピングの典型例である (3.3.2 参照)。このため、近傍に管壁等の 構造物がある場合には、構造表面の温度がこれに追従して不規則に変動する。図 3.6-5 は約 90,000 時間運転後に検査した際に見つかったき裂である。合流部から約 160mm 下流の周溶接部でき裂は貫通していた ⁴⁾。

高速炉の設計ではナトリウム温度変化によるこうした破損様式に留意して設計す る必要がある。熱応力に留意した設計の考え方と概略フローを示す。高速炉のクラ ス1の機器および熱応力に対する設計解析が必要なクラス2の機器に対しては、詳 細な応力解析に基づく「解析による設計」⁵⁾が適用される。これは「起こり得るあら ゆる破損様式を想定し、ひとつひとつの破損様式に対応する設計基準 ^{6),7)}を用意し、 解析によって構造物の健全性を詳細に評価することができるようにする。」というものである⁸⁾。熱応力に対する「解析による設計」の適用の考え方を図 3.6-6 に示す。 また他の荷重と合わせた実際の設計フローを図 3.6-7 に示す。

なお、近年は軽水炉においても高経年化に伴い熱応力に起因する破損⁹が問題となっており、その防止基準¹⁰が定められている。



図 3.6-1 軽水炉と高速炉の設計条件と主要破損様式の比較



図 3.6-2 ナトリウムによる熱過渡強度試験体と試験条件

JNC TN9410 2005-011



図 3.6-3 繰り返し熱過渡応力によって発生したき裂(構造物試験結果の例)



図3.6-4 フランスの高速炉PHENIXの配管合流部



図3.6-5 PHENIX配管の破損部⁴⁾



図 3.6-6 「解析による設計」の基本フロー



図 3.6-7 熱荷重を考慮した機器構造設計のフロー

3.6.2 ナトリウム温度変動による熱応力計算と熱応力発生機構

高速炉各部は運転中の状態に応じて定常的熱応力や図 3.6-8 に示すような系統の 温度変化による過渡的熱応力をうける。以下高速炉に見られる典型的な熱応力の例 を概説し、理論的および数値的熱応力の計算例を述べるとともに熱応力の発生機構 に若干言及する。



図 3.6-8 系統の温度変化による熱過渡応力

(1) 熱応力の種類

高速炉では定常的または過渡的温度条 件に応じて、構造物に様々な熱応力が発 生する。その典型的な例を図 3.6-9 に示 す¹¹⁾。このうち(c)は、容器内にナトリ ウムの自由液面がある場合に容器壁の軸 方向温度勾配によって発生する熱応力で あり、過渡的状態だけでなく定常状態で も生じる。この種の熱応力は時として、 プラントの昇降温速度を制限する要因と なり、熱応力を低減するため容器内壁に 熱的緩衝部材を取り付ける等の構造上の 対策を必要とさせることにもなる。図中 の(d)は、高温ナトリウム領域に低温ナ トリウムが低速で流入する時起こり得る 現象であり、温度成層化 (Thermal Stratification) と呼ばれる。高低温ナ トリウムの密度差に基づく浮力と慣性力 のバランスにより、ある条件下では高低 温ナトリウムが容易には混合せず、ある 期間高さ方向に温度勾配を形成し、接す る容器壁に(c)と同じように軸方向温度



図 3.6-9 高速炉における典型的な 熱応力の種類¹¹⁾

3.6 - 5

勾配による熱応力が生起される。このような構造物に生じる熱応力を算定するためには、原子炉容器内部等の複雑な体系下で生じる過渡的熱流動解析を行う必要がある。熱応力を低減するためには、冷却材流路の最適化、熱応力を生じにくい構造の創出、サーマルライナ(原子炉容器等の内側に沿って張る熱遮蔽板)等の熱応力緩和構造の採用、運転上の配慮等多様な対策が講じられる。(f)は様々な要因によって生じるが、高低温の流体の合流部で比較的速いサイクルの不規則温度ゆらぎが生じ、その近傍の構造物で板厚内の温度勾配が変動することによって高サイクル熱疲労が生じる可能性がある。この現象はサーマルストライピング(Thermal Striping)と呼ばれ、軽水炉で類似の破損例がある⁸⁾。

(2) 理論式に基づく熱応力計算

以下、熱応力がどのような状況でどのように 生じるか、その理解を深めるために、理論式に 基づく弾性解析例と過渡的熱応力に関する理論 について紹介する。

なお一般的には、任意形状の構造物の熱応力 計算は弾性と非弾性を問わず、有限要素法など の数値解析によることになる。数値解析手法に ついては、次項で紹介する。

(i) 板厚方向の温度勾配による円筒の熱応力 両端が固定された内外半径 a、bの長い円筒に 板厚方向のみの温度分布 Tがある例(図 3.6-10) では熱応力は3軸応力となり、肉厚中の半径方 向位置 rにおける応力は以下で表される¹²⁾。こ の場合の典型例な応力分布は図 3.6-23 に示す ようなものとなる。



図 3.6-10 板厚方向温度勾配の ある円筒¹⁾

$$\begin{split} \sigma_r &= \frac{\alpha E}{1-\upsilon} \frac{1}{r^2} \left(\frac{r^2 - a^2}{b^2 - a^2} \int_a^b Tr dr - \int_a^t Tr dr \right) \\ \sigma_\theta &= \frac{\alpha E}{1-\upsilon} \frac{1}{r^2} \left(\frac{r^2 + a^2}{b^2 - a^2} \int_a^b Tr dr + \int_a^t Tr dr - Tr^2 \right) \\ \sigma_z &= \frac{\alpha E}{1-\upsilon} \left(\frac{2\upsilon}{b^2 - a^2} \int_a^b Tr dr - T \right) \end{split}$$

ここで σ r, σ_{θ} , σ_{z} はそれぞれ半径方向、円周方向、軸方向応力、 α :線膨張率、E:

ヤング率、ν:ポアソン比である。

とくに、内面における温度が T_i 、外面における温度が T_0 の一定値に保たれる定常的熱流動がある場合の温度分布は、

$$T = \frac{T_i - T_0}{\ln(b/a)} \ln(b/r) + T_0$$

で与えられ、このときの応力は次式で表される。

$$\sigma_{r} = \frac{\alpha E(T_{i} - T_{0})}{2(1 - \upsilon)\ln(b/a)} \left\{ -\ln(b/r) - \frac{a^{2}}{b^{2} - a^{2}} (1 - b^{2}/r^{2})\ln(b/a) \right\}$$
$$\sigma_{\theta} = \frac{\alpha E(T_{i} - T_{0})}{2(1 - \upsilon)\ln(b/a)} \left\{ 1 - \ln(b/r) - \frac{a^{2}}{b^{2} - a^{2}} (1 + b^{2}/r^{2})\ln(b/a) \right\}$$

$$\sigma_{z} = \frac{\alpha E(T_{i} - T_{0})}{2(1 - \upsilon)\ln(b/a)} \left\{ \upsilon - 2\ln(b/r) - \frac{2\upsilon a^{2}}{b^{2} - a^{2}}(b/a) \right\} - E\alpha T_{0}$$

 $T_i < T_0$ のとき、 σ_{θ} は内面が引張り、外面が圧縮となる。 σ_r は内外面で0、板厚内で引張りとなる。

 $T_i > T_o$ のときはその逆となる。応力の大きさは内面における σ_g が最大である。 板厚内の温度分布を線形と仮定した場合は、

$$\sigma_{\theta} = \sigma_z = \pm \frac{\alpha E}{2(1-\nu)} (T_i - T_0)$$

となる。ここで+は外面、-は内面に対するものである。

(ii) 液面近傍熱応力

図 3.6-11 のように十分 長い薄肉円筒に軸方向に 直線的な温度勾配 Δ T/Δ 0 がある場合、断面ごとの周 方向熱膨張の違いにより 軸方向曲げ応力および周 方向応力が発生する。この 弾性熱応力の分布は同図 右側の図のようになる。最 大応力は温度の折曲がり 点(断面 A)に生じ、そこ での応力値は次式で表わ される¹³⁾。



$$\sigma_z = \pm 1/4 \sqrt[4]{3/(1-\upsilon^2)^3} \sqrt{Rt} E \alpha \Delta T / \Delta l$$

$$\sigma_{\theta} = 1/4 \left\{ -\sqrt{(1-\upsilon^2)/3} \pm \upsilon \right\} \times \left\{ \sqrt[4]{3/(1-\upsilon^2)^3} \right\} \sqrt{Rt} E \alpha \Delta T / \Delta l$$

ここで記号±の+は外面、-は 内面に対するものを表わす。

また、図 3.6-12 のように、温 度分布が Δ ℓの間に 2 つの折曲 がり点(A、B)を持つ場合は、 断面A、Bで符号の異なるピー クを持つ逆対称の応力分布とな る。この応力分布は、断面Aに ピークを持つ図 3.6-11 の応力分 布と、断面Bにこれと逆符号の ピークをもつ同形の応力分布を 重ね合わせることにより得られ る。高速炉では、炉容器などの ナトリウム液面にこのタイプの 熱応力が生じることがよく知ら れている。



これまでの基本的な問題に加え、より複雑な境界条件に対する熱弾性解が必要となる場合は文献 14)等が参考になる。

(ⅲ) 過渡熱応力解析理論

過渡熱応力は基本的に流体温度変動に対する構造の温度応答を計算し、得られた温 度分布を熱弾性モデルに与えることによって解析する。温度応答計算に必要な非定 常熱伝導理論に関しては多くの参考書(例えば参考文献 15),16)17))があることから、 ここでは過渡熱応力の全体像の理解に必要な、流体温度変化が熱応力に変換される までの基本機構を中心に説明する。

流体温度変化に対する構造物の応答特性を、図 3.6-13 に示す基本モデルを用いて 考察する。流体温度の変化は熱伝達による減衰を伴い構造表面に伝わる。このため 構造表面温度は流体温度に対して若干遅れて追従する。表面温度は熱伝導により更 に減衰し板厚内部に伝わる。このため、構造表面温度と板厚平均温度との間に差が 生じる。温度に応じて熱膨張ひずみが生じようとするが、これらは互いに拘束し合 うことから、温度差に比例して板表面に熱応力が発生する。これらの基本的メカニ ズムは、接液した板表面をモデル化した熱容量体0と板内部を表す熱容量体1を熱 伝導で結合した2自由度モデルで記述することができる。詳細は文献 18)を参照のこ と。



図 3.6-13 過渡熱応力発生のメカニズム

(a) 流体温度ステップ変化に対する平板の熱応力応答

この2自由度モデルを用いて考察した過渡熱応力の応答式を図 3.6-14 に示す平板 モデルに拡張することによって、実用的な解を求める。1次元非定常熱伝導理論と 熱弾性論に基づき解を導出するが、これらの解は無次元級数の和として数学的に表 現されることから、設計に適用するにはその都度計算が必要となる。このため、実用 上の便利のため解を線図の形でまとめる努力がなされてきている。流体のステップ 温度変化に対する構造の温度を、フーリエ数 t*(無次元時間)とビオ数 B_i(無次 元熱伝達率)で表現したハイスラー線図 ¹⁹⁾が有名である。

ここでは、ハイスラー線図を拡張した流体温度ステップ変化に対する平板の熱応力応答線図を示す。

なお、平板の解に共通の記号(図 3.6-13~図 3.6-19)として以下を用いる。 $\sigma^* = \sigma/\{E\alpha T_0/(1-\nu)\}$:無次元応力、 $T_f^* = T_f/T_0$:無次元流体温度、 $t^* = \kappa t/L^2$:無次 元時間、 $x^* = x/L$:無次元深さ、 $Bi = hL/\lambda$:ビオ数、 $f^* = fL^2/\kappa$ 、 σ :応力、 T_f :流 体温度、f:流体の温度ゆらぎ周波数、 $\omega = 2\pi f$:角速度、 C: 比例定数 $T_s: 構造$ 材温度、<math>h:熱伝達係数、x:構造表面からの深さ、 α :線膨張率、 λ :構造材の熱 伝導率、 κ :構造材の熱拡散率、 ν :ポアソン比

流体温度ステップ変化による熱伝達表面の無次元熱応力は、図 3.6-15 に示すよう にビオ数 Biをパラメータとして、無次元時間の関数として記述することができる。

(b) 流体温度ランプ変化に対する平板の熱応力最大値

図 3.6-14 において、流体温度変化 Tfを図 3.6-16 に示すようにランプ変化した場合

の熱伝達表面の無次元熱応力の最大値は、図 3.6-17 に示すようにビオ数 Bi と無次元 化したランプ温度変化時間幅 $\Delta t *_R$ の関数として記述することができる ²⁰⁾。



図 3.6-14 流体温度ステップ変化を受ける平板



図 3.6-15 流体温度ステップ変化による平板表面の熱応力



図 3.6-17 流体温度ランプ変化による平板表面の熱応力最大値

(c) 流体温度正弦変化に対する平板の熱応力応答(サーマルストライピング) 原子力プラントの機器、配管において温度が異なる冷却材が合流する領域では、図 3.6-18 に示すように、流体混合により(1)主流中に温度ゆらぎが生じ、(2)境界層内で の流体温度ゆらぎが熱伝達係数を介して(3)構造表面に伝わる。この後熱伝導によっ て(4)構造内の温度ゆらぎとなる。構造温度分布は熱膨張変形を起こそうとするが、 変形は一定の割合で拘束されることから、拘束割合に応じて熱応力に変換される。 これが多数回繰り返されると(5)構造表面での高サイクル疲労き裂が生じることから、 熱応力による構造材の疲労破損に注意する必要がある¹⁰⁾。

図 3.6-14 の系に図 3.6-19 のように正弦波状の温度振幅が加わった場合の周波数応 答特性を調べることによって、サーマルストライピングによる応力発生メカニズム を考察する。

ゆらぎの周波数が高いと流体温度の構造材への伝達割合は構造の応答遅れから低下する。逆に周波数が低いと構造内の均熱化により温度が応力に変換されにくいため、結果として中間の周波数で熱応力が最大となる。1次元の連続体に対しても上記特性が求められており¹⁸⁾、温度ゆらぎにより配管に生じる熱応力をこれらによって計算することができる。流体温度ゆらぎに対する平板表面の熱応力の周波数応答特性を図 3.6-19 に示す。



図 3.6-18 流体温度ゆらぎによる高サイクル熱疲労発生機構



図 3.6-19 流体温度ゆらぎに対する熱応力の周波数応答特性

(3) 熱応力の数値計算

熱過渡応力の計算は、温度と応力の両者が関係するので理論解の存在する範囲は 限られている。このため、通常機器の解析には数値計算が利用される。応力を精度 良く予測するには局所形状を考慮する必要があることから、数値計算法としては、 有限要素解析が用いられる。有限要素法の詳細については多くの教科書(例えば文 献 21,22)があるので、ここでは非線形有限要素解析システム FINAS^{23),24)}を用いた解 析例を示す。数値計算は、温度応答解析と応力解析の2段階の手順を踏む。構造の 温度応答解析は、熱流動解析等によって得られた流体温度変化と熱伝達係数を熱的 境界条件として構造に負荷し、構造内の温度分布の時刻歴変化を計算する。応力解 析では、温度応答解析で得られた各時刻の構造温度分布を応力解析モデルに入力す ることによって、熱応力の分布とその時刻歴変化を計算する。

後述するように、厳しい熱過渡状態では熱応力は降伏応力を超えて塑性域に及ぶ とともに、高温状態ではクリープ効果も考慮した非弾性(弾塑性クリープ)解析が 必要になる場合が多く、さらにそれらの繰り返し挙動を把握することも求められる。 (一例として図 3.6-26 参照)しかし、ここではこれら構造解析技術に深くは立ち入 らずに、熱応力の基礎を理解することに主眼を置いて、計算例を記述するにとどめ る。 (i) 板厚方向の温度勾配による円筒の熱応力

図 3.6-20 に示すような、外壁をヒーター で被われた内半径 100 mm、肉厚 10 mmの円 筒が、内部を流れるナトリウムの急激な温 度変化を受ける場合について非定常温度解 析、および熱応力解析を行なう。ヒーター から与えられる熱流束は 1.0×10⁻⁶kcal/mm ²-sec であり、ナトリウム温度の時間履歴は 図 3.6-21 に示すものとする。材料は SUS304 であり、ナトリウムと内壁との境 界の熱伝達係数は別途与えられる。

非線形有限要素解析システム FINAS の 熱伝導4節点四辺形軸対称要素 HQAX4 と 熱伝達2節点軸対称要素 FLAX2 を用いて 有限要素モデルを作成し、時間増分は2.0



図 3.6-20 ヒーターで被われた円筒

秒/ステップで非定常温度解析を実施した。得られた計算結果の中から、最外面温 度が最大となる時点の断面内温度分布を図 3.6-22 に示す。

この円筒が 10 kg/mm² の軸方向分布荷重を受け、熱荷重として上記熱過度を受け る場合について熱弾性解析を行なう。非定常温度解析で得られた各時刻の温度分布 を応力解析の各ステップに与え計算を行なう。図 3.6-22 に示す温度分布を与えた場 合における応力成分の肉厚方向分布を図 3.6-23 に示す。



図 3.6-21 ナトリウム温度と熱流束の時間履歴



図 3.6-22 断面内温度分布



図 3.6-23 応力成分の肉厚方向分布

(ii) 液面近傍熱応力

図 3.6-24 に示すような、内半径 4,800 mm、肉厚 30 mmの円筒が軸方向に折れ曲がり を持つ温度分布を受ける場合について熱応力解析を行なう。

非線形有限要素解析システム FINAS の4節点四辺形軸対称要素 QAX4を用いて有限要素モデルを作成し、図 3.6-24 に示す温度分布を規定温度として与える。得られ

た軸方向応力分布を図 3.6-25 に示す。図 3.6-11 の理論解と比べ、同等の解が得られていることが分かる。







図 3.6-25 軸方向温度勾配による円筒の熱応力 軸方向の応力分布

3.6.3 構造物の強度と評価法

(1) 強度評価の枠組み

熱応力が降伏点を越えると構造物に弾塑性変形(例えば文献 25))が生じる。さ らに高温の場合はクリープ変形(例えば文献 26))がこれに重畳する。このため、熱 応力に対する強度評価は材料の弾塑性クリープ挙動を考慮した評価が行われる。こ のため、設計・建設規格のは、弾性解析によって得られた応力から弾塑性クリープ挙 動を予測した上で、それに基づき強度評価を行う枠組みになっている。設計・建設 規格は「解析による設計」の考え方を取り入れており、破損様式を想定し、様式ご とに破損機構を定式化したうえで、応力、ひずみ等の制限値の設定を行っている。 軽水炉主要機器の構造設計では、以下の破損様式の防止が図られている。

- (a) 延性破断 · 脆性破壊
- (b) 過大な塑性変形
- (c) 疲労破損
- (d) 弾塑性座屈

高速炉主要機器の構造設計では、上記に加えて材料のクリープ特性による以下の 破損様式がある。

- (e) クリープ破断
- (f) 過大なクリープ変形
- (g) クリープ疲労破損
- (h) クリープ座屈

この中で、熱応力に対して特に問題となる破損様式である(b)(f)の過大な変 形と(g)クリープ疲労破損に関して、破損機構のモデルと、応力、ひずみ等の制 限値を以下に示す。

(2) 変形評価

内圧また自重単独では過大な変形が生じない場合であっても、大きな熱応力が繰 返し作用する場合には両者の重畳効果により大きな変形が生じる場合がある。負荷 の繰返しにより次第に大きな変形が示される挙動は「ラチェット挙動」と呼ばれて いる。

図 3.6-26 は、現象を把握するために実機に負荷される荷重より数倍大きな荷重を 負荷して行ったクリープラチェット試験の一例である。図中に示されるように、こ こでは直管の軸方向に一定荷重を負荷した状態で、内部を流れるナトリウムの温度 を変化させることにより大きな熱応力が繰返し負荷されている。

これに対して、内部のナトリウムの温度が急激に変化することにより大きな熱応 力が加えられるとその度に変形が進み、さらにその変形量は一定軸荷重が単独で作 用する時に生じるクリープ変形より大きくなる傾向が認められる。

内圧のような荷重と熱応力との重畳効果により変形が進行する現象ば必ずしも高 温条件でなくても生じることがあり、「熱ラチェット」と呼ばれている。「熱ラチェ ット」の発生を防止するために、図 3.6-27(a)に示す Bree 線図(例えば文献 2))が 用いられる。荷重制御型応力(xパラメータで記述)と変位制御型応力(yパラメー タで記述)の組み合わせを制限するものである。非クリープ域では、応力を E、S、 P 領域に制限することで、ラチェット変形を防止できる。高温では、熱応力の重畳 により、クリープ変形が加速されるとともに、低温の場合よりも「熱ラチェット」 が生じやすくなる。このような現象はクリープ変形の増加と「熱ラチェット」的塑 性変形の増大が同時に起きることから「クリープラチェット」、または特にクリープ 変形が加速される点に着目して「促進クリープ」と呼ばれている。熱ラチェット制 限での Bree 線図に対応する設計線図は、0'Donnell & Porowski 線図(例えば文献 2))と呼ばれている(図 3.6-27(b))。ラチェット変形は、クリープ領域では、E、S、 P 領域でもラチェット変形が生じるが 0'Donnell & Porowski 線図上の $\sigma c=1.25 Z$ σ_y を用いてクリープラチェットひずみ量を保守的に評価できる。



図 3.6-26 過大な変形 (クリープラチェット) 評価²⁾



図 3.6-27 Bree 線図と O'Donnell & Porowski 線図 2)

(3) クリープ疲労破損評価

材料に繰返し荷重が加えられると、1回の負荷では破損が生じなくても、繰返し に伴いやがて破損に至る場合があることは、例えば針金を繰返し曲げることにより 破損に至ることから体験できる。このような破損は「疲労破損」また「疲れ破損」 と呼ばれており、繰返し荷重を受ける機器の健全性を維持する上で留意する必要が ある。

材料のクリープ特性が無視できる温度条件での寿命(繰返し数)は主として繰返 し負荷されるひずみの大きさ(ひずみ範囲)により定まるが、高温では保持時間の 増加に伴い、寿命が次第に低下していく。このような寿命の低下は、保持時間中に 作用する応力によるクリープ損傷と疲労損傷との重畳効果によって生じると考える ことができることから、このような破損は「クリープ疲労破損」と呼ばれている(例 えば文献 2))。

高速炉機器で主要な応力要因となる熱応力は、起動・停止のような運転サイクル により繰返し生じるので、構造設計では熱応力の繰返しによるクリープ疲労破損の 防止に細心の注意が払われる。

クリープ疲労寿命は、ひずみ範囲と応力履歴に支配されるので、ひずみ範囲と応 力履歴の的確な推定が破損防止を図る上で重要な着眼点となる。この的確な推定法 が「もんじゅ」用に定めた「高温構造設計方針」(文献 6)に集約)の主要な特徴と なっている。変形を生じさせない小さな変位制御型応力でも、それが多数回繰り返 されると疲労(高温ではクリープ疲労)き裂が発生する可能性がある。クリープ疲 労破損は図 3.6-28 に示す手順により、疲労損傷係数 Df とクリープ損傷係数 Dc の合 計値を制限することで防止する。



図 3.6-28 クリープ疲労寿命評価法 2)

3.6 - 19

JNC TN9410 2005-011

3.6.4 実機熱応力評価例

「もんじゅ」原子炉容器1次冷却材出口ノズルと原子炉容器液面近傍を例に実機 熱応力評価の概要を紹介する²⁷⁾。

(1) 「もんじゅ」原子炉容器1次冷却材出口ノズル

「もんじゅ」のプラント熱過渡の代表的なものは"手動トリップ"時の過渡変化 であるが、後述するごとく原子炉容器プレナム部の温度変化は、熱的に下流側に位 置する冷却系各部の温度変化へも大きく影響する。したがって、構造強度評価の熱 過渡条件を適切に設定するために同プレナム部の温度変化を適確に求め得る解析モ デルが必要とされる。"手動トリップ"時には原子炉トリップ信号の発生により、直 ちに制御棒が炉心へ挿入され炉心熱出力は急速に崩壊熱レベルまで低下する。1 次 および 2 次主冷却系の循環ポンプの主モータはトリップされ、冷却材流量はコース トダウンする。ポンプ回転数が所定の値に低下するとポニーモータによる低速運転 に自動的に引継がれ、1次および2 次主冷却系の流量は、それぞれ約 10 %及び約 7% 定格流量を維持する。また、補助冷却系を待機状態から起動し、2 次主冷却系の主 流路を蒸気発生器側から補助冷却系側に切換えることにより、空気冷却器による炉 心の崩壊熱除去運転が行われる。

炉心熱出力の急速な低下により炉心部ナトリウム温度は急速に低下し、大きな熱容量を持つ上部プレナム内での混合効果による温度変化の緩和を経て、1次冷却材 出口ノズル部の温度低下に現われる。この温度低下は、配管部を経て中間熱交換器 および空気冷却器へと順々に伝わってゆき、冷却系の高温側全体の温度が低下して ゆく。

一方、冷却系の低温側について見ると、補助冷却系の空気冷却器出ロナトリウム 温度が一定になるよう制御運転されるため、全体的には同温度レベルに維持される。 また、原子炉トリップ後の初期において、中間熱交換器 1 次側出口温度に比較的大 きな温度変化が生じるが、この温度変化は大きな熱容量を持つ下部プレナムでの混 合効果により、炉心部および上部プレナムへの温度変化に影響を及ぼさない。この 中間熱交換器での原子炉トリップ後の初期の温度変化は、1 次主冷却系と 2 次主冷 却系の流量コーストダウン特性の違いおよびポニーモータ運転時流量の違いにより 生じるものである。原子炉出口ノズル部の系統熱過渡荷重は、これまでに述べた不 確定要因を考慮した工学的設計係数を用いて、図 3.6-29 のように保守的に設定され る。

出口ノズルは主冷却系ホットレグ配管 32Bと取り合うセーフエンド型のノズルで あり、ノズル部板厚が配管部 11.1mm より管台部 65mm へとなだらかに変化する (図 3.6-30)。ノズル部は一般配管反力による荷重および周辺部材との剛性の差による 応力集中がある。

熱応力としては短期熱過渡により肉厚方向の温度差が大きく、また、ノズル部と 胴部との平均温度差も問題となる。原子炉トリップ後のナトリウム温度およびノズ ル付根部内外面の温度の推移を図 3.6-31 に示す。また、ノズル付根部の周方向応力 σ_θの推移を図 3.6-32 に示す。



図 3.6-29 原子炉出口ノズル部の系統熱過渡荷重の設定例



図 3.6-30 出口ノズル部の形状 27)



図 3.6-31 手動トリップ時の温度応答例 27)



図 3.6-32 手動トリップ時の応力応答例 27)

(2) 「もんじゅ」原子炉容器液面近傍

「もんじゅ」原子炉容器は液面を有しでおり、図 3.6-33 に示すように通常時はコ ンクリート建屋に支持される上部ブランジ部から 529℃の液面近傍部までほぼ直線 状の軸方向温度分布がついている。起動停止時等の過渡変化時においては、軸方向 温度勾配と熱膨張熱収縮により発生する応力も無視しえない。

そのため、液面近傍応力緩和対策として炉壁冷却方式や断熱構造方式等が考えられ

たが、「もんじゅ」では構造が単純でかつ応力緩和に信頼性の高い二つの液面による 緩和対策を採用した。

「もんじゅ」における液面近傍応力低減対策は、図 3.6-34 のように原子炉容器上 部胴に Y ピース部を設け、ここよりプロテクションライナーを立ち上げ内部を 2 重 円筒構造(バケット)としプロテクションライナー内およびバケット内に各々 オー バフローラインを設けることによりバケット内液位を独立に制御することとした。

運転方法は、原子炉起動の途中で止め弁(120MV₂)を開けることにより、バケット内の液位をレベル B よりレベル A に変更して行う。このような運転により、液面より上方の温度を人為的に上昇させ起動終了時の軸方向温度勾配の緩和が図られる。また、起動時前半に生じる応力をレベル B で受け、それ以外の時の応力をレベル A で受けることになり、熱荷重条件の緩和が図れることになる。

このような対策を行った後、液面近傍部に発生する軸方向温度分布を解析した。結 果を図 3.6-35 に示す。レベル B の状態で線番号 1、2、3、4 と昇温してきて壁面温 度は起動後 81,360 秒 (22.6 時間)、ナトリウム温度が 459℃の状態でバケット内液 位がレベル B よりレベル A に変更され、その後 5、6、7 と推移する。この間最も温 度勾配が急になるのがナトリウム温度 459℃になった直後の 68,260 秒の時点であり、 このときの温度勾配に対して応力解析を行い予測した、壁面(内面)の周方向応力 成分 (σ_{θ}) および軸方向応力成分 (σ_{Z}) の分布を図 3.6-36 に示す。

これにより、レベル B (EL33050) 近傍の壁面に最大応力が生じていることが分かる。



図 3.6-33 「もんじゅ」原子炉容器とその支持構造



図 3.6-34 原子炉容器液面近傍部の熱応力緩和構造



図 3.6-35 通常起動時液面近傍部温度分布 27)



図 3.6-36 通常起動時液面近傍部応力分布(68,260 秒)²⁷⁾

[参考文献]

- 1) 堀 雅夫:"基礎高速炉工学"、第8章、日刊工業 (1993)
- 2) 矢川元基、一宮正和:"原子炉構造設計 数値解析から耐震設計まで"、培風館 (1989)
- 3) Kasahara, N. and Kikuchi, M., : "Application of Elastic Follow-up Model to Evaluate Cyclic Transient Strength of Welded Vessels", ASME, PVP-Vol.313-2, pp481-486, (1995)
- 4) Gelineau,O., et al. : "High Cycle Thermal Fatigue: experience and state of art in French LMFRs", SMiRT16, Paper#1311, (2001)
- 5) ASME : "Boiler and Pressure Vessel Code Sec.III", (1963)
- 6) 日本機械学会: "発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第Ⅱ編 高速炉規格 "、 JSME S NC1-2005"(2005)
- 7) 日本機械学会:"発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第 I 編 軽水炉規格"、 JSME S NC1-2005"(2005)
- 8) 安藤良夫、岡林邦夫: "原子力プラントの構造設計"、東京大学出版会(1977)
- 9) 奥田恭令: "軽水型原子力発電所の熱疲労による配管の損傷の分析"、原子力アイ、 Vol.47、No.5.pp.60-64 (2001)
- 10)日本機械学会: "配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針"、S017-2003(2003)
 11) 今津彰:日本機械学会誌、89、 810、 p.80
JNC TN9410 2005-011

- 12) 竹内洋一郎:"熱応力"、日進出版 (1975)
- 13) 平修二、: "熱応力と熱疲労、 基礎理論と設計への応用"、日刊工業 (1974)
- 14) Noda et al. : "Thermal Stress", Lastran Corporation (2000)
- 15) 日本機械学会:"伝熱工学資料(改訂第4版)"、(1986)
- 16) 甲藤好郎:"伝熱概論"、養賢堂、(1965)
- 17) 庄司正弘:"伝熱工学"、 東京大学出版会 (1995)
- 18) Kasahara, N. and Takasho, H., : "Stress Response Functions to Multi-Dimensional Spatial Fluctuations of Fluid Temperature", ASME, PVP-Vol.443-1, pp25-31,(2002)
- 19) H.P.Heisler, : "Transient Thermal Stresses in Slabs and Circular Pressure Vessels", Journal of Applied Mechanics, (1953)
- 20) D.R.MacNeil and J.E.Brock, : "Engineering data file, Charts for transient temperature in pipes", Heating/Piping/Air Conditioning, (1971)
- 21) 矢川元基、宮崎則幸:"有限要素法による熱応力・クリープ・熱伝導解析"、サ イエンス社(1985)
- 22) 日本機械学会編: "固体力学におけるコンピュータアナリシス"、コロナ社 (1986)
- 23) 動燃事業団: "汎用非線形構造解析システム FINAS Ver.13 ユーザーズマニュア
 ル"、 PNC TN9520 95-014 (1995)
- 24) 核燃料サイクル開発機構、: "汎用非線形構造解析システム FINAS 解析例題書(第2版)"、 JNC TN9520 2003-006 (2003)
- 25) 日本機械学会:"材料力学ハンドブック<基礎編>"、(1999)
- 26) Penny and Marriott : " Design for Creep, second edition", Chapman & Hall, (1992)
- 27) 動燃事業団、高速増殖もんじゅ発電所:"原子炉容器の設計・製作・据付報告書"、
 ZN2410 89-015(1989)

第4章 ナトリウム系統設備と機器

本章では高速炉を構成しているナトリウム系統設備と機器について、4.1 節でシ ステムの観点から系統設備を、4.2 節で各系統設備を構成している主要な個々の機 器について説明する。前者については、高速炉として総合化されたプラントである 「もんじゅ」を中心に説明することとし、後者については、取り上げた個々の機器 について、その役割や型式等全体的な説明の後、「もんじゅ」で採用されている機 器を中心にその構造や開発の課題と経過について、研究開発の成果や実機での経験 等を含めて説明する。4.3 節で原子炉を中心に、設計上考慮すべき事項を総括的に 説明する。

4.1 高速炉プラントシステムとナトリウム系統設備¹⁾⁻⁶⁾

本節では高速炉の冷却材としてナトリウムを採用するにあたっての根拠やナトリ ウムを採用したプラントの特徴を説明し、さらに、高速炉のプラントとしてのシス テムの考え方や構成、炉型、世界の高速炉の開発の概要を説明する。続いて、プラ ントを構成する主要なナトリウム系統設備について、「もんじゅ」を中心に説明す る。

4.1.1 高速炉の冷却材としてのナトリウム 1)、4)

高速炉における冷却材の主要な選定条件として以下の4点があげられる。

- 中性子をなるべく減速させないこと
- ② 中性子の捕獲吸収がなるべく小さいこと
- ③ 除熱能力が優れていること
- ④ 燃料被覆管や構造材料との共存性がよいこと

そのため、冷却材の選定に当たって、高い増殖比を得るとの観点から、水など軽い原子核で構成されるものではなく、中性子の減速効果の小さい比較的重い元素で ある液体金属がまず注目された。

最初の高速炉であるアメリカの実験炉 CLEMENTINE では冷却材として水銀が 使用された。しかし、高価格、低沸点、循環させるための駆動動力の増大等の欠点 からその後の原子炉では採用されていない。

鉛、ビスマスについても、ロシアで潜水艦用原子炉である BREST-300 に採用される等の実績もあり、現在進められている「FRR サイクルの実用化戦略調査研究」においても検討対象冷却材として選定されて検討が進められている^{15),17)}。しかし、その成立性上の課題として、構造材との共存性の問題や、循環させるための駆動動力の増大などの問題から適用には大きな困難が伴うことが予想される。

これに対して、ナトリウム、カリウムおよびその合金である NaK は、熱的および核的に優れた性質を有していることから、高速炉の冷却材として開発の当初から

有望視されていた。常温で液体である NaK は、初期の高速実験炉である米国の EBR-Iや英国の DFR の冷却材として用いられた。しかし、NaK はナトリウムに 比べると熱伝達性能が劣り、また、化学的な活性が強いことからそれ以降使用され ていない。ナトリウムは「もんじゅ」での漏えい事故の発生に伴い、改めてその使 用に当たっての検討が進められているが ¹⁵⁾⁻¹⁷⁾、世界の高速炉での採用実績や使用 経験から、高速炉の冷却材として主流となっている。

表 4.1-1 に軽水と比較したナトリウムの熱的な性質を示す。比熱は水の約 1/4 で あるが、熱伝導率は水の約 100 倍、熱拡散係数は水の約 500 倍と、熱的な特性が 極めて優れていることがわかる。熱物理的性質については 1.1.3 に、熱流動の観点 からのナトリウムの特徴については 3.1.1 に記載されている。

ム吸が性さがと殖かてた水ナは収小子せ小か比らい、とト中断さをるさらのもる比同リ性面く減能い、観優。重等ウ子積中速力こ増点れまがな

表 4.1-1 軽水と比較したナトリウムの熱的な性質⁴⁾

	7K (285℃, 70alg)	ナトリウム (500℃)	備考
密 度(kg/m²)	742	832	水とほぼ同じ
比 熱(Kcal/kg・℃)	. 1.27	0,302	水の約 1/4
動粘性係数(×10 ⁻ °㎡/S)	0.129	0.284	水の約 2 倍
熱伝導率(Kcal/m・h・℃)	0.49	57.5	水の約 100倍
熱拡散係数(×10⁻⁵㎡/S)	0.145	63.8	水の約 500倍

ことから循環させるための駆動動力の増大の心配もない。ナトリウムは約 98℃で 液体となり、その沸点は 1 気圧で約 880℃とかなり高く、原子炉の通常の運転範囲 で沸騰することがないので、伝熱特性に急激な変化が発生することはない。さらに、 急激な密度変化もないことから、原子炉の核特性に対しても大きな変化を与えるこ ともない。また、ナトリウムはステンレス鋼等の構造材との共存性が優れており、 ステンレスの容器内でアルゴンガスなどの不活性ガスの環境下で適切な純度管理を 行うことにより安定な物質として扱うことができる。高速炉においては、伝熱媒体 としてのナトリウムは通常 400℃前後で炉心に入り、ここで加熱されて 500~ 550℃で炉心部を流出するように設計されている。したがって、約 880℃の沸点に 対して十分に低い温度で使用されるので特に加圧する必要はなく、高速炉では 1 次 系も 2 次系もほぼ常圧で運転される。

以上に述べたナトリウムの特徴は以下のように整理することができる。

- 中性子を減速する能力が小さいことや中性子の捕獲吸収が小さいこと等、高速炉での使用に当たっての核特性に優れている。
- ② 熱伝導率が大きいこと等から熱伝達性能が優れている。

- ③ 融点が約 98℃、沸点が約 880℃でありこの間の温度では加圧する必要はなく、 ほぼ常圧で使用できる。
- ④ 単原子液体なので、熱、放射線で分解したり損傷を受けることが少ない。
- ⑤ 適切な純度管理を実施することにより、SUS304、SUS316 などのオーステナ イトステンレス鋼材料に対する腐食は極めて小さく、共存性が優れている。
- ⑥ 値段が比較的安い。
- ⑦ 比重が1以下で軽く、ポンプ動力が少なくてすむ。
- ⑧ 電気伝導度が高いことから電磁ポンプ等の使用が可能となる。

しかし、化学的にはきわめて活性であり、空気中で燃焼し、また水とは激しく反応して水素を発生する。そのため、ナトリウムの漏えい時の安全対策や蒸気発生器でのナトリウムー水反応に対する対策が極めて重要となる。また、常温で固体であることから、系統に予熱装置が必要となることや、空気等の外気との接触を避けるためにカバーガスの雰囲気に保持することが必要となること、酸素等の不純物の純化装置が必要なこと等の留意点を有する。さらに、ナトリウムは放射化され、²²Na(半減期:2.6 年)と²⁴Na(半減期:15 時間)となる。定期点検時等では、半減期の長い²²Naからの被ばくを低く抑えるため、点検対象ループの直下にあるダンプタンク等のナトリウムを他のループに移送する等の対応が必要となる。

液体ナトリウムが伝熱媒体として大規模に利用されるのは高速炉がはじめてであったことから、その採用に当たって、ナトリウム技術が世界的に開発され、その特性の把握がなされた。また、多量のナトリウムを使用した施設や原子炉が設計、建設、運転され、多くの実績が積まれてきた。

日本においても、ナトリウム技術に関する各種の研究開発が実施され、大量のナ トリウムの扱いについては「常陽」、50MW 蒸気発生器試験施設等で豊富な経験を 有しており、また、「もんじゅ」においてもナトリウム漏えい事故を含めて多くの 経験を有している。

ナトリウムの基礎的な物理的特性については **1.1** 節で、化学的な性質については **1.2** に記載されている。

4.1.2 プラントシステム ^{1)、4)}

(1) プラントの構成と特徴

高速炉のシステム構成の概要を軽水炉と対比して図 4.1-1 に示す。

以下、高速炉に関してはループ型を、軽水炉については加圧水型(PWR)を取り上げて、プラントの構成とその特徴について説明する。

いずれの炉においても、原子炉容器の中心部に設置されている燃料の核分裂により熱が発生する。軽水炉では、その熱は冷却材・減速材である水に伝えられ、高温 となった水は給水ポンプによって循環されて蒸気発生器に送られ、2次系の水に熱 を伝えて蒸気を製造し原子炉圧力容器に戻る。高速炉では、燃料の核分裂で発生し た熱は冷却材であるナトリウムに伝えられ、高温となったナトリウムは1次主循環



4.1 - 4

ポンプにより循環されて中間熱交換器で2次主冷却系のナトリウムに熱を伝えた後、 原子炉容器に戻る。2次主冷却系に伝えられた熱によりナトリウムと水の熱交換器 である蒸気発生器で蒸気が製造される。両炉において、製造された蒸気はタービン に送られ、発電機で電気に変換される。

使用済燃料は、軽水炉では原子炉容器の蓋を取り外して燃料交換機で取り出され、 水プールに貯蔵される。高速炉では原子炉容器を密封した状態で燃料交換機と燃料 出入機で遠隔操作により原子炉容器内から取り出される。使用済燃料の冷却方式と しては、「常陽」等が採用している原子炉容器内に保管する IVS 方式と、「もんじ ゅ」や Super-Phenix 等が採用しているナトリウムで満たされた外部容器内に貯蔵 する EVST 方式がある。使用済燃料は崩壊熱が一定のレベルに減衰した段階でそれ らから取り出されて、付着したナトリウムを洗浄し缶詰缶に封入され、再処理工場 に搬出されるまで水プールに保管される。

原子炉冷却材バウンダリからの冷却材漏えいに対する安全対策としては、軽水炉 では配管破損が発生すると減圧沸騰して急速に冷却材(水)が失われて冷却材喪失 に至る恐れがあるが、非常用炉心冷却系が作動して炉心を再冠水し、燃料は冷却さ れ、崩壊熱は残留熱除去系で除去される。それに対して高速炉では系統の圧力が常 圧に近いことから、冷却材漏えいが発生しても冷却材(ナトリウム)はガードベッ セルで保持されて炉心を冷却するための最低必要液位が確保される。そのため軽水 炉のような非常用炉心冷却系は不要である。

主冷却系以外の原子炉の補助的な施設として、軽水炉には残留熱除去系、原子炉 隔離時冷却系、原子炉冷却材浄化系等が設置されている。高速炉では崩壊熱除去系、 メンテナンス冷却系、ナトリウム純化系、カバーガス系、オーバーフロー系、充 填・トドレン系、予熱・保温等が設置される。

高速炉の主要な特性を軽水炉と比較して表 4.1-2 に示す。

冷却材としてナトリウムを使用することに伴う高速炉の特徴は以下のとおりであ る。

- 冷却材としてのナトリウムは沸点が高く蒸気圧が極めて低いことから高温低圧での運転が可能である。
- ② 高温での運転が可能なことから熱効率を 40%以上と、軽水炉と比較してかなり 高くすることができる。
- ③ プラントが低圧となることから軽水炉に比較して機器・配管は薄肉とすることができるため、物量を少なくするポテンシャルを有している。しかし、ナトリウムの流れに起因する構造体の振動や、地震に伴って発生するナトリウムの揺動が構造体に与える荷重も含め地震荷重と熱荷重のバランスを図る設計が必要である。
- ④ 高温で運転され炉心出入口温度差が大きいこと、ナトリウムが使用されることに
 伴い過渡時には急激な温度変化が発生しやすいため、機器等に発生する熱応力に
 対する配慮が必要である。
- ⑤ 低圧で運転されるため万一の冷却材(ナトリウム)バウンダリの破損が発生して

も減圧沸騰の発生はなく、ガードベッセルにより炉心液位が確保されることから、 非常用炉心冷却系に相当する系統は必要ない。

- ⑥ プラントの通常運転からナトリウムが沸騰するまでに大きな温度余裕があるため、 異常な過渡変化が発生しても安全上の裕度が大きい。
- ⑦ 蒸気発生器におけるナトリウム-水反応の発生が炉心におよぼす影響を防止する 目的で軽水炉にない中間ループ(2次主冷却系)が設置されている。
- ⑧ ナトリウムの漏えいや蒸気発生器での水の漏えいに対する十分な安全対策が必要である。

⑨ ナトリウムは常温で固体であることから、系統に予熱装置が必要となる。化学的に活性なことから、それを取り扱う系統は不活性ガス雰囲気とすることが必要である。 また、酸素等の不純物の純化装置が必要となる。

	項目	軽水炉(PWR)	高速炉(「もんじゅ」)
1	中性子	熱中性子	高速中性子
		~0.1eV(平均)	~200KeV(平均)
2	核分裂断面	数 10Dbarn	約数barn
3	燃 料 濃 縮 度	U-235 低濃縮 2~3% Zr	Pu 高富化20~30% SUS
4	目標燃焼度	50,000MWD/T 以上	80, 000MWD/T
5	ブランケット	無	^{2 3 3} U
6	减速 材	·軽_ 水	無
7	出力密度	30∼100k₩/&	~300kW/£
8	增殖比	約 0.6(転換比)	約1.2
9	運転温度	~300°C	~500°C
10	出口・入口温度差	~30°C	~150℃
11	冷却材 融点 沸腾点	軽 水 0℃ 100℃	ナトリウム ふ 約 98℃ 約 880℃
12	原子炉容器圧力	PWR 150気圧 BWR 70気圧	常 圧 (ポンプ吐出圧~10気圧)
13	容器肉厚	10~25cm	2.5~5 cm
14	構造材	炭素鋼	SUS

表 4.1-2 高速炉の主要な特性の軽水炉との比較 4)

(2) 高速炉の炉型

高速炉の開発にあたって、 世界で多くのシステムが設 計、製作、運転されてきた が、その炉型は1次主循環 ポンプと中間熱交換器が原 子炉容器の外に設置され配 管で結ばれているループ型 と、炉心とともに 1 次主循 環ポンプと配管、および中 間熱交換器が大きな原子炉 容器内に組み込まれ、それ ぞれを結ぶ流路が容器内に 形成されるタンク型に大き く分類することができる。 ハイブリット型はループ型 とタンク型の折衷案で炉容 器は比較的小型であり、炉 容器外周囲にループ数に応 じたナトリウム充填のタン クを設けて1次主循環ポン プと中間熱交換器を収納す る構造となっている。

図 4.1-2 にループ型、タ ンク型およびハイブリット 型のプラント構成を示す。

中間熱交換器 タービンヘ 1次主循環ポンプ 2 次主循 電ポン-炉心 蒸気発生器 タービンから 原子炉容器 格納施設 次ナト 一次ナトリウム系一 水/蒸気系 リウム系 【ループ型】 1次主循環ボンフ 中間熱交換器 格納施設 ピンへ Пルーフスラフ Ø 2次主循 環ポンプ 蒸気発生器 炉心 タービンから 主容器 原子炉 ニ次ナトリウム系 -水/蒸気系 一次ナトリウム系-+ 【タンク型】 1次主循環ポンプ タービンへ 中間熱交換器 2 次主循 環ポンプ 炉心 蒸気発生器 タービンから 原子炉 サテライトプール 格納施設 ニ次ナトリウム系 水/蒸気系 ナトリウム系 【ハイブリット型】

(i) ループ型

図 4.1-3 に「もんじゅ」 の全体系統図を示す。その 図 4.1-2 ループ型、タンク型および ハイブリット型のプラント構成¹⁾

他のループ型高速炉の例としては、EBR-II、ラプソディ炉、SEFOR、DFR、エンリコフェルミ炉、「常陽」、FFTF、SNR-300、BN-350 などがある。

原子炉容器、1 次主循環ポンプ、中間熱交換器が個別に設置されているため、構造が単純であり、各機器間のナトリウムの移動や荷重の伝達は配管を介してのみ行なわれる。従って、現象の解明が比較的容易であり、不確定な要素の入る余地は少ない。また、各機器の独立性が高いため接近が容易であり、保守性、補修性に優れている。しかし、1 次主冷却系の熱膨張を吸収するための配管の引き回しによっては 1 次主冷却系の設置面積が大きくなる可能性がある。また、1 次冷却材であるナ

トリウムの漏えいに対して、ナトリウム受けの容器などが必要となる。ループ型に おいては配管短縮が主要な課題である。

■ 赤色は1次冷却系を示す



図 4.1-3 「もんじゅ」の全体系統図 3)

(ii) タンク型

タンク型の概念例として図 4.1-4 に Super Phenix の断面図を示す。



図 4.1-4 「Super Phenix」断面図¹⁾

タンク型の高速炉の例としては、EBR-II、PFR、Phenix、BN-600 などがある。

タンク型は原子炉容器内に 1 次主循環ポンプ、中間熱交換器、配管が収納される ため、1 次主冷却系がコンパクトとなり、原子炉建屋全体を小さくできる可能性が ある。また、冷却材のインベントリーが大きく、過渡時の温度変化が小さくなる。 しかし、中間熱交換器の下部と 1 次主循環ポンプは低温部におく必要があるため、 隔壁(原子炉容器内の高温部と低温部を分離している壁)を設置する必要のあるこ とから構造が複雑となり、冷却材の移動や荷重の伝達などでこの隔壁を介した各機 器間の相互作用が発生しやすく、現象が複雑になりやすい。また、原子炉容器が大 きく耐震性や製作性に対する配慮が必要となる。

タンク型炉では、隔壁を含めた機器・構造間の相互作用への対策が設計上の課題 である。

日本の高速増殖実験炉の開発は昭和 39 年頃から日本原子力研究所で開始され、 その初期にループ型とタンク型(当時はポット型と呼ばれていた)の両者について 設計研究が行われ比較検討された。当時の海外先行炉では、EBR-II、SEFOR、 DFR、エンリコフェルミ炉、ラプソディ炉等がループ型であり、EBR-IIがタンク 型であった。このような状況の中で、どちらの型式が優れているとは一概に言えず、 炉型の選定はその国の高速炉の建設経験や工業基盤の相違、安全性に対する考え方 などによると考えられた。実験炉としては、試験のしやすさや保守管理の容易性が 最重要であるとの考えから、設計例も多く従来技術の延長のループ型が選定された。

第2ステップである高速原型炉「もんじゅ」は、その設計・製作・建設・運転の 経験を通じて、高速炉としての発電プラントの性能・安全性・信頼性・運転性の見 通しを実証することを第1目的としている。

「もんじゅ」の主要プラント概念は、昭和 40 年代に形成されたが、その骨格は 原子炉施設としての「常陽」の開発経験を、また、蒸気供給系についての 50MW 蒸気発生器試験施設を用いたナトリウム加熱蒸気発生器の開発経験を踏まえて形成 された。

炉型選定に当たっては、「常陽」の開発経験を踏まえて種々検討した結果、ルー プ型・タンク型の両型式いずれも実用化され並存するであろうと言う見方にたちつ つ、次の2点からループ型が選定された。

- タンク型は優れた概念であるが、主容器内に配置する各機器の信頼性が十分高い ことが前提条件で、原型炉の開発時期から考えると若干の無理があり、また研究 開発費もループ型に比べてかなり大となる見通しであった。
- ② 原型炉は開発段階の炉であるため、機器の補修・改良等が必要になろうが、この 場合にはループ型の方が有利と思われた。
- (3) 世界の高速炉の開発^{1),2),4),12)}

表 4.1-3 に世界の高速炉(実験炉、原型炉、および実証炉)の主要な概念の変遷 を示す。

	-	·		1						
実証伊	フランス	S PHENIX	124	490/18 4	41.6	4/4	一体風流	XXX	+⊦∪ 0 Δ	1998 運転 終了
	*	16/1 1	280	483/12 5	ビール	3/3	分離貫流	XOM	+ + 100 ▲	中設設
0	۴۲۳	SNR-300	327	495/16.7	1-1	3/3/	分離貫流	XOM	, 4	1991 計画 中止
	アランス	PHENIX	250	510/16.3	476	3/3	分離貫流	Ň	<i>±</i> トリウ Δ	日期
100	選入田	BN-600	009	505/13.7	61.6	3/3	分離貫流	20 (#11) (10)	1 Νυσ Δ	中国國
		BN-350	350 350 (発電+ 水製造)	435/4 9	レーブ	6/6	自然循環	203	ታኮሀታ ል	1998 連転 終了
	イギリス	H.	270	513/16.8	61.6	3/3	申傳導	XOW	1 695 А	1994 連転 第7
	₽本		(50 140) 140)	1	لمار	2/2	. 1	XX	74 74	日期
	メイン	FBIR	13.2	480/12 25	<u>у</u> Л	2/2	振 調せ	联合物	ታኮሀታ Å	中國
	ドイツ	KNK-#I	221.4	485/7.85	J-J	2/2	光蘭サ	XON	ታኮሀታ ል	1991 連転 終了
	アランス	RAPSODI	(9)	j	レーゴ	52	l	XON	ታトリウ Å	1983 連転 終了
ı ب	a ا	BOR-60	12	440/8	ブーブ	2/2	() 「 「 」。 「 」。 「 」。 「 」。 「 」。 「 」。 「 」。 「	XON	ታኮሀ ታል	中間
実験	四	88-5 10	(0 2 0 6 1)	1	プーンバ		ť	XOM	水銀後ナトリ ウム	中国
	イギリス	μ	ŭ	280/1.3	ピーパ	2/2	建設	金属ウラ ン合金	Na - K	1977 通転 終了
	カ (主要な何)	H-H-	(400)]	111	33	l.	XON .	ታトリウ ል	建品終了
		FERMI	8	405/17.3	プープ		分離費流	10 ⁴ 指合 金	ታトリウ ል	1972 連転 終了
	ブメリ	II -¥83	R	438/8 79	414	M	分離貢流	金属	ナトリウ ム	1994.運転 終了
	原子炉		 一種類出 力 Mee (0)は 酸出力 Met) 	②蒸煮条 件 (温 度C/圧 力(Pa)	国代式	④ループ 数1次系 2次系	⑤蒸気サ イクル	6	回冷却对	⑧備考

表4.1-3 高速炉の主要な概念の変遷

4.1 - 10

(i) 実験炉

14 基の実験炉が建設されたが、この内、4基(「常陽」、BR-10、BOR-60、 FBTR)が現在も運転中であり、その他は運転が中止された。(表には示していないがこの他中国の CEFR が建設中である)

炉型としてはほとんどがループ型であり、EBR-Ⅱのみがタンク型である。出力 規模としては熱出力で 40~400MWt、電気出力で 12~21.3MWe である。

炉心燃料としては主にプルトニウムとウランの混合酸化物燃料(MOX)が使われたが、EBR-Ⅱでは金属燃料が、インドのFBTRではより高い線出力と増殖性の 期待されるウランとプルトニウムの混合炭化物燃料が使用された。

EBR-I等の初期の実験炉では NaK や水銀も使用されたが、その後の実験炉では いずれもナトリウムが使用されている。主ポンプ、燃料交換機等の主要機器につい てはほぼ同形式のものが採用されたが、蒸気発生器はそれぞれの炉で形式が異なり、 設計の多様性と開発の困難さが示唆されている。

これらの実験炉は各種のトラブルを経験したが、いずれもそれを克服して、初期 の目的である小規模炉心での増殖性やナトリウム冷却系を主体とする高速炉として の基本システムの成立性や機能について実証した。その後は、主として高性能、高 信頼炉心の開発のための燃料や材料の照射ベッドとして、あるいは新型機器の実証 用の試験施設として活用された。

(ii) 原型炉

現在、Phenix、BN-600 が運転中である。BN-350 は 1999 年 4 月に運転停止 された。アメリカの CRBRP は設計を終えて機器の製作、建設が始められた段階で、 カーター政権の核不拡散政策により 1983 年に建設中止となった。旧西ドイツの SNR-300 は建設工事を終了し燃料装荷の段階まで進捗したが、州政府が燃料装荷 の許可を与えず、経済的な理由から 1991 年に計画が中止された。イギリスの PFR はその目的を達成して 1994 年に運転を終了した。「もんじゅ」は臨界達成後、ナ トリウム漏えい事故により停止中であり、再開に向けた準備が進められている。

炉型としてはループ型、タンク型がほぼ半数ずつである。炉容器の大きさをその 直径で見ると、ループ型が約6~7m、タンク型がその約2倍の12~13mである。

燃料には主としてウランとプルトニウムの混合酸化物燃料が用いられており、増 殖比は 1.0~1.24 の範囲にある。

出力規模は熱出力で 600~1,000MWt(BN-600 は約 1,500 MWt)、電気出力で 250~380MWe であり、その役割である発電を含めたプラントの総合的な技術の実 証を念頭に置いた規模が採用されている。

熱効率は平均約 40%で高温のナトリウム使用により高い値となっており、高速 炉の特長の1つが実証されている。

いずれの炉も発電に供せられると同時に、燃料・材料の照射ベッドとしても活用された。

4.1 - 11

(iii) 実証炉

各国で設計検討が進められたがフランスの Super Phenix のみが 1986 年に完成、 稼動した。旧ソ連の BN-800 は、1987 年に着工されたが、経済的な事情から1 時 建設が停止されており、最近になって再開の議論がなされている。1984 年以来進 められていたフランスを中心とした欧州先進国諸国による EFR (欧州高速炉)の 設計検討は 1998 年に終了した。

建設された唯一の炉である Super Phenix は、炉外燃料貯蔵槽でのナトリウム漏 えい等のトラブルに遭遇し、また、政治的な軋轢の中で 1998 年に廃炉の判断が下 された。

(4) 世界の高速炉におけるトラブル経験

各国の高速炉で経験してきたトラブル例の一覧を表 4.1-4 に、ナトリウム漏えい 事故例を表 9.5-2 に示す。

炉心関係としては EBR-Ⅱでの炉心溶融、FERMI 炉での燃料溶融が大きなもので、燃料被覆管の破損もいくつかの炉で経験している。

ナトリウム漏えいは、多くの炉、各種の機器で経験している。軽水炉での水漏れ のことを考えると、防止策を確立することの困難なことが予想され、確実な火災発 生の防止、拡大の防止を達成することが重要である。

蒸気発生器でのトラブルもほとんどの原子炉で経験しており(表 4.2-9 にも示されいる)、ナトリウムの漏えいと同様に、小規模の段階で対策のとれる方策を確立 することが重要である。

主循環ポンプにおいても多くのトラブルを経験している(表 4.2-4 にも示されている)。

これらのナトリウムに関するトラブルや事故については 4.2 節の各機器の説明で、 ナトリウム試験装置の設計・製作の不具合例については表 9.1-1 に示されている。 9.5 には「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故および「常陽」のメンテナンス建家 火災事故および海外の事故例について記載されている。

以上、各種の大小の試験施設での研究開発を踏まえて、14 基の実験炉、5 基の原 型炉、1 基の実証炉が設計、建設、運転され、総合的な技術の実証がなされてきた。 いずれの炉においても、多くのトラブル、事故を経験したが、それを克服して運転 を再開し、長期運転の実績を蓄積している。高速炉の基本的な技術の成立性につい ては、これまでの実績で確認することができたが、その実用化に向けて、更なる安 全性、信頼性、安心の得られる社会受容性の追求が重要であり、その上に立った総 合的な経済性の達成が重要である。

		アメリカ			イギリス 旧ソ速(ロシア)		(7)	フランス			日本				
		EBR- J	FER MI 炉	EBR- Ö	PFTF	Ď FR	PFR	BR-6	BN- 350	BN- 600	Raps odic	Pheni x	Super Pheni	「常 陽」	「もん じゅ」
Ⅰ−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−−	炉心溶脓	•													
	燃料溶融	· .	٠	,										;	
	燃料被獲管の破損				٠	•	٠	.•	9			٠			
	反応度低下											•		- 20	
日機器か	 1.次系漏えい 				Ì					8	٠				
	1次系 NaK 漏えい				4	•	5 19					•			
	1 次純化系配管備えい									٠					
507	2 次系漏えい							s 10			•				٠
トリウ	中間熱交換器漏えい		1.5	2			-					•	· .		
ム 湖 え	蒸気発生器漏えい					•	18					1			
••• 	ボンブおよび空気冷却 器漏えい					÷.		•				î.		8	
	炉外燃料貯蔵補満えい	·										- 4	٠		
l I	二重管壁伝熱管の破損			۲		2		٠					190		
热気ズ	応力履食と水漏えい			5											
北 生 器	蒸気発生器水漏えい					8.	٠		٠	٠		•		51025605	
	伝熱管の大規模破損			96 A.			٠								
ポン	ナトリウム 福環ポンプ の故障			٠	•			Cint :	r					1	
プ 等	冷却派循環ポンプ調滑 油 Na 中への泥入														
	主容器の内部構造物の 振動												•		
	カバーガス中への空気 進入、Na汚染											1	٠		
その他	2次系配管・タンクの 欠陥								The second second			•			
	ナトリウム貯蔵タンク 洗浄作業中の爆発										•				
	暫によるタービン建屋 の部分被損												•		

表 4.1-4 世界の高速炉におけるトラブル経験の例

4.1.3 原子炉構造

原子炉構造は運転中に炉心で発生する熱エネルギーを 1 次主冷却系に伝達するこ と、事故時を含む炉停止後の崩壊熱を除去すること、種々の出力状態で原子炉を安 定に制御し異常時には緊急炉停止を行う機能を担う。炉心を内包してナトリウム流 路を確保する原子炉容器、炉心を支持し各炉心構成要素への流量配分を行う炉内構 造物、炉心を構成する炉心構成要素、反応度を制御する制御棒および制御棒駆動機 構、炉心からの放射線と熱を遮へいする遮へいプラグ等より構成される。

図 4.1-5 に「もんじゅ」の原子炉構造の概略図を示す。



図 4.1-5 「もんじゅ」の原子炉構造の概略図 13)

原子炉容器は中央部に設置されている炉心がナトリウムで浸漬され冷却されるように液位を一定に確保している。

遮へいプラグでは炉心からの放射線と熱を遮へいするとともに、原子炉容器内の ナトリウムの蒸気やミストが外部雰囲気と接触しないように気密性が確保される。 さらに、炉心の燃料集合体を交換する燃料交換機を搭載し、炉心のどの燃料集合体 にも燃料交換機のつかみ部がアクセスできるように遮へいプラグの一部の回転プラ グが回転するように設計されている。炉内構造物は炉心支持と炉心流量配分の役目 を有している。炉心上部機構は制御棒を上下する制御棒駆動機構のための案内管、 および各燃料集合体からのナトリウムの温度や流量を計測するセンサを保持している。

原子炉構造の特徴は以下のとおりである。

- ① 原子炉容器は、回転プラグと回転しない固定プラグの間および原子炉容器と固定 プラグとの間のシール機構にナトリウムを直接接触させないように自由液面を有 している。液面の上部はアルゴンガスで満たされる。液面近傍部に生じる軸方向 の温度勾配を小さくして定常的および過渡的熱応力を低減する目的で、原子炉容 器の液面近傍部には種々の炉壁保護対策が取られている。
- ② 使用済燃料集合体を炉心から引き抜く場合、集合体を常にナトリウム中に浸漬し、 崩壊熱を除熱しながら行なう。炉心からの中性子の上部方向の遮へいの一部をナ トリウムに期待する目的で、原子炉容器上部プレナム(炉心から液面までの空 間)の高さは軽水炉に比較して長い。
- ③ 原子炉容器の板厚は 50mm 程度と軽水炉と比較して薄いため、地震荷重に対す る種々の対策をとっている。たとえば、制御棒の挿入性を確保する目的で、原子 炉容器の地震時の変位を限定するためにその下部に耐震振れ止めを設けることが ある。また、座屈に対しても設計上の配慮をしている。これに対して、軽水炉で は主要な設計荷重は内圧であり板厚が厚いため、地震に対しては十分な剛性が確 保されている。高速炉では原子炉容器の剛性を向上する上で軸長短縮が極めて重 要であり、また物量削減の観点からも軸長短縮が望まれる。
- ④ 原子炉を緊急停止させると、原子炉容器の上部プレナムでは、出力が急減した炉 心を通り抜けた低温ナトリウムが、通常運転の状態の高温ナトリウム中に低速で 入り込んでくる。そのため、上部プレナムの上層が高温に、下層が低温になる温 度成層化(サーマルストラティフィケーション、3.3.2(1)参照)と呼ばれる現象 が発生する可能性がある。この温度界面に接する構造材は軸方向に温度勾配が大 きくなる可能性があるので、熱遮へい板を取り付けたり、この現象を早期に解消 するため流れを促進する等の対策が取られる。
- ⑤ 燃料集合体と制御棒から温度が異なるナトリウムが流出する。これが炉心の出口 で混合する時に温度ゆらぎが発生する。そのため、炉心の直上の炉心上部機構は 高サイクルの熱応力を生ずる可能性がある(3.3.2(1)参照)。そのため、温度ゆ らぎを小さくしたり、疲労強度の高い材料を使用する等の対策が取られる。
- ⑥ 1 次主冷却系のナトリウムバウンダリ内部の圧力が外部より高くなるように原子 炉容器のカバーガス圧力を設定する。これによって 1 次主冷却系のナトリウムバ ウンダリに万一貫通部が生じた場合でも、外気の侵入を防止できる。しかし、原 子炉構造などのシール部分に負荷がかからないようにその圧力を可能な限り低く 設定している。
- ⑦ 原子炉容器と固定プラグとの間などの環状カバーガス空間には対流を防止するための構造を取り付けている。これは、環状空間の対流を防止することによって原子炉容器の周方向温度分布の発生による変形や、環状空間に運ばれたナトリウム

4.1 - 15

ミストが低温部で固化して回転プラグの作動不良を起こす等の不具合を防止する ためである。

4.1.4 冷却系

冷却系の役割は原子炉の燃料の核分裂により発生した熱を1次主冷却系、2次主 冷却系を介して水・蒸気系へ伝達することである。水・蒸気系で得られた高温、高 圧の蒸気によりタービンを回して発電する。

「もんじゅ」冷却系の系統図を図 4.1-3 に、配置図を図 4.1-6 に示す



図 4.1-6 「もんじゅ」冷却系の配置図 13)

原子炉容器から流出した1次主冷却系のナトリウムは中間熱交換器で2次主冷却 系のナトリウムへ熱を伝え、2次主冷却系のナトリウムの熱は蒸気発生器により 水・蒸気系へ伝達される。1次主冷却系と2次主冷却系の主循環ポンプには機械式 たて型自由液面遠心式が使用されている。中間熱交換器には直管型伝熱管が、蒸気 発生器にはヘリカルコイル型伝熱管が用いられている。原子炉の緊急停止時には原 子炉の出力が急速に低下するため、炉心冷却能力を適切に追従させ、ナトリウム温 度の急速な変化を避けるように主循環ポンプ駆動モータをトリップさせる。過渡時 の炉心冷却能力を確保しつつ、停止状態に移行させるために、主循環ポンプには適 切な回転慣性を持たせて流量低下を緩慢に行なわせるとともに、ポニーモータと呼

4.1 - 16

ばれる小型の駆動装置により、原子炉停止後の崩壊熱を除去するためのナトリウム の流動を確保する。万一の各種事故時における炉心の確実な冷却を保証するために、 「もんじゅ」では独立なA、B、Cの3系統の冷却系を有している。

主冷却系の特徴は以下のとおりである。

- 「「「小と蒸気発生器との間に中間系として軽水炉にない2次主冷却系を有している。これは、蒸気発生器の伝熱管に万一損傷が生じてナトリウム-水反応が発生した場合、その影響が炉心や原子炉構造各部に及ばないようにするためである。
- ② 原子炉容器と同様に主冷却系の配管や機器などの板厚は薄くすることができる。 配管は熱膨張によって生ずる応力を小さくするよう設計されている。
- ③ 高速炉は低圧で運転され、ナトリウムバウンダリは靭性に富む材料で製作される。 そのため、瞬時破断は生じないという漏えい先行型破損(LBB)概念が採用され ている。
- ④ 中間熱交換器では1次主冷却系より2次主冷却系の圧力を高くしている。これは1次主冷却系に万一貫通部が発生した場合、放射性ナトリウムが2次主冷却系に移行しないようにするためである。
- ⑤ 中間熱交換器は静的機器であり必ずしも自由液面を持つ必要はないが、主循環ポ ンプは回転機器であり原子炉容器と同様に自由液面を有する。
- ⑥ ナトリウムは常温では固体であることから、ナトリウムを充填する際の凝固を防止する目的で、機器、配管を200℃程度に予熱する。
- ⑦ 主循環ポンプは一般に構造物が低温に保たれ、設計が容易となる原子炉容器入口 側(コールドレグ)に設置される。ただし、キャビテーションを避けるために吸 込み側の圧力損失を小さくする必要があり、中間熱交換器の圧力損失を適切な範 囲に抑制することが必要である。高温設計をして原子炉容器出口側(ホットレ グ)に設置する場合は、圧力損失の制限は必要なくなる。
- ⑧ 配管破損事故を想定して事故時においてもナトリウムの流路を確保できるような 液面レベル構成としている。

プラントシステムとしての総合的な熱流動評価については 3.4 に記載されている。

(1) 1次主冷却系

「もんじゅ」1 次主冷却系の鳥瞰図を図 4.1-7 に示す。

1 次主冷却系は中間熱交換器、1次主循環ポンプ、1次主循環ポンプオーバフロ ーコラム、配管、弁類等で構成される 3 ループの熱輸送系からなり、格納容器内に 設置されている。

1 次主冷却系は、炉心の冷却を行うための 1 次ナトリウムを保有する重要な系統 で、通常運転時はもとより、燃料交換時、メンテナンス時や運転時の異常な過渡変 化時および事故時の炉心冷却にも使用される。

定格運転時に1次主冷却系材は1次主循環ポンプにより約397℃で原子炉容器下 方より流入し、原子炉で約529℃に加熱される。加熱されたナトリウムは原子炉容


図 4.1-7 「もんじゅ」1 次主冷却系鳥瞰図 ¹³⁾

(2) 2次主冷却系

2次主冷却系の鳥瞰図を図 4.1-8 に示す。

2 次主冷却系は蒸発器、過熱器、2 次主循環ポンプ、2 次主循環ポンプオーバフ ローコラム、蒸気発生器出入口止め弁等より構成される独立した 3 ループの熱輸送 ループからなる。設置の目的は通常運転時における原子炉の発生熱を 1 次主冷却系 から受けとり、

水す料壊備で異炉気弁却器け崩連蒸と換を伝る時リ生閉備ロこ熟的気と時補達。にッ器じの止と除いににには却こに原、止助冷をっ転して達然崩設と、子蒸め冷却開てにて



図 4.1-8 「もんじゅ」2 次主冷却系鳥瞰図¹³⁾

崩壊熱を除去する機能が要求される。

各ループはプラント定格運転時に中間熱交換器から蒸気発生器に約 238MWt の 熱を伝えるとともに、補助冷却設備による崩壊熱除去運転の際には、約 15MWt の 熱を補助冷却設備に伝える。

(3) メンテナンス冷却系

「もんじゅ」のメンテナンス冷却系の系統図を図 4.1-9 に示す。

メンテナンス冷却系は主冷却系統のプラントメンテナンス時に、原則として 1 次 主冷却系の B ループとともに炉心からの崩壊熱を 1 次ナトリウムにより除去し、1 次メンテナンス冷却系中間熱交換器を介して 2 次メンテナンス冷却系に伝達し、2 次メンテナンス冷却系空気冷却器により大気中に放散する。さらに、プラント運用 上、何らかの原因により補助冷却設備による除熱が期待できない場合に炉心からの 崩壊熱を除去する。



図 4.1-9 「もんじゅ」のメンテナンス冷却系系統図 13)

4.1.5 崩壞熱除去系

崩壊熱除去系は原子炉を停止した後も発生する崩壊熱を除去するための系統である。高速炉の崩壊熱除去に当たっての特徴として以下の2点が挙げられる。

 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・

 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・
 ・

 ・
 ・
 ・
 ・
 ・

 ・

 ・

 ・

 ・

 ・

 ・

 ・

 ・

 ・

 ・

されており、水をスプレイ状に噴射して冷却する。これに対して、高速炉では冷 却系統が大気圧に近い状態で運転されることから、原子炉容器,中間熱交換器, 1 次主循環ポンプにガードベッセルを設置することにより、万一ナトリウムバウ ンダリーが破損しても漏えいするナトリウムの量は制限され、炉心は常時ナトリ ウム中に保持されて冷却機能は確保される。

② ナトリウムは密度の温度依存性や熱伝導度が大きく、さらに、高速炉の通常運転時の原子炉出入口温度差が大きいことから、自然循環によるナトリウムの流量確保が容易である。また、ナトリウムの温度が高いことから空気への放熱性がよいため自然循環による熱除去能力が高い。

これらの特性を考慮しつつ、高速炉では各種の崩壊熱除去系が考えられている。

崩壊熱除去系は冷却系の一部に設置されるが、冷却系のどの部分に設置されるか によって熱除去方式が異なる。ループ型における各種方式を図 4.1-10 に示す。



図 4.1-10 高速炉での各種の崩壊熱除去系¹⁾

DRACS(Direct Reactor Auxiliary Cooling System) は原子炉容器内に直接 熱交換器(DHX)を浸漬して炉心を冷却する方式である。プール型ではこの方式と なる。

PRACS(Primary Reactor Auxiliary Cooling System)は1次主冷却系に補助 冷却器を組み込んで冷却する方式で、一般的には中間交換器の内部に組み込まれる ことが多い。

IRACS (Intermediate Reactor Auxiliary Cooling System) は 2 次主冷却 系に補助冷却器を設置して冷却する方式であり、2 次主冷却系配管から分岐して設 置することが多い。 SGAHRS(Steam Generator Auxiliary Heat Removal System)は水・蒸気系 に補助冷却器を設置して冷却する方式であり、タービンバイパス系から分岐して設 置することが多い。

この図には示していないが、この他に原子炉容器外壁を冷却する方式 RVACS(Reactor Vessel Auxiliary Cooling System)も考えられている。

除熱方式として強制循環と自然循環があり、上記のシステムと組み合わされる。 これらの中でどの方式を採用するかはシステム設計における安全性に対する考え方 やプラントの容量、コスト等が総合的に判断されて決定される。

3.5.4 に熱流動の観点から崩壊熱除去系について説明されている。

「もんじゅ」は2次主冷却系配管から分岐して空気冷却器を設置する IRACS を 採用しているおり、補助冷却設備と呼んでいる。「もんじゅ」の崩壊熱除去系系統 図を図 4.1-11 に示す。



図 4.1-11 「もんじゅ」補助冷却設備の系統図 13)

原子炉のトリップに至るようなプラントの異常状態や緊急状態において、2次主 冷却系とともに1次主冷却系からの除熱を行うこと、および燃料交換時等の長期に わたる原子炉停止時の炉心崩壊熱の除去を行うことを目的としており、1ループ当 たり15MWtの除熱能力を有している。その関連系統を含めて独立3ループで構成 されるが、原子炉トリップ後の崩壊熱除去は1ループでも可能である。

配置上も 3 ループは各々独立しており、各ループの雰囲気も独立であり、万一の ナトリウム火災発生時にも他ループへの影響が極力ないように配慮されている。さ らに、蒸気発生器出入口止め弁、および 2 次主冷却系循環ポンプポニーモータを含 めて、工学的安全施設として定期的な作動試験が可能な設計として系統の信頼性を 高めている。

ナトリウム側流路は配管、空気冷却器本体、電磁流量計、空気冷却器出口止め弁 および空気冷却器出口止め弁バイパス弁等で構成されている。一方、空気側流路は ベーン、送風機、入口ダンパ、空気冷却器本体、出口ダンパ、ダクト等により構成 されている。「もんじゅ」では全動力電源喪失時にも自然循環運転が可能なように、 原子炉、中間熱交換器、空気冷却器の各機器の間で図 4.1-12 に示す高低差を設け ている。空気冷却器の伝熱中心とダクト出口の高低差は空気側の自然通風量を考慮 し約 10m としている。また、出入口ダンパは無停電電源系からの給電により駆動 が可能となっている。



図 4.1-12 「もんじゅ」補助冷却設備各機器間の高低差 4)

50MW 蒸気発生器試験施設に「もんじゅ」の 1/5 スケールの補助冷却設備を設置 し、蒸気発生器との連携操作を含めて崩壊熱除去時の総合的な特性試験が実施され た。自然循環時を含んだ空気冷却器の静的な特性のデータが得られ、それを踏まえ た動特性試験が実施された。また、各種の事故模擬試験が実施されて事故時におけ る蒸気発生器系統から崩壊熱除去系統への切り替え時の動的な特性が把握された。 これらのデータにより解析コードが検証され「もんじゅ」の設計に反映された。⁷⁾

「常陽」においても崩壊熱除去系の自然循環時における除熱能力を評価する目的 で各種の条件で自然循環模擬試験が実施された。30%負荷運転時から、ポンプをト リップさせ、自然循環に移行させた試験では、最終的に約 15%の自然循環能力の あることが確認された ^{1),9)}。これらのデータによる解析コードの検証も行われた。

(8.1.3、3.5.5参照)

同様な試験が FFTF、EBR-IIにおいても実施され、自然循環による高速炉の崩壊熱除去運転の成立性が確認されている。

「もんじゅ」総合機能試験に於ける「自然循環模擬試験」の結果では、2 次系ポ ニーモータの停止でナトリウム流量は一旦減少するが、約 60m³/h に低下した時点 で自然循環力により流量が増大して設備の入口、出口ナトリウム温度差約 50℃で 約 100m³/h の自然循環流量が得られることが確認された¹⁴⁾。

4.1.6 ナトリウム補助系

ナトリウム補助系にはナトリウム中の不純物(主として酸素と水素)を取り除く ナトリウム純化系、保守・補修時にドレンしたナトリウムを貯蔵し再び充填する機 能を有するナトリウム充填・ドレン系、自由液面を有する容器の液位を一定に保つ ためのナトリウムオーバフロー系、ナトリウム自由液面を覆う化学的に不活性なア ルゴンガスを取扱うカバーガス系、予熱・保温設備がある。ナトリウムを管理する 上から直接的に関係する系統であり、重要な系統である。以下にそれらについて概 略を示す。

(1) ナトリウム純化系 1)、4)

ナトリウムには不純物として非金属元素である酸素、炭素、水素などが、金属元 素である鉄、コバルト、ニッケル、マンガン、ウラン、ハフニウムなどが含まれて いる。このうち、酸素や水素は構造材料や燃料被覆材の腐食におよぼす影響の防止 や空気や水の混入の早期検出のためにできるだけ低濃度で管理する必要がある。炭 素に関しては材料の浸炭、脱炭の防止の観点から適切な濃度に管理することが必要 である。金属元素のうち鉄、コバルト、ニッケル、マンガンなどは放射化されるの で、放射線被ばくの観点から低濃度に制御することが必要となる。また、ウラン元 素は燃料の破損検出の観点から低濃度に制御することが望ましい。

ナトリウム純化系の設置の目的は以下のとおりである。

- 不純物による材料の腐食、材料強度の劣化および不純物の析出による狭い流路の 閉塞の防止(酸素濃度目標値1次系:3ppm以下、2次系:10ppm以下)
- ② 1 次主冷却系ナトリウム中の放射性腐食生成物等による放射能レベルの上昇の防止、保守・補修作業の効率化
- ③ 蒸気発生器からの水リークの検出のための主冷却系に設置する水漏えい検出器の 感度の維持(2次系、水素濃度目標値170ppb以下)

酸素や水素を除去する方法としてはコールドトラップを使用する方法が最も一般 的である。

純度管理の基本事項に関しては 6.1 節,6.2 節に、コールドトラップの概要と使用

経験については 4.2 に、不純物計測については 5.3.2 にそれぞれ記載されている。 「常陽」における純度管理に関連した設備の概略を図 4.1-13 に示す。「常陽」 においては以下により純度管理を実施している。

a コールドトラップによるナトリウムの純化

b プラギング計によるナトリウム中不純物の連続監視

c ガスクロマトグラフによるカバーガスアルゴン中の不純物の連続管理

d 系統からナトリウムおよびカバーガスアルゴンを定期的にサンプリングして分析 し不純物濃度を確認

「常陽」には万一燃料破損が発生した場合の対応として、1 次ナトリウム純化系 にセシウムを選択的に捕獲する性質を持つガラス状カーボンを用いたセシウムトラ ップが設置されている。破損燃料から冷却系に放出され、長期間にわたって冷却系周り の放射性線源となる ¹³⁷Cs を捕獲回収することができる ⁴⁾。「常陽」の純度管理実績 については 2.7.5、6.2.3、8.1.3(5)に記載されている。



図 4.1-13 「常陽」における純度管理に関連した設備の概略フロー⁴⁾

「もんじゅ」1次ナトリウム純化系の系統図を図 4.1-14 に示す。

本系統は、コールドトラップ(1次系 C/T)、エコノマイザ、ドレンタンク、冷却器、循環ブロア、サージタンク、プラギング計、サンプリング装置及び1次ナト リウム純化系配管・弁類等で構成され、ナトリウムを内包する設備は格納容器内に、 それ以外の設備は原子炉補助建物内に設置されている。



図 4.1-14 「もんじゅ」 1 次ナトリウム純化系系統図

1 次系ナトリウムの純化は、1 次系オーバーフロータンクを介し、エコノマイザ を経由して1 次系コールドトラップに流入し、不純物を除去した後、再びエコノマ イザで熱を回収し、1 次系オーバーフロータンクに戻る経路で行う。

また、1 次系オーバーフロータンクより汲上げられたナトリウムの一部は、プラ ギング計に流入しナトリウム中の不純物濃度が測定される。プラギング計内では、 冷却管で戻りのナトリウムと熱交換した後、プラギング計ポンプで加圧され冷却・ 加熱管で温度制御を行い、オリフィス部で不純物濃度計測を行った後、冷却管を経 由して純化系汲上配管に戻る。更に、1 次系ナトリウムは適宜、プラギング計を経 由してサンプリング装置に送られ、サンプリング管内に採取される。

1 次系コールドトラップでナトリウムを冷却した窒素ガスは、冷却器で原子炉補 器冷却水と熱交換され、循環ブロアにより加圧されて再び1次系コールドトラップ に流入する。

「もんじゅ」2 次ナトリウム純化系の系統図を図 4.1-15 に示す。本系統は、コ ールドトラップ、エコノマイザ、ドレンタンク、冷却器、循環ブロワ、サージタン ク、プラギング計、サンプリング装置および配管、弁類等で構成される。ナトリウ ムはオーバフロータンクから電磁ポンプで純化系にくみ上げられ、エコノマイザを 経由してコールドトラップに流入し、不純物を除去した後、再びエコノマイザによ り熱を回収し 2 次主冷却系を介してオーバフロータンクに戻る。オーバフロータン クから汲上げられたナトリウムの一部はプラギング計に流入し、ナトリウム中の不 純物濃度が測定され、さらにナトリウムは適宜、プラギング計を経由してサンプリ ング装置に送られ、ここでサンプリング管内に採取される。



図 4.1-15 「もんじゅ」2次ナトリウム純化系系統図

(2) ナトリウム充填・ト・レン系

ナトリウム充填・ト^{*}レン系の役割は、冷却材であるナトリウムを受入れ、これを 冷却系統に充填し、あるいは必要に応じてドレンし、そのナトリウムを貯蔵するこ とである。

「もんじゅ」の1次ナトリウム充填・ドレン系の系統図を図 4.1-16 に示す。



図 4.1-16 「もんじゅ」1次ナトリウム充填・トレン系系統図

ダンプタンク、ガス抜きポット、1 次ナトリウム充填・ドレン系配管・弁類等で 構成され、主として格納容器内の窒素雰囲気室内に設置される。ドレンは原則とし てサイフォン効果併用による重力落下法で行い、充填はノーマルレベル(NsL)ま では1次ナトリウムオーバフロー系電磁ポンプBによるか、もしくは当該タンクを アルゴンガス加圧するかのいずれかによって行う。ノーマルレベル以上の充填は原 則として真空引きによって行う。

「もんじゅ」の 2 次ナトリウム充填・ト レン系の系統図を図 4.1-17 に示す。各 ループに対応して設けられたオーバフロータンク、A・C ループに設置されたダン プタンクの計 5 基のタンクと 2 次主冷却系各系統との間を結ぶ配管および B ルー プと A ループあるいは C ループのダンプタンクとを連絡する配管、その配管に設 けられた弁、さらに、2 次主冷却系、補助冷却設備のガス抜きを行うための配管な らびに弁等から構成されている。



図 4.1-17 「もんじゅ」 2 次ナトリウム充填・ト レン系系統図

(3) ナトリウムオーバフロー系

図 4.1-18 に「もんじゅ」の 1 次ナトリウムオーバフロー系の系統図を示す。オ ーバフロータンク、A および B の 2 台の電磁ポンプ、それぞれの出口に設置された 電磁流量計、配管、弁類等で構成され、格納容器内の窒素雰囲気室内に設けられる。 オーバフロータンク内ナトリウムは電磁ポンプ A および電磁ポンプ B により原子 炉容器に汲上げられ、原子炉容器からのオーバフローナトリウムはオーバフロータ ンクに落下流入することにより回収される。



図 4.1-18 「もんじゅ」1 次ナトリウムオーバフロー系系統図

電磁ポンプ B により汲み上げられるナトリウムは原子炉容器汲上ライン途中で分岐して一部 1 次ナトリウム純化系に汲上げられ、純化後、オーバフロータンクに戻される。

電磁ポンプ A および電磁ポンプ B の出口配管には電磁ポンプ待機運転時ダクト 内ナトリウム温度低下および起動時の誘導加熱によるダクト過熱の防止のために、 オーバフロータンク内のナトリウムを循環させるミニマムフローラインが設けられ、 原子炉容器へのナトリウム汲上中断時にも電磁ポンプの運転を継続できる。

「もんじゅ」の2次ナトリウムオーバフロー系の系統図を図 4.1-19 に示す。2 次ナトリウムオーバフロー系は 2 次主冷却系が運転時(主モータ運転)には蒸発器 からナトリウムをオーバフローさせ、また補助冷却系による除熱運転時(ポニーモ ータ運転)には 2 次主循環ポンプオーバフローコラム(以下ポンプオーバフローコ ラムという)からナトリウムをオーバフローさせ、ナトリウムの液位を一定にして オーバフローしたナトリウムを2次ナトリウム充填・ト^{*}レン系オーバフロータンク (以下オーバフロータンクという)に導く設備である。

本系統は蒸発器およびポンプオーバフローコラムに接続されてオーバフロータン クに至るオーバフローラインおよび各オーバフローラインに設置される空気作動弁 から構成されている。

本系統は原子炉補助建物内に設置され、蒸発器室、2 次主循環ポンプ室、オーバフロータンク室で各々蒸発器、ポンプオーバフローコラム、オーバフロータンクに 接続されている。蒸発器オーバフロー管は蒸発器伝熱管束部がメンテナンスを考慮 し胴部より引き抜ける構造となっているため、蒸発器オーバフロー管も嵌合部で切 り離しが可能な構造となっている。



図 4.1-19 「もんじゅ」2 次ナトリウムオーバフロー系系統図

(4) カバーガス系

ナトリウムを使用する施設ではナトリウム自由液面が存在するが、ナトリウムと 空気の接触を防止するために、化学的に不活性なカバーガスで覆う必要がある。こ の系はカバーガス系と呼ばれ、通常アルゴンガスが使用される。ガスを供給する系 統との接続部にはナトリウムのミストや蒸気の供給系への流入を防止するためにそ れらを捕獲するための目の細かい金属網を収納したミストトラップやベーパトラッ プが設置される。

カバーガスの純度管理の基本的な事項については 6.2.5 に記載されている。

図 4.1-20 に「もんじゅ」の原子炉容器および1次主冷却系機器のナトリウム自 由液面を覆うための設備である1次カバーガス系系統図を示す。。



図 4.1-20 「もんじゅ」1 次系カバーガス系系統図

この系統は以下の機能を有する。

- ① 原子炉容器および1次主冷却系機器内カバーガス圧力制御
- ②1次主冷却系機器の自由液面ナトリウムの酸化防止
- ③1次アルゴンカバーガス中の放射能の浄化
- ④1次主冷却系循環ポンプ軸封ガス供給
- ⑤ 微調整棒駆動機構アニュラスパージガス供給
- ⑥ 充填・ト レン系タンク間のナトリウム加圧移送
- ⑦1次主冷却系機器配管内の真空引きおよび Ar ガス置換
- ⑧ ⁴¹Ar の減衰
- ⑨ 燃料要素より核分裂生成物の漏えいが起きた場合の放射性希ガス(Xe および Kr)の減衰

1 次系であることから、通常のカバーガスの機能に加えて、特に放射性ガスの取り扱いが重要である。そのために「常陽」にはカバーガス浄化装置¹¹⁾が設置されている。

カバーガス浄化装置は、燃料破損時や限界照射試験時に発生するカバーガス中の Xe、Kr 等の希ガス FP を高効率で回収し、既存の廃ガス処理系における貯留負荷 を軽減し、環境への放出を抑制することを目的とした設備である。「常陽」では燃 料破損検出後に原子炉を停止してシッピング法により破損燃料を検出することとしてい るが、その操作による被ばくを低減すると同時に、環境への放出を抑止するもので、活 性炭吸着床を用いた深冷吸着法によりカバーガス中のFPガスを吸着回収する。装置の

概念を図 4.1-21 に示 す。回収効率を確認す るために性能試験を実 施し、希ガスのワンス ルー回収効率は Xe,Kr それぞれにつ いて約 90%および約 85%以上であること が確認された。

図 4.1-22 に「も んじゅ」2 次カバー ガス系系統図を示す。



図 4.1-21 「常隊

「常陽」のカバーガス浄化設備 ⁹⁾



図 4.1-22 「もんじゅ」2 次系カバーガス系系統図

この系統は以下の機能を有する。

- ① 2 次主冷却系のアルゴンガス置換、呼吸
- ② 蒸気発生器(過熱器)の液面制御
- ③ 2 次主冷却系循環ポンプの軸封ガスの供給

これらの機能は供給系、呼吸系および液面制御系により行われる。

供給系は供給母管、配管および弁類で構成され、アルゴンガス供給系設備よりア ルゴンガスの供給を受け、呼吸系、ポンプシールガス系、液面制御系、加圧系へア ルゴンガスを供給する。

2 次主冷却系設備へのナトリウムの充? に際し、2 次ナトリウム充? ドレン系設備のダンプタンク、オーバフロータンクのガス加圧を行う。

呼吸系は呼吸タンク、配管弁類およびタンクベーパトラップで構成される。蒸発 器、ポンプオーバフローコラム、オーバフロータンク、ダンプタンク、2次ナトリ ウム充?ドレン系ガス抜きポットのカバーガス空間を呼吸タンクに導通することに よりこれらのカバーガス圧力を一定に保つ。

呼吸タンクはガスの吸排気により圧力を 0.098±0.0098MPa に制御する。ポンプ オーバフローコラムおよび蒸発器の通常時の呼吸はオーバフロータンクおよびダン プタンク用の呼吸系を介して行うものとし、排気時のナトリウム蒸気を除去するた めにベーパトラップが設置されている。

主循環ポンプ運転時は系統の圧損により過熱器のナトリウム液位が上昇する。このため、アルゴンガスの圧力を制御することによりナトリウム液位をノーマルレベル(NsL)に保つ。液面制御系は過熱器ベーパトラップ、配管および弁類で構成される。通常運転時過熱器の液位をカバーガスの吸排気により警報設定値(基準液位±150mm)の範囲内に制御する。

(5) 予熱・保温設備

予熱保温設備はナトリウムの充填等に先立ち機器や配管類を所定の温度まで昇温、 保持すること、およびコールドトラップ、ベーパトラップ等を再生運転のために所 定の温度まで昇温、保持することを目的に設置されている。

予熱は一般的には予熱電気ヒータを配管や機器の外表面に敷設して行うが、「常 陽」の1次主冷却系では2重管による加熱窒素ガス方式を採用している。

予熱ヒータには図 4.1-23 に示すマイクロヒータとシーズヒータがある。マイク ロヒータはシーズヒータに比べて細く、複雑な形状の場所にも容易に取り付けられ るがシーズヒータは大型のタンクや機器への設置に適している。内部の発熱線はマ イクロヒータでは直線状であるがシーズヒータはコイル状のものを使用している。

予熱電気ヒータによる予熱方法としては、「もんじゅ」では機器および配管類に 直接取付けて予熱する方式(図4.1-24)と、弁等複雑な形状のものに対しては、被 加熱体を鋼製箱で覆い、その箱の内面に取付けて予熱する方式が用いられる。その 上に図4.1-25に示すように保温材が取付けられる。溶接線のISI時等に保温、ヒ ータ、ナトリウム漏えい検出器、熱電対等の取り外し、取付けが容易にできるよう に、それらを一体物に組み込んだ保温構造物(パッケージ保温)や空気冷却器の様 に予熱ヒータをダクト内に設置し、保温材をダクトの外側に設置する方式もある。

(4.2.5 参照)

保温材の選定に当たっては、保温のための断熱特性が優れていること、保温材の 取り付けられる機器や配管の最高使用温度を考慮して長期の使用に耐えうる強度を 有すること、軽量であること、配管や機器、ヒータの材料を腐食させたり応力腐食 の原因とならないように含有する塩素が十分に低いこと等が重要である。さらに、 ナトリウム漏え

いに対して、燃 焼したり化学的 に反応して有毒 な物質の発生の ないこと、可能 な限り水分の含 有量の小さいこ と等に配慮する 必要がある。選 定に当たっての 各種の試験や多 くの使用経験を 踏まえて、保温 材としては一般 にロックウール 系、セラミック 系が使用されて



図 4.1-23 電気予熱ヒータの例 4)



図 4.1-24 予熱用ヒータの固定方法 4)

いる。

保温材の施工に当たってはコールドポイントの発生を防止すること、機器や配管 の熱膨張に配慮してそれらに影響を与えないように留意することが重要である。

- 予熱の制御方式として以下の3方式がある。
- ① 被加熱体の温度の高低に応じて電源を入り、切で制御する ON-OFF 制御方式 (図 4.1-26)
- ② 予熱ヒータを連続通電状態にして被加熱体の温度を規定値以上に保つ飽和予熱方 式(図 4.1-26)
- ③ 直列に配置された予熱ヒータを被加熱体の温度に応じて順次 ON または OFF と させ、その部分のナトリウムを凝固または融解させることを目的としたフリーズ シール制御方式(図 4.1-27)

フリーズシール制御方式はドレン配管やベント配管において、弁座でのリークが あったり、あるいは誤操作などにより不用意にそれらの弁が開かれたとしても、ナ トリウムがドレンされることのないように、これらを雰囲気温度まで下げることに より凝固させるものである。フリーズシールを溶融させるときには各部の温度の変 化に十分に留意して配管側から順次実施し、弁への負担を少なくすることが必要で ある。

予熱・保温に関しては、当初のナトリウム試験装置の製作時から、以下に示すよ うな多くのトラブルや経験を積み重ねてきた。

- a 予熱ヒーターの配管への取り付けで、配管の伸びを考慮せずに固定して過大な引 張応力の発生により断線した。
- b 予熱ヒーターの断線を放置した状態でナトリウムを充填してナトリウムの固化が 生じた。
- c 熱電対が振動などで設置箇所からずれて、正確な温度を示さずコールドポイント が発生しナトリウムが固化した。
- d 塩素を多量に含んだ保温材を使用したため、ステンレス製のシースヒーターの絶 縁不良が発生した。

「常陽」では長期間の運転をとおして予熱に関して以下の経験をした。

イ 1次系(主冷却系以外の配管)予熱ヒータの制御装置は設置以来 20 年以上使用したため老朽化したことから平成 10 年に更新した。従来の制御装置は操作盤一面と制御版十面からなり約 350 点のヒータの温度を現場の個別調節器の設定により制御していたが、図 4.1-28 に示すように、ON-OFF 制御を計算機によって行い、中央制御室の端末機により一元的に制御できるようにした。また、マルチ画面を採用して視認性を高め、マウスで容易に運転制御ができるようにし、マン・マシン・インターフェースを重視した構成とした。計算機の演算処理装置を二重化して電源装置を分割して多重性を持たせることにより、予熱ヒータ制御装置の盤を操作盤1面と制御盤7面に合理化することができた。さらに、詳細なヒータ温度制御が迅速にできるようになり、よりきめ細かな運転制御が可能となった。

4.1 - 34





配管への保温材取付状態



図 4.1-25 保温材の取り付け方法 4)


図 4.1-26 予熱の制御方式 (ON-OFF 制御/飽和予熱) 4)



図 4.1-27 予熱の制御方式 (フリーズシール制御) 4)



図 4.1-28

「常陽」における予熱制御の高度化(1)

ロ 従来の制御方式では熱電対 の温度信号が個々の誤差お よび被予熱体への密着状態 の差異による相対的な検出 誤差を持っていることから、 精度の高い温度制御が困難 であった。そこで、ナトリ ウムが循環している系統を 対象に新しい概念の制御方 式を開発した。図 4.1-29 に示すように、系統を代表 するナトリウム温度を選定 し、これを制御目標と比較 して目標値より低ければそ の時点で遮断されていると ータの最も優先順位の高い ヒータから順に投入し、逆 の場合は逆方向にヒータを 遮断する方式であり、ヒー タの投入と遮断による局所 的な温度変化が検出温度直 接影響を与えることがなく



図 4.1-29「常陽」における予熱制御の高度化(2)

することができた。この方式により高い精度での予熱制御が可能となり、従来の 制御目標値±10℃に対して±1℃の制御が可能となった。また、ヒータの不必要 な投入がなくなり、予熱電力の節減を図ることができた。

「もんじゅ」において、垂直配管等では配管と保温材の間の僅かな空間が煙突の ようになり、暖められた空気がこの空間を上昇する煙突効果が発生し、配管下部の 温度が十分に上昇しない現象が生じた。対流防止板の設置及びヒータ容量の増加に よりこのような煙突効果を防止をすることができた。

4.1.7 燃料取扱系

燃料取扱系の設備は、新燃料をサイトに受入れて原子炉容器内の炉心に装荷する までと使用済みの燃料を原子炉から取り出してサイト外へ搬出するまでの一連の操 作のために使用される。

軽水炉では原子炉容器の蓋を開けて、目視で直接監視しながら全て水中で取り扱われるため、その設備は高速炉に比べて比較的簡単である。高速炉の燃料取扱系は ナトリウムを使用することから、軽水炉とは非常に異なる設備の一つである。

高速炉の燃料取扱設備には以下のような配慮がされている。

- ① 使用済燃料集合体の取扱は、ナトリウム中あるいは付着しているナトリウムと空気中の酸素との反応を防止するためアルゴンガス雰囲気で行なわれる。各種の操作は、それぞれの雰囲気を確保して実施する必要があるため、お互いを隔離しているドアバルブなどの開閉操作を伴う。
- ② 炉心から使用済燃燃集合体を引き抜く場合には、軽水炉のように原子炉容器の上 蓋を開けて実施することができないことから、一般には原子炉容器の回転プラグ および燃料交換機に回転機構を設け、それにより位置決めして密封された環境下 で引き抜くこととなる。これらの操作は目視での作業ができないことから遠隔で 行なう必要がある。
- ③ 原子炉容器と燃料取扱設備との接続、切離し時には、接続空間への空気の混入および放射化されたアルゴンガスの放出防止のため、接続空間は清浄なアルゴンガスで置換する必要がある。
- ④ 燃料交換時の系統のナトリウム温度は、ナトリウム中の作業に支障をきたさないように 250℃程度とする。なお、燃料を取り扱うグリッパなどの機器は、ナトリウムの凍結に起因する動作不良を発生させないように、あらかじめ 200℃程度に予熱する必要がある。
- ⑤ 燃料交換作業時の系統のナトリウム温度は急激な変化を生じさせないことが必要である。これは、燃料交換機のように長尺な軸構造物内に駆動機構を設置した機器では、使用環境の温度の急激な変化による材料の伸び差で微妙な作動誤差を生じることがあるためである。新燃料は、通常常温の空気中で保管されていることから、原子炉容器に装荷する前にアルゴンガス雰囲気に置換し、さらに 200℃程度に予熱する。

- ⑥ 燃料交換機は、燃料交換実施時のみ原子炉容器上部に据え付けられ、ナトリウム 中で使用される。そのため、保管中は機器内部に付着したナトリウムが酸化等に よって固着することのないようにアルゴンガスを封入して管理する必要がある。
- ⑦ 燃料を直接掴んだり放したりする燃料出入機等のグリッパは、ナトリウム中とガス中の両環境で使用されるため、使用条件で極端な温度差を発生させないように常時予熱しておく必要がある。また、取扱う燃料を燃料出入機の容器内に吊上げた時に、燃料からナトリウムが滴下してドアバルブのシール面に付着することがある。これを防止するため、5分間程度ナトリウムを滴下させた後にドアバルブを閉止することとしている。その後滴下するナトリウムについては、これを受けるドリップパンをドアバルブ上に設けて回収する。
- ⑧ 高速炉では、燃料の燃焼度が高いため使用済燃料の崩壊熱も比較的高いこと等から「もんじゅ」では原子炉の外側に炉外燃料貯蔵槽を置き、原子炉から取り出した使用済燃料はナトリウムを満たした槽内に1時貯蔵し、崩壊熱を減衰させた後、燃料処理設備及び水中燃料貯蔵設備で貯蔵する。一方、新燃料は予熱後に炉外燃料貯蔵槽内に1時貯蔵し、次回燃料交換時に炉内へ装荷する。
- ⑨炉外燃料貯蔵槽から取出された使用済燃料は、水プールの貯蔵設備に搬入する前に付着しているナトリウムを洗浄する必要がある。「常陽」および「もんじゅ」では、使用済燃料のナトリウム洗浄にはアルゴンガスを循環させて冷却しながら蒸気を徐々に加えて反応させ、最終的に水で洗浄する方式が採用されている。海外のプラントでは、冷却ガスに窒素ガスを、洗浄ガスに炭酸ガスを用いた例がある。水洗浄後、使用済燃料は水プールに保管されるが、ステンレス製の缶詰缶に挿入した状態で保管される場合もある。

表 4.1-5 に「もんじゅ」の燃料取扱および貯蔵設備の系統構成と主要な構成設備 を示す。図 4.1-30 に「もんじゅ」の燃料集合体の移送経路を示す。「もんじゅ」 の燃料取扱系の構成機器は 4.2.4 に、運転捜査については 8.1.4 に示されている。

新燃料は輸送キャスクから取り出され、受入れ検査後、新燃料貯蔵ラックに1時 貯蔵し、燃料交換開始前に炉外燃料貯蔵槽に移送される。燃料交換時には燃料出入 装置、炉内中継装置、燃料交換装置を経由して炉心に装荷される。使用済燃料は燃 料交換装置によって炉心から引き抜かれ、炉容器内の中継ポットに移動される。中継ポ ット内の使用済燃料は炉内中継装置を介して原子炉容器上部に移動してきた燃料出入装 置で炉外に取り出される。燃料出入装置は燃料を上下する機能、密封しながら冷却する 機能、遮へいする機能、移送する機能を有している。燃料出入装置は炉外燃料貯蔵槽上 部に移動し、その内部に使用済燃料を収納する。使用済燃料は、炉外燃料貯蔵槽内で 崩壊熱が十分低くなるまで貯蔵された後に、燃料洗浄設備、燃料缶詰設備、水中台 車を経由して燃料池へ移送される。

使用済燃料は、燃料出入設備により燃料洗浄設備に装荷され、付着しているナト リウムを除去する。

一方、洗浄済燃料を缶詰するため、燃料洗浄の間、燃料出入設備により空の缶詰

燃料取扱及び貯蔵設備の系統構成	系統を構成する主要な設備
(系統番号/系統名称/主要機能)	(設備名称/主要機能)
560 燃料缶詰設備	燃料缶詰装置:使用済炉心構成要素(中性子遮蔽体及びサー
水中貯蔵を要する使用済炉心構	ベイランス集合体を除く〕の缶詰
成要素の缶詰	缶詰雰囲気調整装置:燃料缶詰装置内の雰囲気調整
• 3	缶詰缶:使用済炉心構成要素の収容及び雰囲気保持
570 水中燃料貯蔵設備	水中台車:燃料出入設備と燃料移送機との間の中継移送
水中での使用済炉心構成要素の	燃料移送機:水中台車・貯蔵ラック・輸送容器間での移送
搬出待ち貯蔵、保管及び取扱い	貯蔵ラック:使用済炉心構成要素の貯蔵
	燃料池水冷却浄化装置:貯蔵中の炉心構成要素の冷却及び
	燃料池水の温度・水質維持
580 新燃料受入貯蔵設備	燃料容器取扱装置:燃料搬出入エリアと新燃料取扱室間で
新炉心構成要素の受入れ、開梱、	の輸送容器の移送及び起立
受入検査、受入貯蔵及び移送	新燃料検査装置:新燃料のアルファ線検査
	新燃料移送機:燃料容器取扱装置上の輸送容器・新燃料貯
	蔵ラック・地下台車間での新炉心構成要素の移送
	新燃料貯蔵ラック:新炉心構成要素の貯蔵
	地下台車:新燃料移送機と燃料出入設備との間の新炉心構
	成要素の中継移送
	」地下台車新燃料予熱装置:新炉心構成要素の予熱
590 燃料搬出設備	キャル装荷装置:乾式搬出のための輸送容器の支持及び燃料
輸送容器の撤出のための取扱い	出入設備と輸送容器との間の炉心構成要素
Sector Salver Francisco Structure and Academic MCS - 20 (2009) 2003 (2009) 2017 Tel: 20 20	通路の形成
	キャスク洗浄装置:キャスク洗浄ビット において燃料輸送キャス
* *	り外表面を洗浄
	キャンクレーン:燃料池・キャンク洗浄装置・キャンク仮置場・トレ
	ーラ間での輸送容器の移送

表 4.1-5 「もんじゅ」の燃料取扱および貯蔵設備の構成設備



図 4.1-30 「もんじゅ」の燃料集合体の移送経路 13)

缶を燃料缶詰装置に搬入し、水注入装置により適度な水を缶詰缶に注水する。その 後、燃料出入設備を用いて洗浄済の使用済燃料を缶詰缶に挿入し、ボルト締め装置 により缶蓋をボルト締めにて取り付ける。使用済燃料を缶詰している間は、燃料缶 詰装置内の雰囲気を冷却のために一定の圧力で空気を供給し、排ガスは気体廃棄物 処理設備で処理する。

新燃料搬入後、新燃料貯蔵ラックに1時貯蔵された新燃料は、次期燃料交換のた め新燃料貯蔵ラックから新燃料移送機で取り出し、地下台車収納管に収納する。そ の後、加熱アルゴンガスで予熱し燃料出入設備で炉外燃料貯蔵槽へ装荷する。

4.1.8 原子炉格納系

原子炉格納系は、万一原子炉構造を含む 1 次主冷却系のナトリウムバウンダリー から放射性物質が漏えいした場合に、それが外部に漏れないようにする目的で設置 されている。

高速炉の原子炉格納系の特徴は以下のとおりである。

- 万一、ナトリウムバウンダリからナトリウムが漏えいした場合には不活性ガス中 に留まるように設計されている。その場合でも大きな内圧上昇は発生することが なく、格納容器の設計圧力よりも十分に小さい。
- ② 漏えいしたナトリウムがコンクリートに接触しないように、鋼製のセルライナー が設けられている。
- ③ 格納容器本体の周りにはアニュラス部が設けられており、万一漏えいした放射性 物質は常時負圧に保たれた

アニュラス部を通り、フィ ルターによるろ過後、アニ ュラス部に再循環するとと もに、一部は排気筒に導か れる。

図 4.1-31 に「もんじゅ」 の原子炉格納系の概要を、図 4.1-32 に格納容器内設備を示 す。

原子炉格納系には、原子炉 容器、1次主冷却系設備およ び燃料交換設備等の原子炉施 設の主要部分を収納する。耐 圧構造の原子炉格納容器と外 部遮へい建物により構成され、 原子炉格納容器の円筒部と外 部遮へい建物との間の下部は



図 4.1-31 「もんじゅ」の原子炉格納系の概要

4.1 - 41

密閉されたアニュラス部を形成し、排気ファンにより常時負圧に保たれる。

運転床下は原子炉容器、1 次主冷却系設備等を収納した部屋で、炉上部ピット、 原子炉容器室、1 次系冷却室、カバーガス系設備室、その他があり、それぞれコン クリート壁で仕切られている。1 次系ナトリウムのある機器、配管の置かれている 部屋は通常運転時には窒素雰囲気とし、ナトリウム火災の抑制対策を講じるととも に、1 次ナトリウム漏えい事故時のナトリウムとコンクリートの接触を防止するた めに鋼製ライナおよび貯留槽を設置している。



図 4.1-32 「もんじゅ」格納容器内設備

[参考文献]

- 1) 動力炉·核燃料開発事業団:"基礎高速炉工学"、日刊工業新聞社(1993)
- 2)FBR 広報素材資料集(2版)、科学技術庁(1990)
- 3) 原子力百科事典 ATOMICA/原子力図書館げんしろう(独立行政法人科学技術 振興機構(JST))
- 4)動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター: "高速増殖炉技術読本"、p7.1-7.25、PNC TN9520 91-006
- 5) 核燃料サイクル開発機構: "高速増殖原型炉もんじゅ原子炉設置変更許可申請書"、 平成13年6月(平成14年11月一部補正)
- 6) 動力炉・核燃料開発事業団:"「もんじゅ」特集"、動燃技報、No.51(1984)
- 7) Nakai, S., Tsuchiya, T. ,et al. :"Evaluation Test for Monju ACS", 2nd Topic al Meeting on Nuclear Power Plant Thermal Hydraulics and Operation, Tokyo, April 1985
- 8) 動力炉·核燃料開発事業団:"高速増殖炉研究開発現状"(1986)
- 9) 動力炉・核燃料開発事業団実験炉部:"特集「常陽」20周年"、動燃技報? 104, (1997).
- 10) 動力炉・核燃料開発事業団実験炉部:"「常陽」を活用した高速炉技術の高度化 (5)性能・特性試験"、動燃技報? 61(1987年)
- 11) 住野公造、他: PNC TN9410 1996-216 "燃料破損時の運転手法最適化に関 する研究-炉内カバーガス中の希ガスFP回収試験-"、(1996)
- 12) 池本一郎: "高速増殖炉の運転実績"、エネルギーレビュー、1989.8.
- 13) 佐々木和一、小屋越直樹、金城秀人: "高速増殖炉運転管理専門技能研修テキスト(プラント運転技術コース)"、TN4410 2003-003、(2003)
- 14) 動力炉・核燃料開発事業団:"「もんじゅ」総合機能試験"、動燃技報 No.93 (1995.3)
- 15) 此村守,島川佳郎、他:"各種冷却材を有する高速増殖炉に関するプラント設計評価(1)-ナトリウム冷却炉,重金属冷却炉,ガス冷却炉の検討-",JNC TN1340 2001-008,(2001)
- 16) 三原隆嗣,山本昌宏、他: "FBR システム技術検討書-平成 12 年度報告-, "JNC TY9400 2001-012,(2001)
- 17) 此村守,菱田正彦、他:"各種冷却材を有する高速増殖炉に関するプラント設計評価-ナトリウム冷却炉,重金属冷却炉,ガス冷却炉-",JNC TN1340 2004-003,p.37-41,(2004)

4.2 ナトリウム機器 1)-7)

高速炉のナトリウム系統設備を構成する主要な機器を取り上げて、その役割や概 念を概説する。また、その構造について、「もんじゅ」で採用されている機器を中 心に説明し、開発に当たっての課題や成果、これまでの使用経験等について示す。 ナトリウム試験施設における不具合事例は表 9.1-1 にまとめて示している。

4.2.1 原子炉構造機器

原子炉構造は炉心を内包して冷却材流路を確保する原子炉容器、炉心を支持し 各炉心構成要素への流量配分を行う炉内構造物、炉心を構成する炉心構成要素、反 応度を制御する制御棒および制御棒駆動機構、炉心からの放射線と熱を遮へいする 遮へいプラグ等より構成される(4.1.3 参照)。これらの内、主要な機器について 以下に示す。原子炉構造内の熱流動については 3.3 節に、熱応力と構造健全性に ついては 3.6 節に記載されている。

(1) 原子炉容器 1)、4)、7)

高速炉で用いられる原子炉容器は低部に鏡板を持つ円筒縦型容器であり、以下 の機能を有する。

- ② 原子炉ナトリウムバウンダリーを構成し、原子炉冷却材を保持する。
- ③ 炉心燃料、ブランケット燃料および炉内構造物を支持する。
- ④ 制御棒駆動機構および燃料交換機などを搭載する遮へいプラグを支持する。
- ⑤ 熱および放射線の遮へいに必要な空間を形成する。

なお、タンク型炉では原子炉容器を主容器と呼んでいる。

原子炉容器は高速炉プラントの中で最も大きな容器のひとつである。さらに、 上記のような重要な機能を持つことから高速炉機器の中でも最も安全性、信頼性の 要求される機器である。その直径はループ型炉で 6~7m(出力 28~37 万 kWe) であり、タンク型では 12~21m(出力 25~120 万 kWe)となる。

「常陽」、「もんじゅ」および PWR (日本原子力発電㈱敦賀 2 号機 116 万 Kwe) での大きさの概念を比較して図 4.2-1 に示す。PWR の原子炉容器との最大 の相違は、胴部の厚さが PWR の 220mm に対して「もんじゅ」では 50mm と約 1/4 であることにある。

「常陽」、「もんじゅ」で直径がおよそ 4.4m から 8.7m に、高さが 9.9m から 17.8m と大きくなるが、出力がさらに大きくなると、実用化戦略調査研究 ⁴⁷⁾にお けるナトリウム冷却炉(150 万 Kwe)の炉容器では直径が約 9.7m に、高さが 20m と大きくなる。製作等での技術的な課題やコスト等において困難さが増大す る。設計において配慮すべき事項としては

a ナトリウムとの共存性の良い材料の選定

b 熱膨張を逃が
 す支持構造の設
 定や壁面やノズ
 ル部の熱衝撃の
 防止

c 自由空間にお けるガス巻き込 みやガス系への ナトリウムの混 入の防止

d 燃料交換装置
 や炉内構造物と
 の整合性
 e 製作性、予熱
 方式

その他がある。

(i) 構造

「もんじゅ」の原子 炉容器は上部フランジ支 持の底部鏡板付円筒竪型 容器で胴下部には炉内構 造物取付台が設けてある。 また、炉容器上部には遮 へいプラグを設置し、ナ トリウム液面上はアルゴ ンガス雰囲気に保たれて いる。

「もんじゅ」原子炉容器 の概略図を図 4.2-2 に 示す。その仕様を表 4.2-1に示す。

主要寸法は、炉内の燃 料交換性、各部の流動性、 炉内構造物との関係およ び製作性を考慮して決め られており、原子炉容器 胴部の内径は上部で約



図 4.2-1 各種の炉における原子炉容器の大きさの比較



図 4.2-2 「もんじゅ」原子炉容器の概略図 5)

7.8m、円錐形胴部より下部で約 7.1m、全高は約 17.8m である。肉厚は、胴部 50mm、底部鏡板部では 100mm となっており、胴部には各 3 個の 1 次系ナトリ ウムの出入口ノズルおよび各種の小口径配管ノズルが取付けられている。原子炉容 器本体の重量は約 280 t である。

名 称	上部フランジ	上部プレナム部	下部プレナム部			
(1)機器種別	高速原型炉第1種容器					
(2)耐震クラス	As					
(3)最高使用圧力	0.2 (0.1	1 (0.82) MPa				
(4)最高使用温度	150(約130)℃	$550~(529)$ $^\circ\!\mathrm{C}$	420 (397) °C			
()内诵常運転時						

表 4.2-1 「もんじゅ」原子炉容器の仕様 5)

通常運転時は炉心から出たナトリウムは、内筒の内側を上昇し、内筒の上端か ら原子炉容器と内筒の間にあるアニュラス部を下降し、出口ノズルに至る。

原子炉容器およびその内容物の重量は上部フランジで支持される。下部鏡板に

は、地震時の制御棒の挿入性 を向上させ、かつ原子炉容器 の耐震性を向上される目的で、 図 4.2-3 に示す下部触れ止 めが設置されている。

なお、「常陽」の原子炉 容器は二重容器になっており、 高温窒素ガスにより予熱でき るように設計されている。



図 4.2-3 「もんじゅ」の下部触れ止め構造

(ii) 開発の課題と経過³⁾

その開発にあたって、原子炉容器、炉内構造物、炉心上部機構、遮へいプラグ、 制御棒駆動機構からなる「常陽」原子炉構造の実寸大モデルや「もんじゅ」用の各 種の部分や縮尺モデルを用いて各種の特性を把握し、不具合が発生した場合には即 時に改造して「常陽」、「もんじゅ」の設計に反映する方式で開発が進められた。 原子炉容器壁強制冷却試験、原子炉予熱法試験、原子炉オーバーフロー系水流動試 験、入口流動抵抗試験、低流量時混合試験、スロッシング試験、巻き込みガス評価 試験、原子炉容器上部プレナムストラティフィケーション試験等が実施され設計が 進められた。(3.3.2 にプレナム部の熱流動の状況に関する試験や解析の結果が示 されている。)

「もんじゅ」の原子炉容器においては、 ナトリウムに接する原子炉容器胴、 特に上部プレナムに生ずる大きな温度変化により発生する熱応力の緩和が重要な課題

であった。また、 上部胴と中間胴の間はコニカル胴と呼ばれる円錐型の継ぎ胴で 接続しているが、この部分はナトリウムの液面近傍に存在するため、軸方向の温度 変化に起因する大きな熱応力が発生することが懸念された。

自由液面での温度は炉容器のナトリウム出口温度となるが、炉容器の上部はそ こに設置する設備や機器の設計条件や作業員の立ち入りなどの条件から約 70℃以 下に抑える必要があり、断熱を必要とする。そのため、当初の設計では、通常運転 時、さらには起動や停止時における炉容器の温度勾配が大きくなり、壁面の強度が 長期の運転に耐えられないとの問題が指摘された。そのため、継ぎ胴の取り付け位 置は軸方向温度変化の影響を受けないようにナトリウム液面からなるべく下方に離 した個所とし、さらに、原子炉容器の軸方向温度勾配の緩和を図るために、下部胴 を立ち上げて二重構造とし、壁面の内側にバケット構造を設けるように設計が変更 された。縮尺モデルや部分モデルによる液面近傍部健全性評価、構造健全性評価等 に着目した試験や各種の解析が実施され、これらの構造の熱特性や原子炉寿命中に 発生する熱過渡への耐久性が定量的に確認された。バケット構造による軸方向温度 勾配の緩和方策の評価結果を概念的に図 4.2-4 に示す。図から構造の違いによる 温度勾配の緩和の状態が理解できる。(詳細は 3.6.4(2)参照)



図 4.2-4 バケット構造による軸方向温度勾配の緩和

その他の課題として、炉容器各部への過渡的な熱応力を緩和するために上部プレナム部へ熱遮へい板を設置したり、不連続構造となる出口ノズルについてはその内部に内筒を設置する構造としている。その構造例を図 4.2-5 に示す。

(プレナム部の流動については **3.3** 節を、熱応力と構造健全性については **3.6** 節参照)

(2) 遮へいプラグ^{1)、4)、8)}

高速炉では冷却材にナトリウ ムを用いているため、燃料交換中 も空気との接触を防止する必要が ある。そのために、遮へいプラグ が必要であるが、それは原子炉容 器の蓋の形状をしており、以下の 機能を有する。

- カバーガスのバウンダリーの 形成(シール機能)
- ② 制御棒駆動装置、燃料交換機 などの搭載およびそれらの位置決め

③ 炉心からの放射線および熱遮へい



図 4.2-5 出口ノズルの熱遮へい構造

遮へいプラグの構造は燃料交換方式により異なるが、多くの原子炉で採用され ているプラグ下部操作方式では、遮へいプラグを貫通して燃料交換機、燃料出し入 れ機を炉内に挿入して燃料集合体を取り扱う。これらの機器の位置決めおよび移動 のために、通常一重または二重の回転プラグが用いられるが、プラグの構造は複雑 となる。「常陽」、「もんじゅ」とも遮へいプラグに回転プラグを搭載し、原子炉 蓋を兼用する設計が採用されている。「常陽」は二重回転プラグ、「もんじゅ」は 単回転プラグが採用された。燃料交換方式と回転プラグとの取り合わせの考え方に ついては 4.2.4 に記載されている。

(i) 構造

「もんじゅ」遮へいプラグの鳥瞰図を図 4.2-6 に、その仕様を表 4.2-2 に示す。 遮へいプラグは固定プラグと回転プラグおよび上板、遮へい胴部およびディッ ププレートなどから構成される。炉心からの放射線と熱を遮へいし、原子炉カバー ガス等のバウンダリを形成する。固定プラグは炉容器蓋の静止部分を構成し、原子 炉容器上部に設置される。回転プラグは回転部分を構成する。燃料出入機などの搭 載機器を支持してその加重をペデスタルに伝えている。遮へいプラグに搭載する機 器を所定の位置に位置決め、支持し、燃料交換時には燃料交換装置を搭載した回転 プラグを旋回することにより、燃料交換時には燃料交換装置を搭載した回転 プラグを旋回することにより、燃料交換時に原子炉容器内のカバーガスが漏え いしないようにフリーズシールと呼ばれる特殊な構造が施されている。これは固定 プラグ側に設けられたシール桶と、回転側に設けられたシール仕切りとの間に Bi-Sn-In からなる低融点金属(融点 100~140℃)を注入してシールするものである。 合金は原子炉運転時には凝固して、完全なガスシールを行い、燃料交換時には溶融 して液体状となり、回転プラグの回転を許しつつガスのシールを行う構造となって いる。原子炉内カバーガスより若干高い一定のガス圧をフリーズシールの炉外側に

加え、万一の漏えい事故時にも炉外から炉内にガスが流れ、内側のカバーガスが炉 外に流出することのないようにしている。

遮へいプラグの上板温度は、人間の立ち入りなどのため、約 70℃以下に抑える 必要があり、断熱を必要とする。その構造として、ステンレス鋼の薄板を多数枚積 層した構造の熱遮へい層を設けるが、「もんじゅ」ではさらに窒素ガスを用いた強 制冷却を併用している。熱遮へい層の上部には、遮へいプラグ上部での放射線の強 さを制限限度内に抑えるように、厚さを調整してステンレス鋼や炭素鋼製の放射線 遮へい体を設置している。



図 4.2-6 「もんじゅ」遮へいプラグの鳥瞰図 ¹⁾

回転プラグの旋回時に必要な、制御棒駆動装置等の回転プラグ上搭載機器のケ ーブルおよびアルゴンガス配管の接続、切離しは、水平動ケーブリングラックおよ び回転動ケーブリングラックによって行う。

	固定プラグ	回転プラグ			
型式	単回転プラグ				
(1)主要寸法					
① 上板外径	9,480mm 5,250mm				
② 胴内径	7,435mm	4,670mm			
③ 胴板厚	70mm 60mm				
④ 全高	2,000mm	1,500mm			
(2)プラグ重量	<u>570 t</u>	<u>272 t</u>			
① 上板	303 t	97 t			
② 遮へい層	178 t	81 t			
③上部機構	89 t	68 t			
 ④ 長円形プラグ 	— 26 t				
	低融点合金				
	合成ゴム(エラストマシール)				
(4)回転プラグ回転速度	— 約 0.1rpm				

表 4.2-2 「もんじゅ」遮へいプラグ概略仕様

(ii) 開発の課題と経過³⁾

「常陽」用回転プラグは実寸大モデルによる確認試験が実施された。 「もんじゅ」の遮へいプラグについては以下の試験が実施された。

① 遮へいプラグ断熱構造試験

径方向 2/5、縦方向実寸大モデルおよび部分モデルによるナトリウム中および カバーガス空間での総合断熱試験、炉容器とペデスタルを含めた総合断熱試験 を実施して遮へいプラグ構造での断熱特性を把握し、解析の手法を開発、検証 して、詳細な設計を可能とすることができた。

② 垂直環状間隙部自然対流試験

遮へいプラグの熱および放射線遮へい部と原子炉容器で構成される間隙部に カバーガスの自然対流が発生すると原子炉容器に周方向温度分布が発生したり、 ナトリウム蒸気の蒸着の原因となる。「常陽」での経験や解析による評価等に より、カバーガス自然対流防止板を設置する必要があることが判明した。そこ で、自然対流の抑制板を用いた自然対流試験を実施し、最適な構造の選定を行 った。その結果や「常陽」での経験等も踏まえて「もんじゅ」では図 4.2-7 に 示す自然対流抑制板を設置することとした。

③ カバーガス層の熱伝達試験

熱遮へい部を含めたカバーガス空間における自然対流放射熱伝達に関する試験を実施して、熱遮へい部やナトリウムミスト空間の熱放射率を含めて熱伝達

の特性を把握し、最適な熱遮へ い構造を設定した。

④ 回転プラグシール構造試験

EBR-Ⅱでフリーズシールメ タルヘナトリウムが混入し、フ リーズシールを融解させるため の時間が大幅に増大する現象が 発生し、新しいメタルと交換さ れた。ラプソディーや「常陽」 ではフリーズシールメタルの酸 化が発生したため、メタル室を アルゴンガス雰囲気にする等の 改造をして対応した。「もんじ い規模および大規模 職を図ると同時に、シールメタ ルの検討を行った。これらの経 験を踏まえて、「もんじゅ」で



図 4.2-7 「もんじゅ」炉容器上部 自然対流防止板

はナトリウム蒸気の混入を防止する構造を採用するとともに、シール部をアル ゴン雰囲気としたりメタルの合金成分の適正化等の対策がとられた。

⑤ 遮へいプラグ上の配置の検討

「もんじゅ」の炉上部の木型模型を制作して、遮へいプラグ上に設置する各 種の構造についての最適な配置を検討した。

- ⑥ 回転プラグと炉容器との隙間の付着ナトリウム蒸気の処理
 - EBR-IIで、回転プラグと炉容器との隙間にナトリウム蒸気が付着し、回転が 困難となる現象が発生した。この経験を反映して「常陽」では、回転プラグを 持ち上げられる構造とし、さらに回転用モーターの駆動力を増強する等の対策 が採られた。しかし、ナトリウム蒸気が付着する現象が発生し、燃料交換作業 毎に回転プラグの持ち上げ、下げを繰り返すことによってナトリウムを押し出 す操作をとっている(8.2.2 参照)。この問題は本質的な課題であり完全な対策 は困難であるが、「もんじゅ」はこの経験を踏まえて、ナトリウムミストの上 昇、付着防止対策として、間隙部下端に隙間限定ブレードを、間隙部中央には 固着防止リングを設置するとともに、状況確認のための検査孔と付着ナトリウ ム融解用ヒータを挿入するためのウェルを設置している。
- (3) 炉内構造物 1)、4)

炉内構造物は原子炉容器に取付けられ、炉心燃料集合体、ブランケット燃料集 合体、制御棒集合体、中性子しゃへい体等からなる炉心構成要素を保持するととも に、原子炉容器下部から各炉心構成要素へのナトリウム流路を形成し、炉心設計に 基づくナトリウムの流量配分を行う役割を有する。その設計上の課題は以下の通り である。

- ① 炉内流量配分:炉内構成要素の発熱量に応じた流量の配分と調整
- ② キャビテーション対策:流量調整のための減圧機構等でのキャビテーション発生の防止
- ③ 流力振動防止:ナトリウムの流動による流力振動の防止
- ④ 燃料の浮き上がりの防止:流体力による上向き力の軽減
- ⑤ 炉心構成要素の誤装荷防止:定められた領域以外に装荷されることの防止
- ⑥ 流路閉塞の防止
- (i) 構造

「もんじゅ」炉内構造物の鳥瞰図を図 4.2-8 に示す。

炉内構造支持構造物、炉心支持板、炉心槽、炉内ラック、炉内中継ラック等の 構造物から構成される。燃料集合体等の炉心構成要素は原子炉容器内に装荷された 状態で流体力、地震力等により上向き力を受けるが、これらの力に対して浮き上が りを発生しないことが要求される。図 4.2-9 に「もんじゅ」高圧、低圧プレナム 部のナトリウムの流動状況を示す。流体力による上向き力の軽減対策として、「常 陽」および「もんじゅ」において、図 4.2-10 に示すカウンタバランス型のハイド



図 4.2-8 「もんじゅ」 炉内構造物の鳥瞰図

(ii) 開発の課題と 経過³⁾

ハイドロリックホールドダウン方式における特性を確認す

ることが重要であり、そのために実寸大に よる水流動試験が実施された。集合体内を 通過する流量および圧力を測定して、高圧 プレナムと低圧プレナムの差圧が所定の値 になることを確認した。また、連結管構造 を、嵌合部を積極的に許容するスリット構 造と、スリット無しの場合を比較して、ス リット付の場合、ホールドダウン力が大幅 に増加することが判明したため「もんじ ゅ」に採用することとなった。

流量配分特性については、「常陽」にお いては実寸大の水流動試験が実施され、設 計予想範囲内にあることが確認された。 「もんじゅ」の場合は、1/2 スケールによ る水流動試験が実施され、解析評価され、 その結果は詳細設計に反映された。



図 4.2-9 「もんじゅ」高圧、低圧プレナム部の ナトリウムの流動状況



図 4.2-10 「もんじ」のハイド ロリックホールドダウン構造

(4) 炉心上部機構 1)、4)、11)

炉心上部構造は、制御棒駆動機構等の案内および保持の役割を果たすと同時に、 燃料集合体出口のナトリウム温度測定用熱電対等の炉心上部計装を収納する。また、 整流装置により炉心出口温度を均一化する役目を持っている

(i) 構造

図 4.2-11 に「も んじゅ」の炉心上部 機構を示す。

炉心上部機構は回 転プラグに支持され、 原子炉運転中は炉心 上部に位置し、燃料 交換中は回転プラグ とともに移動する。 炉心上部機構には制 御棒駆動機構や炉心 上部計装が搭載され ており、上部ハウジ ング、上板、遮へい 部胴、継胴、熱遮へ い板、整流装置、各 種案内管等から構成 されている。本装置 は、系全体の中でも 最高温度を示す炉心 燃料の出口の多様な 流動状態の高温ナト リウム中にさらされ ることから、サーマ ルストラティフィケ ーションやサーマル ストライピング等の 厳しい熱過渡にさら されるため、必要な



図 4 2-11 「もんじゅ」の炉心上部機構

箇所に熱遮へい板を設ける等の対策が施されている。

(ii) 開発の課題と経過³⁾

「もんじゅ」の炉心上部機構下部のサーマルストライピング挙動に関する検討が 進められた。まず、基本の構造である二重管に関する水およびナトリウムを使用し た試験を実施して基本的な現象を把握した。炉心上部構造全体の流動状況の把握を 目的として実寸大の 1/3 のセクターモデルを用いて水流動試験を実施し、本構造 周りの流動状況を確認し、問題点を総合的に把握した。この領域では各種の状態の 燃料等の存在で複雑なナトリウム流況になっていることから、ナトリウムに大きな 温度変動が発生し、整流装置が短時間の周期を有するサーマルストライピングと呼 ばれる現象に晒されていることが明らかにされた。そこで、この現象をさらに定量 的に解明する目的で、7 本集合体を用いて水およびナトリウムによる「もんじゅ」 の具体的な構造における原子炉スクラム時の炉上部プレナム内の流動状況の変化や 各部温度変化が確認された。これらのデータを踏まえて、三次元解析コードを検証 し、そのコードを使用して現象が評価された。

この結果、整流装置にはナトリウムにより最大で 200℃程度のサーマルストラ イピングが発生することがわかった。そのため、整流装置の構造を保護するために インコネル 718 製の板を全面に設置することとした。図 4.2-12「もんじゅ」の炉 心上部機構の下部構造とそこで発生しているサーマルストライピング現象の概念お よびサーマルストライピングの保護対策を示す。

評価の詳細については 3.3 節に記載されている。



図 4.2-12 「もんじゅ」炉心上部機構におけるサーマルストライピング の概念とその保護策

(5) 制御棒駆動機構^{1)、4)、11)}

原子炉内での核反応の制御は制御棒によって行われる。制御棒本体は原子炉出力 制御系からの指令または手動操作によって上下に駆動され、原子炉の起動停止およ び出力制御をするとともに、異常時には原子炉トリップ信号により制御棒を全挿入 して原子炉を緊急停止する。

制御棒は、その役割により調整棒と後備炉停止棒に分けられる。調整棒は、起 動・停止を含めて通常の運転に必要な反応度を制御する機能を持ち、微調整棒と粗 調整棒とからなり、炉停止装置として原子炉の緊急停止機能も有する。後備炉停止 棒は調整機能を持たず、主炉停止装置と独立した後備炉停止装置として緊急停止機 能のみを持っている。制御棒駆動機構には、これらの制御棒が単一原因による故障 に対して独立性を維持するよう、その役割の違いに応じて異なる原理や構造などが 採用されている。制御棒駆動機構は炉心上部機構に設置され、重力を利用した落下 方式が採用されている。

(i) 構造

「もんじゅ」の微調整棒駆動機構、粗調整棒駆動機構および後備炉停止棒駆動 機構を図 4.2-13~15 に示す。微調整棒および粗調整駆動機構は、通常出力運転時 には駆動モーターの回転力を減速機を介してボールスクリューに伝達し、ボールね じとナットとの間で回転運動を直線運動に変換してストロークラッチ動作伝達部 (ラッチ軸)を上昇、下降させ、ラッチ軸に結合した調整棒の引き抜き、挿入を行う。



図 4.2-13 「もんじゅ」微調整棒駆動機構 5)





写真は、CCRD頂部を示す。

図 4.2-14 「もんじゅ」 粗調整棒駆動機構 5)





写真は、BCRD頂部を示す。

図 4.2-15 「もんじゅ」後備炉停止棒駆動機構 5)

駆動モーターの最大回転数は起動電源と負荷などの関係から物理的に制御され、 その回転数に対応した引き抜き速度以上の引き抜きが起こらない構造となっている。

原子炉トリップ時には、トリップ信号により保持用マグネットを消磁するとス トロークラッチ動作伝達部(ラッチ軸)と調整棒が結合されたまま一体となって落 下する。同時に、加速機構が働き、ガス圧により加速挿入される。

一方、後備炉停止棒駆動機構は、通常出力運転時には後備炉停止棒を全引き抜きの状態に保持する。原子炉トリップ時には、調整棒と異なり、保持用マグネットの消磁とともに制御棒ラッチ機構が作動して後備炉停止棒を切り離す。同時に、加速管を介して働いているスプリング力により炉心に加速挿入される仕組みになっている。

緊急停止時での制御棒が炉心に挿入される時間は 1 秒程度である。制御棒駆動 機構の外径は約 30cm であるが、その長さは制御棒と組み合わせた場合約 20mに もおよぶ。

構造上の特徴としては、長尺ベローズの採用、スクラム時の下部案内管への衝 突の衝撃を和らげるためのダッシュポットの採用等がある。

(ii) 開発の課題と経過³⁾

直径に比べて極端に長尺で、多数の部品から構成される複雑な構造であり、地 震時においても短時間での加速挿入等の高度な機能を要求されることから、高精 度・高信頼性の要求を満たすためには多くの研究開発を必要とした。そのため、開 発は、各種の構成部品の開発から進められ、部分モデルによる試験結果による改造 を経て、実機モデルによる実条件での確証試験によりその構造を確定する等段階的 に進められた。構成部品として重要なストロークベローズおよびラッチベローズに ついては疲労試験、隙間腐食試験、動的挙動試験等を実施しながら開発が進められ た。本装置の安全上の重要性と地震時のような過酷な条件下での高速駆動等の高度 な機能が要求されることから、数次にわたる実寸大モデルを試作しての水試験によ る広範囲な試験が、ついでナトリウムによる実機条件での確証試験が実施された。 その中で、挿入、引き抜き、起動部切離し、結合、地震時スクラム時間が把握され、 設計寿命 30 年を想定し、30 年間の 3 倍を想定した作動回数(起動、停止、スク ラム等)による耐久試験等を実施して万全が期された。

EBR-Ⅱにおいて、制御棒駆動機構のグリッパ部の爪の開閉が不能となる事象が 発生した。分解調査の結果、ラッチベローズの破損により爪部にナトリウムが固着 したことにより作動不能となったことが明らかとなった。ベローズが交換され、爪 部のナトリウムが洗浄された。この経験は「もんじゅ」にも反映されている。

「常陽」での使用経験については8.2.2に記載されている。

(iii) 新型炉停止装置 ^{3),10),12)}

高速炉の大型化、高信頼性の追及に伴い、原子炉停止系には一層の多様化と信頼

性追求が求められる。これに 対応する目的で、人間の判断 を介さないで、自然の物理現 象を直接利用した新型の炉停 止装置の開発が進められてい る。

従来の制御棒駆動機構では トリップ信号をもとに、保持 用電磁石を消磁して制御棒を 挿入しているが、本装置では 外部からの指令によらず、自 らが炉内の異常を感知してス クラムする新しい概念であり、 自己作動型炉停止装置 (SASS:Self Actuated Reactor Shut-down System)と呼ばれている。

SASS には各種の方式が創 出されているが、代表的なも のはキュリー点電磁石方式で ある。これは、磁性材料の磁 気抵抗がキュリー点温度を超 えると急激に増大する物理現 象を利用している。

キュリー点電磁石方式の SASS の構造例を図 4.2-16 に、温度と保持力の関係を図 4.2-17 に示す。

電磁石の鉄心の一部に適切 なキュリー点温度を持つ強磁 性材を使用し、これを組み込 んだ装置により原子炉内ナト リウム中で制御棒を保持する。 炉内の何らかの異常によりナ トリウム温度がキュリー点温



図 4.2-16 キュリー点電磁石方式の SASS の構造例^{1)、10)}



図 4.2-17 キュリー点電磁石方式の温度と 保持力の関係^{1)、10)}

度を超えると、磁気抵抗の増加により電磁石の保持力が 0 付近まで急激に減少し、 制御棒は自重により自然に炉心に挿入される。

この概念は、外部からの信号の伝達を必要とせず、キュリー点という自然の物理

現象により起動されることから、信頼性の高い炉停止が可能となることが期待される。

重要機器として、これまで世界的に研究が進められており、磁石材の選定、小型 モデルによる磁気特性評価や高温ナトリウムの影響評価、照射による保持力の変化 の評価等の基礎研究が実施された。ついで、実寸大のモデルが製作され、「常陽」 の MK-Ⅲ改造工事の一環として試験装置が設置され、実プラントによる確証試験 が行われた。



図 4.2-18 に「常陽」への自己作動型炉停止装置の設置の状況を示す。

図 4.2-18 「常陽」への自己作動型炉停止装置の設置状況³⁸⁾

(6) ガードベッセル

「もんじゅ」1 次主冷却系のナトリウムを収納している原子炉容器、1 次主循環 ポンプ、中間熱交換器はそれらを内包するようにガードベッセルと呼ばれる上部開 放の容器が設置されている。

「もんじゅ」におけるガードベッセルと各種の状態における液位の位置関係を 図 4.2-19 に示す。ガードベッセルは、万一の 1 次主冷却系配管からのナトリウム 漏えいを仮定しても、安全に炉心冷却が行われることを保証するために必要なエマ ージェンシーレベルと呼ばれる炉容器内のナトリウム液位を確保する機能を持って いる。そのため、ガードベッセル空間容積はナトリウム漏えい時においても原子炉 容器内の液位が確保できる容積に制限され、また、上端は、エマージェンシーレベ ルにポンプ吐出圧等各種の余裕を加えたシステムレベルと呼ばれるレベルに設定さ れている。1 次主冷却系の配管、機器は原則としてエマージェンシーレベルより上 方にあるシステムレベル以上の高さに配置して、たとえナトリウムの漏えいが起こ っても原子炉容器の液位がエマージェンシーレベル以下に低下しないように設計し



ている。このシステムレベル以下に位置する機器、配管に対してはガードベッセル

図 4.2-19 「もんじゅ」ガードベッセルの位置関係⁵⁾

を設置し、ガードベッセルと原子炉容器等の機器、配管との間の容積を適切に制限 することにより、1次ナトリウム漏えい事故時にも原子炉冷却材が流出して原子炉 容器内

ナトリウム液位がエマージェンシレベル以下にならないようにしている。

「もんじゅ」の原子炉ガードベッセルは、全高 12.7m、胴部の内径 7.8m、板厚 が 40mm であり、原子炉容器よりさらに径が大きく薄肉の大型容器である。この ため、原子炉容器と同様にステンレス鋼が使用され、設計・製作も原子炉容器と同 様に高い品質管理の下で行われた。

?エマージェンシーレベル (EsL; EL28.77m)

原子炉ナトリウムバウンダリーで万一ナトリウム漏えい事故が発生した場合に おいても、1次主冷却系の循環に支障をきたすことなく安全に炉心の冷却が行える ように、原子炉容器出口ノズルの上端より上方に適切な余裕をもって最低限保持さ れなければならない液位を「エマージェンシーレベル」という。

? システムレベル(SsL; EL29.85m)

漏えい事故が発生しても原子炉容器の液位がエマージェンシーレベル以上に保 持されるように、1次主冷却系の配管、機器を、エマージェンシーレベルの上方の ある基準高さ以上に設置している。この基準高さを「システムレベル」と言い、ポ ンプの吐出圧等の効果を考慮して決める。

各種位置での配管破断を想定しているが、代表例として原子炉容器入口配管破 断時の液位について図 4.2-20 に示す。



図 4.2-20 原子炉容器入口配管破断時の液位

4.2.2 冷却系機器

「もんじゅ」の熱輸送系である1次主冷却系、2次主冷却系および水・蒸気系を 構成している主要な機器について説明する。

(1) ポンプ¹⁾

液体金属ナトリウム用ポンプには機械式と電磁式がある。機械式ポンプは、基本的には水用に使用される遠心ポンプの原理をナトリウムに適用したもので、多くの製造、運転実績が蓄積されている。電磁ポンプは液体ナトリウムが良好な電磁性 流体であることを利用して、電磁力を用いて駆動する方式である。電磁ポンプはその効率が約45%程度であり、機械式ポンプの効率約80%に比べて悪く、また、大容量の電磁ポンプの実績が少ないことから、補助系統への利用にとどまっており、 大型のポンプにはもっぱら機械式が採用されている。

(i) 機械式ポンプ^{1)、3)、,4),12)}

「もんじゅ」ではプラント出力運転時の炉心からの熱の運搬および低温停止時 や事故時の炉心崩壊熱除去に必要な流量を確保するために、1 次主冷却系および 2 次主冷却系の冷却材であるナトリウムの主循環ポンプとして機械式ポンプが使用さ れている。

(a) 構造

本ポンプは、機械式たて型自由液面遠心式ポンプで、ケーシング内に自由液面

を持っている。軸シールを必要とし、不活性ガスで液面を覆い、また熱や1次系のポンプの場合は放射線を遮へいする必要があるため、軸長が長くなる。ループ当たり1基、3ループで合計3基設置されている。

図 4.2-21 に「もんじゅ」1 次主循環ポンプの概略図を、表 4.2-3 にその仕様を 示す。

基本は流動部(羽根車、ディフューザ)、シャフト、軸受および軸封装置により 構成されているが、取り扱う冷却材が放射性高温ナトリウムであることから、さら に構造上次のような対応がされている。

- 分解補修を可能とするため、内部構造が一体で引き抜けるよう二重ケーシング 構造を採用している。
- ② 1次主冷却系での万一の冷却材漏えいを想定した最低位自由液面においても、 必要な炉心崩壊熱除去流量を確保できるよう羽根車や下部軸受がナトリウム中 に浸漬する長軸構造としている。
- ③ 高温ナトリウムを直接軸封することは困難であるため、ポンプ内にナトリウムの自由液面を形成する。さらに、その上部をアルゴンガスで覆い、このガスを軸封する。また、ケーシング中間部にオーバフローノズルを設け、ナトリウム液面の上昇を制限している。
- ④ 軸封装置には上下 2 段にメカニカルシールを配置し、その間に油を封じ込めた ダブルシール構造を採用し、カバーガスと大気とは完全に遮断している。特に 下部メカニカルシールにはベローシール型を採用して信頼性の向上を図ってい る。
- ⑤ ポンプ上面への接近性を確保するため、自由液面上部のカバーガス層には熱遮 へい板を、またその上部には y 線遮へいプラグを設けている。
- ⑥ ポンプ材料は、ナトリウムと共存性のよいオーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304)を用いている。
- ⑦ ケーシングの外側にはナトリウムの充填に先立ち昇温ができるよう、電気ヒー タと保温材を取付けている。

さらに、ポンプ機能維持上の信頼性向上を図るために、次のような設計上の配 慮が払われている。

- a 円周方向の温度分布不均一の発生によるケーシング曲がり発生防止のために、二 重ケ ーシングの環状ガス空間部には自然対流防止板を設けている。
- b 長軸の回転系が本ポンプに要求されるあらゆる運転状態に対し共振しないよう、 また高い熱遮へいの効果が得られるよう中空の大口径軸を採用している。
- c 下部軸受は高温で使用するため、軸受すきまを大きくできる静圧軸受(図 4.2-22参照)を採用し、本ポンプ自身が昇圧したナトリウムにより潤滑する。
- d キャビテーションの発生のない運転条件としている。





図 4.2-21 「もんじゅ」1 次主循環ポンプ概略図 5)

表 4.2-3 「もんじゅ」	1次主循環ポンプ仕様
----------------	------------

① 定格流量	5,970m³/h/基(5.12×10³t/h/基)
	(ポニーモータ作動:735 m³/h/基)
② 定格揚程	92mNa(ポニーモータ作動時 0.83mNa)
③ 定格回転数	837rpm(ポニーモータ運転時回転数:約86rpm)
④ 定格運転圧力	入口圧力:0.12MPa 出口圧力:0.85MPa
⑤ 慣性モーメント	5,000±250kg・m ² 流量半減時間:4.6~6.6 秒
$(G D^2)$	(ポンプ、モータ及びフライホイルの合計)
⑥ 主要寸法	内径 1,670mm×高さ 8,100mm×板厚 40mm
	軸長(据付レベル~インペラ中心部 6,500mm)
	軸長(カップリング上端~インペラ中心部 8,370mm)
⑦ 主要材料	SUS304、SUSF304 インペラ材料:SCS13
⑧ 重量	ポンプ本体:85.3ton/基 モータ:30.0ton/基
⑨ 耐震クラス	As(高速原型炉第3種容器部はA)



図 4.2-22 機械式ナトリウム静圧軸受の原理 5)

ポンプは、外部ケーシング(据付フランジ、胴体、球形部等)、内部ケーシング (サポートコラム、ディフューザバレル、ディフューザ、軸受サポート、静圧軸受、 ベローズシール、ピストンリングシール等)、回転体(軸、羽根車、エンドシャフ ト等)、軸封装置(メカニカルシールカートリッジ等)、モータ台等から構成され ており、メンテナンス時には 2 次主冷却系コールドレグ配管に溶接された外部ケ ーシングを残してポンプ本体を引出すことができる構造となっている。

(b) 開発の課題と経緯³⁾

ナトリウム用機械式ポンプの開発は、メーカによる 1m³/min ポンプの試作(昭 和 42 年)から始まった。サイクル機構では大洗工学センターのナトリウム流動伝 熱試験装置に 5m³/min、84mNa のポンプが水流動試験実施後、据え付けられ (昭和 44 年)ナトリウムによる運転が開始され、約 57,000 時間運転された。そ の後、「常陽」1 次主循環ポンプモックアップ(昭和 47 年試験開始、約 16,000 時間運転)、「常陽」2次主循環ポンプモックアップ(昭和 48 年試験開始、約 32,000 時間運転)、「常陽」1 次、2 次主循環ポンプ(実機)、「もんじゅ」1 次主循環ポンプモックアップポンプ(昭和 52 年試験開始、約 40,000 時間運転)、 50MW 蒸気発生器試験施設 1 次、2次主循環ポンプ、「もんじゅ」1 次、2次主 循環ポンプ(実機)と開発が進められた。この間、試験に供されたモックアップポ ンプの容量は 1m³/min→21m³/min(常陽)→100m³/min(もんじゅ)とスケー ルアップされ、それぞれに種々のトラブルを経験した。また、海外でのトラブル事 例も参考にして改良が加えられた。

それぞれの試験装置および実機の試験では(a)に示した設計の留意点について配

- 慮しつつ、
- 設計性能の確認
- ② キャビテーション特性の把握
- ③ ナトリウム潤滑による静圧軸受けの性能の把握
- ④ 長い軸長における課題の克服
- ⑤ フローコーストダウン特性の把握
- ⑥ カバーガス中における対流と温度分布の把握

等に関してデータを取得して設計に反映した。

表 4.2-4 に国内外で発生したナトリウムポンプに関するトラブル例を、図 4.2-23 に研究開発の成果と「もんじゅ」ポンプへの反映事項を示す。

トラブルとしてはナトリウム軸受のかじりや遮へい室下部での軸のかじり、1 次 系隔離弁の操作ミスによるポンプの異常振動の発生、休止期間中にポンプ軸封部に おけるナトリウムの酸化、固着による回転不良、潤滑油系統の止弁の閉め忘れによ る上部メカニカルシールからポンプケーシング内への潤滑油の混入等多くの不具合 を経験している。FFTF や「もんじゅ」モックアップ、その他で、熱および放射 線遮へい部のカバーガスの自然循環の発生による回転軸やケーシング、放射能遮へ い部の熱変形、あるいはナトリウム不純物の付着に伴うナトリウム軸受磨耗、軸の 偏芯による軸受け部のかじりの発生の経験は、特にナトリウムポンプとしての特有 なトラブルとして貴重である。これらについては多くの基礎的、応用的な研究開発 を実施して、実機の製作に反映されている。

図 4.2-24 に「もんじゅ」1 次主循環ポンプのモックアップ試験装置で経験した ポンプケーシングでの熱変形の状況と、その対策の実施状況を示した。上部の環状 の隙間に発生した自然循環により生じた温度分布により、ポンプの軸受部において 約 7mm の変形が発生したが、対流防止板の設置により約 1.2mm に減少させるこ とができた。この経験を踏まえて実施された「常陽」の 1 次主循環ポンプへの対 流防止板設置の状況に関しては 8.3 節にその詳細を示す。

ポンプ	試作機 □	Na試験機	☆ 常 陽 ▼ 1	常陽実機	→ もんじゅ	もんじゅ 実機
容量(m³/min)	1	5	2 1	2 1	100	100
完成年	S41	S44	S46	S48	S52	H 1
Na軸受摩耗 かじり	軸受性能低				周方向温度差 ひ ケーシング、変形	
ガスシールブ ッ シュと 軸のかじり		Naとガス中 異物		ブッシュ材 ⁻ 選定不良 心田しや良		
遮へい室下部で の軸のかじり			幅芯+Na付着 ひ ケージンク'変形			
メカニカルシール からの油もれ			摺動材の 時効ひずみ	打ちキズによ る摺動材の ひずみ		

表 4.2-4(1) 国内外でのナトリウムポンプで発生したトラブル

表 4.2-4(2) 国内外でのナトリウムポンプで発生したトラブル

	EBR-II	Hallam	FFTF	Rapsodie	Phenix	PFR	KNK-2	SNR-300
Na軸受かじり			熱衝撃に よる軸受 ハウジン グの変形	・軸受の熱衝 撃による隙 間の減少 ・軸受の耐久 力不足		軸受面の剥 離		
遮へい室下部での 回転軸のかじり	Na/Na酸化 物の推積で こすれか起 こり回転軸 に曲がり	熱変形				回転軸の曲 がりと組立 ミス		
異常振動			液位上昇に より回転軸 が不均一加 熱になり変 形		・熱過度によ る軸受ス リーブ溶接 部の破損			
回転不良	ラビリンス シール部へ のNa/Na酸 化物付着 (数件)	回転軸と熱 遊へい板の 間にNaが凝 固し回転軸 が変形	周方向温度 差による回 転軸の変形	配管 反力に よるケーシ ングの変形	・軸受部 品のズレ		回転軸の初 期不整によ る変形	ボンブと モータの継 手不良



図 4.2-23 研究開発の成果と「もんじゅ」ポンプへの反映事項



図 4.2-24 「もんじゅ」モックアップナトリウムポンプ ポンプケーシングの熱変形

(ii) 電磁ポンプ^{1),3),9),13)}

ナトリウムのような液体金属は、電流と磁界を与えることにより駆動すること が可能である。電磁ポンプには以下の優れた特性を有する。

- 可動部がなく、完全密閉状態でナトリウムを駆動できることから、信頼性に優れる。
- ② 自由液面を持たないため設置の自由度が大きい。
- ③ 潤滑油系が不要なためメンテナンスが容易である。
- ④ 機械的な慣性力がないため、運動制御性が優れているが、その反面コーストダウンに関する配慮が必要である。

しかし、効率が悪く(現状技術で最高 45%程度)、また大型での実績が少ない ため、現状ではナトリウム純化系等の補助系の小流量の系統にのみ用いられている。

その基本動作原理は図 4.2-25 に示すように磁界(B)中におかれた導電性流体に 電流(I)を通電し、両者の相互作用から流体自身に発生する力(f=I×B:フレミング の左手の法則)によりポンプ作用を生じさせるものである。



図 4.2-25 電磁ポンプの基本動作原理

電磁ポンプの種類は液体への通電方法によって 2 種類に大別される。外部から 流体に直接通電する導電型(Conduction Type)と、移動磁界により流体内に電流 を誘起する誘導型(Induction Type)である。これらはさらに磁界の発生方法や流 路形状によって図 4.2-26 に示すように種々のタイプに分類される。実際に製作さ れたものには FLIP(Flat Linear Induction Pump)および ALIP(Annular Induction Pump) が多い。



図 4.2-26 誘導型電磁ポンプの基本構造 13)

(a) 構造

「もんじゅ」の1次ナトリウムオーバフロー系に使用されている電磁ポンプを図 4.2-27 に示す。一重壁 FLIP であり、ナトリウムが流れる矩形断面のポンプダク トと固定子よりなる。定格流量が42.4m³/min で定格揚程が39mNa ある。

図 4.2-28 に「もんじゅ」2 次ナトリウム純化系に使用されている電磁ポンプを 示す。ALIP であり、ナトリウムが流れる円筒断面のダクトと固定子、送風機等か ら成る。このポンプの制御は誘導電圧調整器(IVR)による電圧制御によって行う。 定格流量が 22m³/min で定格揚程が 64mNa である。 0



図 4.2-27 1 次系電磁ポンプ(FLIP)の概略図⁹⁾



図 4.2-28 2 次主冷却系電磁ポンプ (ALIP) の概略図³⁾
(iii) 大型電磁ポンプ¹⁴⁾⁻¹⁶⁾

高温用電磁気材料の開発を踏まえて、強制冷却系を持たずナトリウム中に浸漬し て使用できるナトリウム浸漬型高温電磁ポンプの研究開発が進められている。この 目的は、電磁ポンプの優れた特長を生かした高速炉の主循環系に使用可能な大容量 電磁ポンプの実用化である。

その基本構造は、固定子鉄心、 コイルなどの電磁気構成部品 をケーシングで完全密封し、 内部で発生した熱をナトリウ ム中に放熱する仕組みである。 大型化に伴う効率向上に加え て、これまで熱損失となって いた鉄心などの自己発熱をナ トリウム中に回収できること から、プラント全体としての 総合的な効率を機械式ポンプ に近くすることが可能となる。 また、ナトリウム液面が不要 なことから、設置の自由度が 大きいため蒸気発生器や中間 熱交換器との機器合体等の設 計が可能となり、高速炉の簡 素化の要求に対応することが できる。図 4.2-29 に大型試 験体の構造図を示す。ポンプ の形式は ALIP であり、す でに中規模(44m³/min)の ポンプの製作・試験を経て 160m³/min の流量について 製作・試験が実施され、開発 の見通しが得られている。



図 4.2-29 大型試験体の構造図¹⁶⁾

(2) 中間熱交換器 (IHX) ^{1)、2), 4)、17)}

高速炉の熱輸送系は1次ナトリウム系、2次ナトリウム系、水・蒸気系から構成 されており、軽水炉(PWR)と異なり1次系と水・蒸気系の間に2次系を有して いる。中間熱交換器が1次主冷却系と2次主冷却系の間に設置されて、放射化し た1次系ナトリウムから非放射性の2次系ナトリウムに熱を伝える熱交換器とし て機能する。中間熱交換器は以下の役割を負っている。 ① 蒸気発生器の伝熱管の万一の漏えい事故時において、原子炉を含む 1 次系を隔離し、その影響を炉心に及ぼさない

・ナトリウムと水の反応により生ずる衝撃圧力の炉心への影響の防止

・反応生成物(水素ガス、苛性ソーダ等)の炉心への持込防止

② 放射性物質を格納容器外へ放出させない。

放射能を帯びた 1 次系のナトリウムが 2 次主冷却系に漏えいする可能性をなく すために、2 次主冷却系の圧力は 1 次系よりも高く設定されている。

(i) 構造

中間熱交換器の構造は、既設のほとんどの原型炉や実証炉において縦型、直管、 並向流、シェル・アンド・チューブ型が採用されている。主要な構造は、「もんじ ゅ」についても同様であり、熱過渡を緩和する等への配慮から無液面型を採用して いる。図 4.2-30 にその概略図を、表 4.2-5 に仕様を示す。



図 4.2-30 「もんじゅ」中間熱交換器の概略図

(1) 中間熱交換器本体	胴側	管側		
	内圧:0.2MPa	内圧:1 MPa		
① 最高使用圧力	外 圧 : 0.1	外圧:0.25 MPa(最大差圧)		
	MPa			
① 县京估田泪座	内圧時:550℃	内圧時:540℃		
②取同使用值度	外圧時:550℃	外圧時:250℃		
 ③ 主要寸法 	胴内径 2.94m×高さ 12.1m×板厚 30mm			
(2) 伝熱管本数	3,294 本			

表 4.2-5 「もんじゅ」中間熱交換器の仕様

1次側ナトリウムは外側の入口ノズルより胴体内に入り、胴体と外部シュラウ ドにより形成されるアニュラス部に設置された整流板により円周方向に整流された 後、外部シュラウドの上部開口部から直管の伝熱管管束部に流入する。その後、直 管管束部の間を伝熱管に並行して降下し、伝熱管内の2次側ナトリウムと熱交換 した後、外部シュラウド下部の開口部から出口ノズルを経て流出する。

一方、2 次側ナトリウムは機器中央の下降管により下部プレナム部に流入し、そ こで反転し、リング状バッフルにより整流され、多数の伝熱管に分配される。その 後、伝熱管を介して1 次側ナトリウムと熱交換しながら伝熱管内を上昇し、上部 プレナムから出口ノズルを経て流出する。

伝熱部での流動を均一にするため、外部シュラウドの管束部入口窓の上流に整 流板を設置して、開口部の開口比をノズル側から周方向に順次増大させることによ り周方向の偏流を最小としている。さらに、管束部での半径方向の流動不均一を防 止するために、管束部入口窓直後および出口窓直前に多孔板式整流板を設置して流 動の均一化を図っている。管束部は、伝熱管と外側の熱膨張差を吸収するために、 管束部全体を上部管板から吊り下げる構造としている。また、胴体と下降管および 管束部との熱膨張差はベローズで吸収している。

2 次側のナトリウムのドレンを可能とするために下降管内にそのための配管が設置されている。

(ii) 研究開発の課題と経緯³⁾

サイクル機構における中間熱交換器の開発はナトリウム流動試験装置に熱容量 1.3MWの試験体が据え付けられて特性評価が実施されたことに始まる。続いて 「常陽」冷却系耐久試験装置に 1MW 規模の「常陽」用中間熱交換器が設置され、 その特性が評価され、長期運転が実施され実機の製作に反映された。「もんじゅ」 用の中間熱交換器の特性試験は 50MW 蒸気発生器試験装置に設置された、「もん じゅ」の 1/5 規模の中間熱交換器によって進められた。

中間熱交換器の設計で配慮すべき事項としては、

材料の選定

- ② 伝熱、流動等の特性
- ③ 管? 管板等の熱衝撃
- ④ 伝熱管と胴体間の熱膨張差の吸収
- ⑤ 圧力損失と流量配分の均一化
 - 等がある。

試験の結果、以下の成果が得られた。

- a 部分モデルを用いて水による1次(管外)、2次(管内)の流量配分試験を実施 し、「常陽」や「もんじゅ」の流入孔、管配置等の設計に反映された。
- b 偏流や熱衝撃により多大な熱応力の発生する恐れのある管? 管板部の健全性が評価された。「常陽」では耐久試験装置により実機条件で熱衝撃試験が実施され、試験後解体検査により健全性が確認された。「もんじゅ」については、部分モデルによる大気中熱衝撃試験が実施されて、解析によりその健全性が確認された。
- c. 伝熱管と胴の間の軸方向熱膨張吸収のため、中間熱交換器上部にベローズが設置されている。この健全性を確認する目的で、実寸大のモデルを製作して、疲労耐久試験、高温引張クリープ試験およびナトリウム中での浸漬試験が実施され、解析によりその健全性が確認された。

Phenix 炉の3基の中間熱交換器で大きな規模のナトリウム漏えいや火災を経験 している。1基ではナトリウム出口の上蓋と2次系ナトリウム出口をつなぐ溶接部 で、1基はナトリウム出口部上部に亀裂が生じてナトリウムが漏えいし、火災につ ながった。いずれも下降管と胴の間の予想を上回る熱膨張により、溶接部に多大な 応力が発生したことが原因であった。漏えい検出系が作動していなかったことも多 量のナトリウムの漏えいにつながった一因である。いずれの場合も、補修して運転 を再開している。7)

(3) 蒸気発生器 18)、19)

高速炉では炉心で発生した熱をナトリウムにより取り出して水に伝達し、動力 源としての高温・高圧の蒸気を製造する。この目的で蒸気発生器が設置されている が、ナトリウムにより水を加熱する熱交換器であることから、厳しい耐水漏えい性 が要求され、プラント全体の安全性、信頼性、経済性を支配する重要な機器として、 世界的に多くの研究開発が進められてきた。

(i) 蒸気サイクル¹⁸⁾

高速炉では冷却材の原子炉出口温度が 500℃以上の高温となることから、蒸気 サイクルとして過熱蒸気サイクルを用いて 40%以上の高い熱効率を得ることがで きる。これまで建設されてきた世界の高速炉での蒸気サイクルの概念図を図 4.2-31 に示す。材料の Cl⁻に対する応力腐食割れの問題から、水に対してはフェライ ト鋼を採用する必要がある。開発の初期の段階では材料の開発の状況を踏まえて高 温強度が比較的低い 2・1/4Cr-1Mo 鋼等を採用せざるを得なかったことから、蒸 発器と過熱器(高温強度の高いステンレス鋼を使用)を分離する設計となり、「も んじゅ」でも貫流(分離)型が採用された。その後、高温強度および耐応力腐食割 れ性に優れた高クロム鋼の開発が進められ、経済性に優れた一体貫流型の蒸気サイ クルが可能となり、大洗工学センターにおいて 1MW 規模でのモックアップ試験 が実施され、基礎的な伝熱特性およびその健全性が確認されている。



図 4.2-31 世界の蒸気サイクルの概念図 18)

(ii) 構造^{1)、4)}

ナトリウム加熱蒸気発生器は低圧のナトリウムをシェル側に、高圧の水・蒸気を 管側に流した縦型のシェル(胴)アンドチューブ(伝熱管)型熱交換器の構造を取 るのが一般的である。構造設計上の最大の課題は伝熱管と胴間の熱膨張差の吸収方 式であり、それによって蒸気発生器の基本構造が決定される。

直管型は伝熱管に直管を採用し胴側にベローズを設けて両者間の熱膨張差を吸 収する構造で、BN600等で採用された。ホッケースティック型とU字管型はいず れも伝熱管側に曲がりを設けて熱膨張差を吸収する構造で、それぞれCRBRP、 PFR で採用された。ヘリカルコイル型は、伝熱管をヘリカルコイル状に巻き上げ ることにより熱膨張差を吸収する構造で、「もんじゅ」、Super Phenix で採用 された。(「もんじゅ」では万一のトラブル時に引き抜いての検査を可能とするた めに伝熱管に下降管を有しているが、Super Phenix では水は直接蒸気発生器下 部から流入する。)その他、ヘアピン型(Phenix)、バイヨネット型(BN350) 等が製造されたが、構造が比較的簡単で経済性に優れた直管型、ヘリカルコイル型 が主流となっている。単基の大きさについては、トラブルの発生に伴う運転の停止 期間と製造コストその他、経済性を総合的に評価し、その大きさを抑えて基数を多 くするモジュラー型とするか、単器の大きさを大きくする単体型とするかが選択さ れる。「もんじゅ」では3系統の各系統に蒸気発生器1基が設置される。蒸気サ

4.2 - 33

イクルとしては貫流(分離)型が採 用され、蒸発器と過熱器から構成さ れたヘリカルコイル貫流式分離型で ある。伝熱管内を流れる流体が蒸発 器では水、水・蒸気の混相流および 過熱蒸気、過熱器では過熱蒸気であ るため使用材料として前者にはフェ ライト鋼が、後者にはステンレス鋼 が採用されている。また、蒸発器と 過熱器では交換熱量が異なる(蒸発 器:約 191MW、過熱器:約 47MW)ことから寸法的には両者 では伝熱管の直径や長さ、シェルの 直径や長さ等の寸法が多少異なって いる。構造も、

- 伝熱管としてヘリカルコイルを 使用する
- ② 伝熱管部を引き抜き可能な構造 とするために伝熱管に下降管 を有し、シェル側はフランジ 構造とする
- ③ 水側の分配は複数の管一管板 方式とする
- ④ ナトリウム側の分配は分配管 方式とする

等主要な構造は共通とするが、 その他の構造については製造メー カの独自の方式が採用されている。

「もんじゅ」の蒸気発生器 (蒸発器および過熱器)の構造を 図 4.2-32、33 に、その仕様を表 4.2-6、7 に示す。

蒸発気についてその構造を示 すと、過熱器を経た 2 次主冷却 系のナトリウムは蒸発器上部のナ トリウム分配母管から 6 本のナ トリウム入口分配管を経由して蒸 発器内の内筒とシュラウドとの間





図 4.2-33 「もんじゅ」蒸気発生器(過熱器) ³³⁾

図 4.2-32 「もんじゅ」蒸気発生器(蒸発器)³³⁾

に均一に流入し、伝熱管束部を下降し、その熱を伝熱管内を上昇する水・蒸気に伝 えて胴下部のナトリウム出口ノズルより流出する。

一方、水・蒸気は上方の給水分配母管より 6 個の上部平板部の入口水室に流入 し、管板で多数の伝熱管に分岐する。水は胴とシュラウド間に設置されている下降 管内を下降し(「もんじゅ」ではメンテナンス時の引き抜き性に配慮して下降管を 採用し、フランジ構造としている。)、胴下部で反転し、ヘリカルコイル状伝熱管 内を上昇し、伝熱管外を下降する 2 次ナトリウムにより加熱される。蒸気は 30℃ 以上の過熱度をもって上部平板上の蒸気出口管板を経て、蒸気出口ノズルより流出 し、過熱器へ供給される。

過熱器もほぼ同様な構造をしており、ナトリウムと過熱蒸気の熱交換器である。

(1)形式、基数	ヘリカルコイル貫流式分離形、3基(3ループ)			
(2)最高使用圧力				
①ナトリウム側	内圧作用時;0.5MPa 外圧作用時;0.1MPa			
②水/蒸気側	内圧作用時;16.5MPa			
(3)最高使用温度				
①ナトリウム側	内圧作用時;420℃(胴部) 外圧作用時;250℃			
②水/蒸気側	内圧作用時;465℃(伝熱管部)			
(4)定格仕様				
①交換熱量	約 191MW/基			
の法書	ナトリウム側;3.73×10 ⁶ kg/h/基			
②孤里	水/蒸気側;3.79×10 ⁵ kg/h/基			
③温度				
a.ナトリウム側	入口;469℃ 出口;約325℃			
b.水/蒸気側	入口;240℃ 出口;約369℃			
	給水圧力;約15.5MPaa			
	蒸気出口圧力;約14.68MPaa			
(5)主要材料	胴体;SCMV4 伝熱管;STBA24			

表 4.2-6「もんじゅ」蒸発器の仕様

(1)形式、基数	ヘリカルコイル貫流式分離形、3 基(3 ループ)
(2)最高使用圧力	
① ナトリウム側	内圧作用時;0.5MPa 外圧作用時;0.1MPa
 2 蒸気側 	内圧作用時;15.4MPa(伝熱管部)
(3)最高使用温度	
① ナトリウム側	内圧作用時;525℃ 外圧作動時;250℃
2 蒸気側	内圧作用時;520℃(伝熱管部)
(4)定格仕様	
 交換熱量 	約 47MW/基
① 法是	ナトリウム側;3.73×10 ⁶ kg/h/基
2	蒸気側;3.79×10 ⁵ kg/h/基
③ 温度	
a. ナトリウム側	入口;505℃ 出口;約469℃
b. 水/蒸気側	入口;約367℃ 出口;487℃
 ④ 蒸気圧力 	入口;約14.34MPa 出口;約13.3MPa
(5)主要材料	胴体;SUS304 伝熱管;SUS321

表 4.2-7 「もんじゅ」過熱器の仕様

(iii) 開発の課題と経験^{3),20)-25)}

「もんじゅ」の蒸気発生器の開発に当たって克服すべき課題として取り上げられた事項を表 4.2-8 に示す。

表 4.2-8 蒸気発生器の設計の選定項目および開発の課題

大項目	設計の選定項目および開発の課題			
1. システムの選定	・蒸気サイクル(貫流、再循環、再熱・非再熱、一体・ 分離) ・単体の出力(モジュールか否か) ・蒸気条 件 ・ナトリウム、水反応時圧力放出システム その 他 ・運転制御システム ・計測システム その他			
2. 構造、材料の選定	 ・容器の構造 ・伝熱管の形状 ・伝熱管、シェル結合 方式 ・管板の位置 ・伝熱管継ぎ手方式 ・伝熱管支 持方式 ・耐震構造 ・伝熱管、シェルその他の材料選定 その他 			
 G熱、流動等の 性能 	 ・静的、動的伝熱流動特性 ・流量配分 ・伝熱管の汚れ係数 ・流動の不安定特性 ・DNB特性 その他 			
 製作、保守・補修、 検査技術 	 ・伝熱管製作、加工技術 ・伝熱管、伝熱管・管板継 手、検査技術 ・伝熱管プラグ技術 ・ISI 技術 ・水 す管理・ナトリウム純度管理 ・水側洗浄、保管技 術 ・ナトリウム・水反応時洗浄、補修技術 その他 			
5. 運転、制御技術	・動特性、制御特性把握 ・運転制御システムの特性把 握 ・事故時特性把握 ・運転操作基準の確立 その他			
6. 安全性技術	・水リーク特性の把握 ・水リーク検出計、検出システム ・圧力放出システム ・DBL 設定 ・水リーク時の運転方式の設定 その他			

これらの課題を克服して信頼性の高い蒸気発生器を開発するために、図 4.2-34 に示すように、まず伝熱管 2 本からなる1MW 蒸気発生器試験施設、ついで「も んじゅ」の約1/5の規模の 50 MW 蒸気発生器試験施設が建設され、各種の試験 が実施された。開発の概要を図 4.2-35 に示す。



図 4.2-34 「もんじゅ」蒸気発生器開発の段階



図 4.2-35 「もんじゅ」蒸気発生器研究開発の実施内容

表4.2-9 高速炉における蒸気発生器のトラブル事例

原因と対策	製作時の洗浄液の残留、残留応力等により応力腐食割れ発生。水漏えい検出系が不十分であった。洗浄液中和の薬剤によるフラシンング、 えい検出系が不十分であった。洗浄液中和の薬剤によるフラシンング、 残留応力除去。漏えい伝熱管を交換。ナトリウム流力振動対策実施。	製作時の溶接欠陥が原因、欠陥部を再溶接して復旧。	バヨネット管下部鏡板の溶接欠陥、製造時の品質管理不十分。破損伝熱 管を交換。	製造時の溶接不良または残留応力除去不実施等施工法の不適切。再 熱器は爆着プラグ法でプラグ、再使用。後、過熱器、再熱器の伝熱 管を2-1/4Cr-1Mo鋼に交換。蒸発器は爆着法、ついでスリーブ法で 補修し再使用。	ナトリウム入口部円筒で管束部へのナトリウムのバイパス流による流力振動発生。 伝熱管と周期的に接触して減肉をおこし、1本の伝熱管で漏えい発 生、漏えい検出系が故障していてプラント停止できず、伝熱管周辺 が過熱され39本に破損拡大、過熱器には蒸気ブロー系が非設置のため、 さらに周辺伝熱管70本を損傷。2次系ナトリウム除去、純化し、予備の過 熱器と交換、漏えい検出器修理、蒸気ブロー系を設置して運転再開。	製造時の伝熱管、管板溶接部欠陥が成長、拡大。再熱器のとき漏え い検出器、運転対応の不備で漏えい拡大、交換。他のトラブル時に は施栓。	高温部伝熱管突き合わせ溶接部で発生。起動時に水流入し厚肉溶接 部に大きな熱応力が繰り返しかかったことによる熱疲労と推定。す べての再熱器を交換。溶接部最大肉厚を制限。
蒸気発生器の概要と水漏えいの状況	蒸気発生器は蒸発器、過熱器、再熱器で構成、伝熱管はサ→゚ンタイン型。 使用前水圧試験中に蒸発器2号機で応力腐食割れによる水漏えい発 生。その後蒸発器1号機で伝熱管のナトリウムによる流動振動によ る破損で水漏えい発生、45本の伝熱管破損。	蒸気発生器は蒸発器8基、過熱器2基で構成。伝熱管はヘリウムボ ンドの2重管。伝熱管1本の内管と管板との溶接部に欠陥発生。	蒸気発生器は2基の蒸発器(バヨネリ)管)と過熱器(U字管)で構成。3つ の蒸発器で5回小漏えい発生、2つの蒸発器で大漏えい発生。反応 物収納容器に設計通り放出、水素に着火。	蒸気発生器は蒸発器(伝熱管材料2-1/4Cr-1Mo鋼)、過熱器(同アテンレス 鋼)、再熱器(同ヌテンレス鋼)で構成。蒸発器2基で小漏えい13回発生。ナト リウム液面より上の伝熱管、管板溶接部で2mm径のクラックによる水 漏えい発生。過熱器2基、再熱器1基で同様の漏えい発生。	過熱器で小規模漏えいに続いて大規模漏えい発生。圧力開放板破裂、 安全保護系作動、タービン、原子炉レリップ。40本の伝熱管破損、70本損 傷。	蒸気発生器は蒸発器、過熱器、再熱器それぞれ8基で構成。伝熱管の材料は18Cr-9Ni、直管型。水漏えいが過熱器、再熱器で数回発生。 再熱器の時、モジュールの隔離が遅れ10本破損、他は初期に検出。	蒸気発生器は蒸発器、過熱器、再熱器各8基のモジュール構成、ヘアピン 型伝熱管採用。再熱器伝熱管より水漏えい、反応圧力低く圧力開放 板破裂しなかったが窒素ガス注入弁作動せずナトリウムが流入。他の漏 えい時には良好に作動。検出系有効に作動して漏えいは1本に限定。
発生年 月	1962.6, 12	1965.2	$\frac{1973}{75}$	1974~ 79 い) い)	1987.2 (大漏え い)	${}^{1980.6}_{\sim 10}$	$1982.4, \\12\\1983.2\ 3$
プラント名	$(\mathcal{T} \neq \mathcal{Y} \not\supset \mathcal{P})$	②EBR- II (アメリカ)	③BN-350 (旧ソ連)	④PFR (イギリス)		(東へ目) 009-N©	() $\beta $ Phenix () $\beta \gamma \lambda \lambda$)

世界の各プラントで実機での運転経験が蓄積されてきたが、そのうち蒸気発生器に 関して、表 4.2-9 に示すように多くのトラブルを経験している。⁷⁾

代表的なトラブルについて、その事象が9.5.3に記載されている。

その中で、水漏えいの占める割合が大きく、蒸気発生器の開発の最大の課題はいか に水漏えいを防止するかにあることをうかがわせている。

水漏えい発生の原因として、管一管板および管一管の溶接欠陥によるものが大部分 を占めているが、ナトリウムの流れによる伝熱管の振動も原因となっている場合も散見 される。わが国においても、試験装置ではあるが、1MW 蒸気発生器のダウンカマーに おいて小規模水漏えいの発生した経験を有している。その原因は実機には採用されてい ない部位での溶接欠陥によるものであった。「もんじゅ」においても伝熱管の溶接につ いては開発の当初から検討が進められ、多くの研究開発が実施されてきた。まず、伝熱 管に関して、溶接性や検査性をよくして信頼性を高めるために、構造的に差し込み構造 を避け、全てつき合わせ構造とすることとされた。管板部の突合せ構造部の TIG 法に よる溶接方法や検査方法についても信頼性の高い方法が開発され、実機に適用された。 運転中の伝熱管の健全性の確認や万一の水リーク発生時の隣接管の腐食状況の観察のた めに ISI 技術が開発された。内径が 24mm 程度の伝熱管にプローブをスムーズに差し 込んで、要求の精度と速度で各種の欠陥を検出することが求められる。ECT(渦電流 探傷技術)や UT(超音波探傷技術)法が開発され、その特徴を考慮して使い分けなが ら伝熱管の欠陥検出のために使用される。欠陥の発生した伝熱管のプラグ法や水質管理 法等も検討され開発された。蒸気発生器の ISI については 4.2.5 に記載されている。

これらの技術を確認するとともに、伝熱や流動特性、動特性、運転性等の性能の評価法を確認し、材料、構造、製造上の問題を総合的に評価する目的で製作、建設された 1MW および 50MW 規模のモックアップ蒸気発生器について、長時間にわたる実証試験が実施されたが、それらは解体され、構造検査や材料試験が行なわれその健全性が確認された。50MW 蒸気発生器を用いたメンテナンス実証試験の状況を 8.3 節に、解体洗浄の状況を 8.4 節に示している。

蒸気発生器におけるナトリウム中への水の漏えいに関して、実機での検出器を含め た対応設備、事故後の対応について 7.2 節に詳細に記載されている。

これらの研究開発の結果、以下に示す成果が得られ、「もんじゅ」の設計・建設に反映された。

① システムの確認、実証

・蒸気サイクル、蒸気条件等の設計で選定されたシステムの確認、実証

- ・ナトリウム・水反応時圧力放出システムの確認、実証
- 構造・材料の確認、実証

・50MW 蒸気発生器2号機において事故模擬試験等過酷な熱過渡を伴う長期運転後の試験後解体試験により、構造(シェル・管構造、管板方式、管板カバーガス中設置、ダウンカマー構造等)、伝熱管形状(ヘリカルコイル方式)、伝熱管継手方式、伝熱管支持方式、採用材料(伝熱管、シェル、溶接材その他)等について総合的な

健全性の確認、実証

・50MW 蒸気発生器1号機試験後解体検査結果より伝熱管支持部のゴーリング発生 確認、2号機において伝熱管支持方式詳細設計検討、実証

③ 伝熱・流動性能

・静的・動的、ナトリウム・水、伝熱・流動特性、流量配分、伝熱管汚れ係数等特 性評価、解析コードの作成、検証

・1MW 蒸気発生器において水側の流動不安定現象が発生し本現象を重要な課題と認識し,各種蒸気発生器にて特性評価、安定判別図作成、解析コードの作成、検証

・不安定流動試験装置による DNB (Depature from Nucleate Boiling) 特性評価
④ 製作、保守・補修技術

・個別詳細研究開発の実施により伝熱管製作、加工技術、伝熱管継手、管? 管板継手 技術、検査技術、伝熱管プラグ等補修技術、ISI 技術等を確立

・各種モックアップ試験により水質管理、ナトリウム純度管理、水側洗浄、保管技 術等を確立

・各種モックアップ装置の引抜き、保管、補修試験によりナトリウム側洗浄、保管 技術等を確立

⑤ 運転·制御技術

・「もんじゅ」全体システムの実機模擬プラントにより動特性・制御特性評価、運転・制御システム、計測システム信頼性確認、実証

・「もんじゅ」全体システムの実機模擬プラントにより運転操作基準の作成(起動、 停止、出力変更、事故・仮想事故時、ナトリウム・水反応事故時)、確立

(iv) 二重管蒸気発生器 ²⁶⁾⁻²⁹⁾

平成 13 年から進められている高速炉の実用化戦略調査研究において、ナトリウム大型炉の蒸気発生器として二重管蒸気発生器の採用が検討されている 47,48,49。これは、「もんじゅ」でのナトリウム漏えい事故を契機に高まった、より厳しい安全性の確保への要求の一環として、蒸気発生器での水漏えいの可能性を極度に小さくしたいとの考えによる。二重管蒸気発生器は、伝熱管に二重管を採用していることから、構造的に水漏えいが発生しにくい。さらに、二重管の間に第三流体を挿入することによる水漏えい検出機能を付加して早期に確実な漏えい検出を達成しようとの構想もある。

図 4.2-36 に二重管蒸気発生器の概念を示す。一体貫流、直管、縦型シェルアンドチ ューブ形式が一般的である。伝熱管は機械的に密着した二重管が使用され、上部は二重 管板、下部は一重の管板に接合されている。内管と外管の間には第三流体としてヘリウ ムガスを入れ、これを用いて漏えいを検出しようとするものである。内管からの水の漏 えいの場合は高圧の水・蒸気が二重管板のヘリウムプレナム部に入り湿分計で検出され る。外管の欠陥の発生の場合はヘリウムガスがナトリウム中に流出してナトリウム出口 配管に設置されているヘリウムガス検出システムで検出される。これにより、ナトリウ ムと水の接触を未然に防止しようとするものである。二重管の間に同一材料の組み編み 線を入れ金属的に結合した構造 の伝熱管を採用した 2MW の組 み編み方式二重管蒸気発生器、 溝つき金属結合二重管伝熱管を 使用した 1MW 蒸気発生器が製 作され、大洗工学センターにお いて試験された。

ウエスチィングハウス社で は、熱容量 70MW 二重管蒸気 発生器の試験モデルを製作し、 日本の電力会社と共同で試験を 実施することにより、大型化に あたっての伝熱特性や構造上の 問題の解明、製作検査性等につ いて実証している。

二重管蒸気発生器は水の漏 えいに対して高い信頼性を有す ることから、将来的にはこれを 1次系に設置して2次主冷却系 を削除することによるシステム の大幅な簡素化、経済性向上を 達成しようとの発想もある。

(5) ナトリウムー空気熱交換器^{1),4)}

高速炉では、原子炉の低温停



図 4.2-36 二重管蒸気発生器の概念⁴⁶⁾

止時あるいは原子炉トリップ後の炉心崩壊熱の除去のために、原子炉主冷却系とは独立 に崩壊熱除去系(4.1.5 参照)が設置されるが、「もんじゅ」の崩壊熱除去系(補助冷 却系)では、2 次主冷却系から分岐して蒸気発生器と並列にナトリウムー空気熱交換器 が設置される IRACS が採用されている。低温停止時あるいは事故時に主循環系の機能 が停止されると、蒸気発生器から空気冷却器にナトリウムの流動が切り替えられて崩壊 熱を除去する運転に移行する。「常陽」では、最終的な大気中への熱放散系として2 次主冷却系にナトリウムー空気熱交換器が設置されている。

(i) 構造

図 4.2-37 に「もんじゅ」の補助冷却設備に設置されているナトリウム-空気熱交換器の概要を、表 4.2-10 にその仕様を示す。形式は、多管フィンチューブ強制空冷式である。熱交換量は約 15MW、ナトリウム流量は約 235ton/h であり、伝熱管材料とし

て SUS316 を使用し ている。2 次ナトリウ ムは、本体上部のナト リウム入口分配管から 羊腸式のフィン付き伝 熱管に分配され、伝熱 管の外側を流れる空気 との間で熱交換を行い、 本体下部のナトリウム 出口集合管で合流し、 流出する。空気側は送 風機、ベーン、ダンパ およびダクトから構成 されており、空気冷却 器出口ナトリウム温度 が所定の一定温度とな るように、ベーン、ダ ンパ開度を調節して空 気流量を制御する運転 をする。



図 4.2-37 「もんじゅ」のナトリウムー空気熱交換器の概要⁵⁾

表 4.2-10 「もんじゅ」のナトリウムー空気熱交換器の仕様

(1) 形士	ファンチューブ陸判定必士		
(1)形式	ノインチューノ独制空行式		
(2)数量	3 基(3 ループ)		
(3)最高使用圧力	内圧:0.8MPa 外圧:0.1MPa		
(4)最高使用温度	内圧作用時:525℃ 外圧作用時:250℃		
(5)定格仕様			
① 主要寸法(枠組)	約 4.5mH×約 6.6mW×約 5.2mL		
2 除熱容量	約 15MWt/基		
③ 流量	管側:2.35×10 ⁵ kg/h 胴側:3.35×10 ⁵ m ³ /h		
④ 総伝熱面積	約 1,430m ³		
同语世祖英	管側 入口温度:505℃ 出口温度:325℃		
り運転温度	胴側 入口温度:40℃ 出口温度:200℃		
(5)主要材料	伝熱管・フィン: SUS316 本体ダクト: SUS304		
(c) 继 兕 呑 미	高速原型炉第3種機器		
(0)们成在矿里刀门	(本体ダクトは機器区分適用外)		
(7)耐震クラス	As		

(ii) 開発の課題と経過³⁾

開発の課題としては

- ① フィンとナトリウム伝熱管の接続構造およびその密着性の確認
- ② フィン形状や伝熱管の配列等による空気側の流速分布、伝熱特性
- ③予熱、待機時運転
- ④ ナトリウムドレン性

等がある。

「常陽」のナトリウム-空気熱交換器については、「常陽」冷却系機器耐久試験装置に 1/25 の縮小モデルを設置して実機と同一条件で各種性能試験や耐久試験が実施された。

「もんじゅ」については、50MW 蒸気発生器試験施設に「もんじゅ」と同一構成の 約 1/5 規模の崩壊熱除去系のシステムが設置され、システムとしての伝熱特性や自然循 環特性が把握された。そこでの経験として、出口での開閉ダンパが熱変形によって作動 できなくなる現象が発生した。その原因は空気冷却器伝熱管からの空気の自然循環によ り予想以上の温度上昇が発生したためであった。これらの経験は「もんじゅ」の設計に 反映された。

「常陽」では実機において長時間の運転および各種の特性試験が実施され,MK-Ⅲ移 行に伴う伝熱管の配列の変更等を実施する中で健全性確認のための検査が実施された。

(8.3.2 参照)

(6) 配管²⁾

冷却材としてのナトリウムは沸点が高く蒸気圧が極めて低いことから、高温低圧で の運転が可能である。そのため、軽水炉に比較して機器・配管は薄肉とすることができ る(116万 KWe 軽水炉の配管では口径が 700mm、肉厚が 70mm となるが「もんじ ゅ」では口径が 810mm に対して肉厚は 11mm である)。一方、配管が薄肉となるこ とから地震荷重と熱荷重のバランスを図る設計が需要で、ナトリウムの流れに起因する 振動や、地震に伴って発生する荷重を考慮することが必要となる。

また、高温で運転され、炉心出入口温度差が大きいこと、ナトリウムが使用される ことに伴い過渡時には急激な温度変化が発生しやすく、熱応力に対する配慮が必要であ る。

(i) 構造

「もんじゅ」1次主冷却系の配管引き回しの例を図 4.2-38、39 に示す。3ループで 構成されており、図にはIループのみが閉めsれて入る。

各ループは格納容器内に、原子炉容器中心に対し 120 度の角度をなしてほぼ回転対称に配置され、建物壁より適切な構造物を介してコンスタントハンガおよび防振器等により支持されている。本配管の口径は、圧力損失、腐食、流体振動、負圧の防止等を配慮して原子炉容器出口ノズルから IHX 入口ノズルまで(ホットレグ配管)は 32B、

IHX 出口ノズルから 1 次主循環ポンプ吸込 ノズルまで(クロスオ ーバレグ配管) は 32B、1 次主循環ポン プ吐出ノズルから原子 炉容器入口ノズルまで (コールドレグ配管) は 24B を使用してい る。また、2 次主冷却 系配管には 22B が使

用されている。

軽水炉に比較する と、運転温度が高く、 運転温度が高く、 運転に伴う温度 が応告いため、配管 の熱により、 配管での引き回し等で 吸収する処子があるた での引き回し等で と、ナトリウムと材料 の約熟膨張率の大きい ステンレスを使用して いる。

4.2.1(6)に述べた ように、1次主冷却系 の配管、機器は可能な 限り高所配管引き回し をして、原則としてエ マージェンシーレベル より上方のシステムレ ベル以上に配置して、 たとえ冷却材の漏えい が起こっても原子炉容 器の液位がエマージェ



図 4.2-38 「もんじゅ」1 次主冷却系の 配管引き回しの例²⁾



図 4.2-39 「もんじゅ」1 次主冷却系の配管引き回しの例⁵⁾

ンシーレベル以下に低下しないように設計している。このシステムレベル以下に位置す る機器、配管に対してはガードベッセルを設置し、ガードベッセルと原子炉容器等の機 器、配管との間の容積を適切に制限することにより、1次ナトリウム漏えい事故時にも 原子炉冷却材が流出して原子炉容器内ナトリウム液位がエマージェンシーレベル以下に ならないようにしている。

(ii) 開発の課題と経過^{3)、7)}

わが国における各種の試験装置の設計、製作、運転の経験を蓄積すると同時に、海外 の実験炉や原型炉における設計、製作、運転の経験の情報を入手しつつ、大型の試験施 設や「常陽」、「もんじゅ」、それ以降の原子炉の設計研究や運転の経験を踏まえて、 配管の引き回し等についても以下に示すような多くの貴重な経験が蓄積されてきた。

Rapsodie の 2 次主冷却系のナトリウム充填配管において、ナトリウムの漏えいを経 験した。2 次主冷却系にナトリウムを充填すべく、2 次主冷却系の予熱を実施していた ところ、充填用配管が破損しナトリウムが漏えいした。直前のナトリウムドレン時にナ トリウムが残留して固化していた配管部を予熱したため、局部的に温度の上昇したナト リウムが膨張して配管の破損に至った。ドレン時の残留ナトリウムの無いことの確認、 予熱時の温度監視の重要性を示唆するトラブルで、ナトリウムを扱う上での基本事項で ある。

DFR において、原子炉入口配管のT字管の溶接部で NaK の漏えいが発生した。製作時の施工の不具合(溶接の溶け込み不良)と T 字管での熱応力の集中により配管が破損したものである。また、BN-600の1次純化系のコールドトラップ下流の主配管と 枝配管との接合部等多くのナトリウム装置の配管や高温ナトリウムと低温ナトリウムが 合流する T 字管接合部で配管破損が発生し、ナトリウムの漏えいするトラブルを経験 している。高温ナトリウムと低温ナトリウムによる熱サイクル疲労が配管接合部の溶接 部に加わり亀裂が発生したものである。一方の配管を他方の配管中に差し込み、温度差 のあるナトリウムの混合による温度変動が管壁に発生しない構造とする等の設計上の工 夫が必要である²。

「常陽」の1次主冷却配管はナトリウム漏えい対策および配管の窒素ガス予熱のために2重配管が採用されている。「常陽」の建設の段階で構造の健全性の観点から設計の見直しがなされ、配管の支持方法に関し解析等による評価の結果等を踏まえて配管の支持当板を改良することで対応した。

「常陽」では配管の熱変位の測定を当初機械式(ケガキ式)を採用していたが原子 炉の運転中常時監視することができないことから、高温および高放射線雰囲気に耐えう る改良型変位検出計を使用した測定装置を開発し、CRT による常時監視を可能とした。 測定結果の一例を図 4.2-40 に示す。原子炉停止持、定格出力運転時、プラント異常時 ともその変位量は配管の温度変化によく追従し、設計値ともよく一致した。³⁾

「もんじゅ」の総合機能試験の「Arガス中試験における2次主冷却系の予備昇温度おいて、熱膨張による原子炉格納容器貫通部近傍での配管変位挙動が設計予測と異なり逆方

向へ移動していることが確認 された。原因の調査の結果、 原子炉格納容器貫通部に使用 されていたベローズ継手のバ ネ定数が設計値の約3倍と硬 くなっていたためと判明した。 適切な継ぎ手と交換すること により対応し、その後の試験 時においては、設計通りの変 位量・方向に変位しているこ とを確認した 50)。

(iii) 配管ベローズ継手 ^{3)、30)、}
 31)

高速炉がさらに大型化す ると、配管口径が大きくなる ことから配管引廻しも膨大と なり、格納施設も大きくなる 恐れがある。配管の引き回し を容易にするとの観点から、 冷却材であるナトリウムが低 圧で使用される利点を考慮し

て、大型用配管ベローズ継手



図 4.2-40 「常陽」における配管の熱変位の 測定結果の例 ³⁾

が開発された。実機への適用に当たっての重要な課題として、以下の 2 点を重点的に 取り上げて検討した。

①配管ベローズ継ぎ手の基準(案)の作成

高速炉での使用を目的として、配管ベローズの設計基準、製作基準、検査基準、保 守基準(案)を作成した。これらの基準案の作成に当たって、総合的な計画のもと に、必要となる座屈試験、クリープ疲労試験、熱衝撃試験等の多くの試験が実施さ れ、データが蓄積・評価された。それらを基準(案)の形で統合化し、高速炉への採 用を可能とした。

②実機による実証試験

実証炉クラスの炉の 1 次主冷却系への設置を想定して、実機モデル 2 体(内圧、 外圧型各 1 体)が設計、製作され、ナトリウム中での実証試験が実施された。試験 に使用した外圧型配管用ベローズ継手の構造を図 4.2-41 に示す。プラントの 運 転条件を想定して、530℃の温度で 1,000 回の変位試験の後、560℃で変位角を増加 させ、より厳しい条件で約 1,000 回の変位耐久試験を実施し、破損や変形等の異常 の発生しないことを確認した。



図 4.2-41 外圧型配管用ベローズ継手の構造 3)

(6) 弁²⁾

高速炉に用いられるナトリウム弁には、異常時に急速に遮断・隔離するための隔離 弁、原子炉の入口に設けられポンプ停止時に逆流を防止するための逆止弁、止め弁、出 力の制御等のためにナトリウム流量を調整する流量調整弁等がある。

水系等に使用される弁とは異なり、以下の使用条件や要求を満たすことが必要となる。

- ① 高温(200~約550℃)で使用される。
- ② 厳しい熱過渡が課せられる状態で使用される。
- ③外部へのナトリウムの漏れが厳しく制限される。
- ④ 対ナトリウム腐食性の強いことが要求される。

特に、シール部からの漏れは許されず、軸封機構については特別の配慮が必要であ る。ゴムパッキンなどを使用することはできず、以下のシール方法が採用されている。

- a ベローズシール法(金属ベローズをバルブ本体と弁棒に溶接する。)
- b フリーズシール法(ナトリウムが 98℃以下になると固化することを利用して、バル ブ本体と弁棒との間にナトリウムを凍結させてシールする。)

図 4.2-42 に代表的なナトリウム弁を示す。

弁に関する設計、政策上の留意点については 9.1.2(2)に記載されている。



図 4.2-42 高速炉用ナトリウム弁の構造²⁾

(i) 構造

図 4.2-43 に「もんじゅ」用の 2 次主冷却系用隔離弁を示す。大型ナトリウム弁では ベローズの破損の可能性があり、また、ベローズの大型化によるコスト高のためベロー ズシール方式は採用されていない。「もんじゅ」2 次主冷却系用隔離弁は 22 インチと 大口径で蒸気発生器入口に設置され、事故時での急速隔離機能が要求されることからフ リーズシール型バタフライ弁が採用された。

フリーズ部は自然冷却で常時軸封部の中央部で融点となるように設計され、なおか つ長時間運転においても弁起動トルクが一定であることが必要である。フィン形状と弁 箱上部フリーズ部間のギャップ形状、パッキン形状等を最適な設計とし、実寸大の弁を 設計・製作してナトリウム中試験が実施された。フリーズ特性等を把握し一部改良の上、 「もんじゅ」に適用された。

(ii) 開発の課題と経過

小型弁用のベローズに関してはナトリウム中の耐久試験等を実施して設計法等が確立 されてきた。多くの弁が製作され、試験装置用の部品として採用され、豊富な使用経験 を積んでいる。

摩擦や磨耗の観点から、弁棒と弁座のすり合わせ部にハステロイやコルモロイ等の 硬い材料を用いるため、締め切っても弁座からの漏れを防ぐことが困難な場合がある。 弁の状況を把握して、常時一定量をくみ上げる等の対応が必要である。ポンプ試験装置 の主配管に設置された大型ナトリウム弁の開閉時に、キャビテーションの発生により激 しく振動し、大きな騒音が発生した。本現象は、ポンプのエネルギーを弁のみで吸収す るシステムとなっていた ことに起因して発生した ものでことから、ナトリ ウム配管中にオリフィス を設置して、 エネルギ ーを分散させることによ り防止した。

表 9.1-1 に弁の不具合 例が示されている。

4.2.3 純化系機器

4.1.6 (1) において、 ナトリウムの純化の必要 性や「もんじゅ」を例と した純化系について記述 しているが、本節では、 純化系の主要な機器とし てコールドトラップにつ いて説明する。

ナトリウムの純度管理に ついては 6.2 節参照のこ と。



図 4.2-43 「もんじゅ」用 2 次主冷却系隔離弁

(1) コールドトラップ

2), 4), 32)

ナトリウム冷却系におけるオンライン不純物除去装置としてはコールドトラップが 最も一般的に使用される。コールドトラップの不純物除去原理は、ナトリウム中の不純 物溶解度の温度依存性を利用している。300~550℃で循環しているナトリウムをコー ルドトラップに導き、その中を通過するナトリウムを低温に保つことにより、その温度 で飽和状態となる不純物をナトリウムとの固化化合物である酸化ナトリウム (Na2O) や水素化ナトリウム (NaH) として析出させ、内部に充填したステンレスのメッシュ などにトラップさせるものである。コールドトラップの温度を約 120℃に保つことによ り、ナトリウムを酸素で数 ppm、水素の場合は数十 ppb 以下に精製することができる。 ナトリウムをこのような純度に保つことにより、600℃のナトリウム中のステンレス鋼 の腐食速度を 10µ/年以下に抑えることができ、また直径数 mm 程度の配管でも閉塞 することなく運転することが可能となる。この機器の開発により現在のナトリウム冷却 系が成立したといってよい。

コールドトラップには、強制循環型と自然循環方式拡散型がある。高速炉プラント

には通常、強制循環型が用いられる。

(i) 構造

図 4.2-44 に「もんじゅ」1 次系コールドトラップの構造図を示す。強制循環型であ り、容器内にはステンレス鋼製金網が積層状態で挿入されている。温度を約 180℃に冷 却されてコールドトラップ

に導入されたナトリウムは、 循環する窒素ガスによって 冷却され、金網を通過する 際に不純物である酸化物や 水素化物が飽和温度となっ てトラップされる。1 次系 のコールドトラップは、非 金属元素以外に CP や FP などの放射性物質も捕獲さ れて高線量となる。

2 次系では、蒸気発生器 の伝熱管破損の検出のため に、水素を高感度で検出す ることが必要であり、その ためには、常時ナトリウム 中の水素のバックグランド を低く保つ必要がある。そ



図 4.2-44 「もんじゅ」1 次系コールドトラップの構造

の目的で、蒸気発生器の伝熱管を透過してくる水素を、コールドトラップで常時捕獲す ることが必要となる。2次系のコールドトラップの構造の基本は1次系コールドトラッ プと同様であるが、ナトリウムの冷却は窒素ガスの代わりに空冷によっている。

(ii) 開発課題と経緯³⁾

国内外で各種のナトリウム施設が建設され、その純度管理の目的で各種のコールド トラップが設置され、コールドトラップについて研究開発が行われると同時に、多くの 運転実績と経験が蓄積されてきた。わが国におけるコールドトラップの開発の経緯を図 4.2-45 に示す。

その開発課題は不純物を容器内に均一に析出除去させることである。捕獲不純物はコ ールドトラップの最低温度部に析出しやすく、また高温部に析出した不純物も純度の上 昇とともに再溶解し、より低温部に移行するような容器内質量移行現象が生じる。その ため、不純物捕獲容積部(メッシュ部)の容積を大きくしても有効捕獲量は 10%以下 というケースもあった。その対策として、以下の対応がとられた。

① コールドトラップ内温度分布の平坦化



図 4.2-45 わが国のコールドトラップ開発の状況³⁾

② 析出領域をトラップが進むに従って順次未析出領域に移行するバイパスフロー方式の考案

③ メッシュの充填密度の最適化

「常陽」の初期のコールドトラップの酸素除去容量は 10kg(解体実測) 程度であったが、改良型では約 70kg に増大させることができ、これらの経験は「もんじゅ」に反映されている。

「常陽」1 次系ナトリウムを純化するためのコールドトラップはナトリウムによる燃料や配管、機器の腐食防止の観点から設計上は 150℃と設定されているが、CP の低減化の目的でこれをさらに 120℃前後に下げた運転を行ってきた。このためもあり、トラップ下部のメッシュ流入部に閉塞傾向が現れ、プラギング温度が徐々に上昇したため、低温運転が可能な新型コールドトラップを開発して 1 次系に設置した ³³⁾。新旧コールドトラップの概念図 ご 4.2-46 に示す。新型コールドトラップは従来のものと比較して以下の特徴を有する。

- a メッシュ流入部の閉塞を防止するため、全面流入型として流入面積を増加させると共 に、断熱ガス層を二重とした。 型
- b メッシュの目詰まりを防止するため、メッシュの線径を太くして充填率を下げ、不 純物捕獲量を増加させた。
- c ナトリウム流入経路を構造上可能なかぎり広くし、局部加熱を防止した。 新型コールドトラップを設置した後、第16 サイクルで運転目標である120℃(酸素

濃度約 1ppm に相 当)を達成し、その 後はほぼ安定して酸 素濃度を低レベルに 維持できている。ま た、メッシュ部での フリーズ、局所閉塞 による純化系ポンプ の吐出圧の増加もな く、設計どおりの性 能が得られることが 確認されている。



閉塞したコールド トラップの精製・再

利用方法に関しても多くの研究開発と精製・再利用の実績を積んできた。使用済みのコ ールドトラップの解体の経験については8.4節に記載されている。

4.2.4 燃料取扱および貯蔵設備、装置、機器 ^{1)、2)、4)、34)}

4.1.4 において燃料取扱系についてシステム的な観点から総合的に記述した。本節で は燃料取扱および貯蔵設備の主要な構成装置である燃料交換装置、燃料出入装置、炉外 燃料貯蔵槽、燃料洗浄設備について記載する。

(1) 燃料交換装置

燃料交換装置は、原子炉内で使用済燃料集合体の取り出しおよび新燃料集合体の挿 入のために移動する装置であり、以下の機能を有する。

- ① 回転プラグの回転と連動して、炉心領域上部などの必要な場所に位置決めする機 能
- 燃料集合体を吊り上げて挿入する機能
- ③ 炉心部から燃料集合体を吊り上げる時に周囲の集合体の浮き上がりを防止する機能
- ④ 燃料集合体をつかみ離す機能

現在運転中および計画中の高速炉はすべて遮へいプラグ下部で燃料交換の操作を行 う方式であり、遮へいプラグにより気密を保持し、遮へいされた空間で遠隔操作によ り燃料交換を行う。原子炉容器内での燃料等の移動はすべてナトリウム液面下で行い、 ナトリウムは取り扱い中の燃料集合体の崩壊熱を除去する役割を果たしている。燃料 集合体が照射変形のために曲がりなどを生じている場合にも、引き抜きが可能なよう に吊り上げの駆動力を設定することが必要である。

主要な高速炉における燃料交換方式を図 4.2-47 に示す。燃料交換方式として、直動 型とオフセットアーム式の2つがある。直動型は上下駆動のみの機能を持つもので、

二重または三重回転プラグに搭載して回転プラグが位置決めを行う。オフセットアーム 式は自らの腕(アーム)を回転する機能を持ち、回転プラグの回転と連動して位置決め を行う。オフセットアーム式はさらに、アーム長を固定して原子炉容器内に組み込まれ ている固定アーム式と、アームが伸縮して燃料交換装置全体を炉容器外に取り出せる伸 縮アーム式がある。

		<u> </u>		1
燃料交换极方式	直 動 式	オフセットアーム式	直動式	オフセットアーム式
回転プラグ方式	2 魚 同 帳 プ ラ グ	単回転プラグ	3 重回転プラグ	2 東 同 転 プ ラ グ
徽 念	FHM R/P こ ア R/P R/V R/P	FHM R/P C R/V		
採用划	常時(日本)④ BN-250 (ソ第)@ SPム、」」)灸 (FHM2台)	「もんじゅ」(日本) ⑲ Phenix (仏) ⑳ PFR (英) ⑲	SNR-300 (14) ®	FFTF (*) 🛞

図 4.2-47 主要な高 速炉における燃料交換

方式 2)

(i) 構造

「常陽」は二重回 転プラグ直動型であり、 「もんじゅ」は単回転 プラグオフセットアー ム式である。図 4.2-48 に「もんじゅ」の 燃料交換、移送の概要 を示す。燃料交換機は 炉内中継装置の回転ラ ックに保持される燃料 移送ポットから新炉心



図 4.2-48 「もんじゅ」の燃料交換、移送の概要¹⁾



図 4.2-49 「もんじゅ」の燃料交換装置鳥瞰図 1)

構成要素を取出し、回転プラグの回転動作と連動し、炉心もしくは、炉内ラック内に装 荷するまでの炉内移送を行う。さらに、使用済炉心構成要素を炉心もしくは、炉内ラッ ク内から引抜き、回転プラグの回転動作と連動し、炉内中継装置の回転ラックに保持さ れる空の燃料移送ポットに収納するまでの炉内移送を行う。

図 4.2-49 に「もんじゅ」の燃料交換装置の鳥瞰図を示す。燃料交換機は、原子炉内 外に出入れ可能な燃料交換装置本体と、

通常は炉内に常設されるホールドダウンアームなどから構成されており、全長約 22m の長尺である。燃料交換機本体により燃料集合体のつかみ、切り離し、昇降を行う。本 体下方のアーム部はパンタグラフ機構であり、原子炉運転中はこの部分を折りたたんで 炉外に引き出す。ホールドダウンアームは馬蹄形の断面形状をしており、その中心を燃 料交換装置本体が上下するとともに、全体を回転させる構造となっており、厳しい耐震 設計条件を満たす耐震サポートのガイドの機能を有している。 (ii) 開発の課題と経緯³⁾

燃料交換装置は高度な機能が要求され、多数の複雑な機器や装置で構成されているこ とから、個々の機器や装置について試作、試験を実施して確認した。さらに、「常陽」、 「もんじゅ」ともモックアップ試験装置を製作して総合的に実証試験を実施した。主要 な研究開発および経験を以下に示す。

①グリッパ機構の特性把握

「常陽」、「もんじゅ」とも燃料集合体のつかみ機構は同一な設計で、燃料集合体の上部に設けられたハンドリングヘッドをグリッパの開閉によりつかむ。回転プラグの位置決めの誤差や集合体の変形により、交換機と集合体の位置が「常陽」で±25mm、「もんじゅ」で±35mmの偏心のある場合にも操作できるように設計されている。この機能を大気中およびナトリウム中試験で確認し、長期使用時の耐久性についても実証した。操作後の保管方法や再操作時の特性を調べ、ナトリウム洗浄を省略して使用する方策を確認した。

集合体挿入特性の把握

集合体挿入位置のずれや炉心の変形等の発生に対応した、モータ駆動による強制 挿入の実証や、ハンドリングヘッドの挿入性を確認した。

- ③「もんじゅ」のモックアップ試験において、燃料交換機の軸摺動部のパッキンとして当初採用していた型式(V字型)ではリップの垂れ込みによりシール機能が阻害されることがわかり、各種のパッキンを試験して有効な型式を選定した。ホールドダウン軸が変形する現象が発生し、設計を変更した。
- ④「常陽」の燃料取扱設備は、運転開始以来運転・保守経験を反映して運転手法の開 発と一部の設備の改善を進めた。その間、プラントの運転に支障を与えることなく 運転を継続し、その経験は「もんじゅ」の設計建設、運転に反映されてきた。Mk-Ⅲ計画を進める過程で、2 領域炉心での内側、外側燃料の判別機能の必要性や照射 炉としての効率的な運転を可能とするための燃料交換期間および定期検査期間の短 縮の必要性が明らかにされた。また、ホールドダウン軸へのナトリウムの蒸着およ び燃料交換機グリッパ軸封部へのナトリウムの付着による摺動抵抗の増大が課題で あった。これらの問題を解決する目的で、Mk-Ⅲの改造に当たって、燃料交換機を 新規に製作することとなった。既設の機器の大幅な改造を避け、かつ高信頼性を追 及して既設と同様な直動型の改良型を基本構造とすることとした。炉心での内側、 外側燃料の誤装荷判別のために、識別する集合体のハンドリングヘッド内部にセン シングリングを設け、燃料交換機のセンシング軸の高さで集合体の有無を検出、識 別する方式が考案された。ホールドダウン機構については、既設ホールドダウン軸 を原子炉内に残してガイドとして用い、燃料交換機本体のグリッパ軸の外側に新規 のホールドダウン軸を設け、燃料交換時にグリッパ軸とともに炉内に挿入する一体 型構造とすることによりナトリウム蒸着の課題を解決した。また、グリッパ軸封部 については、グリッパ昇降時に軸封装置自体がグリッパに追従して昇降することに

よりグリッパ軸外 表面のナトリウム 付着部が軸封シー ル部に接触するこ とのない構造とし た³³⁾。図 4.2-50 に 新燃料交換機の概 略図を示す。

(2) 燃料出入装置

燃料出入装置は使 用済燃料集合体の原 子炉容器外への取出 しおよび新燃料集合 体の原子炉内への移 送に使用される。

原子炉の燃料出入 方法は 2 つに大別さ れる。1 つは燃料集合 体を炉内から炉外の 遮へいプラグ上部ま で垂直に移動し、炉



図 4.2-50 「常陽」新燃料交換機の概略図³³⁾

外では台車などに搭載して炉外燃料貯蔵設備または中継設備などの位置まで水平移動 する方式(台車方式)であり、Phenix(タンク型)を除くほとんどの実験炉と原型炉 に採用された。他の1つは、A字形のフレーム形状をもつことから、Aフレーム方式 または斜めシュート方式と呼ばれるもので、使用済燃料を炉内から斜めに引き上げ、 頂部で角度を変えて斜めに下降し、炉外の中継設備または貯蔵設備に導く方式である。 この方式は、台車方式に比べて操作が簡単で移送速度がより早くなるため、燃料集合 体の数が多く短時間で移送を行う必要のある実証炉レベルの大型炉では Super Phenixで採用された。

(i) 構造

図 4.2-51 に台車方式である「もんじゅ」の燃料出入装置を示す。

図 4.2-52 に「もんじゅ」の燃料出入機本体を示す。使用済燃料から発生する崩壊熱の除去、放射線の遮へい、気密保持、および遠隔操作による燃料の確実な移送が設計上のポイントである。燃料出入機はグリッパ(図 4.2-53)、同駆動機構、コフィン、可動ブロックおよびドアバルブからなり、本体高さ約 8m、外径約 1.2m、重量約 110 トンである。グリッパは燃料交換機と同様に燃料移送ポット頂部に設置され、グリッパの



図 4.2-51 「もんじゅ」の燃料出入装置鳥瞰図

上下動を遠隔操作する。コフィ ンはグリッパと燃料移送ポット を収納する円筒状の容器で、そ の周囲は遮へいされている。使 用済燃料は、ナトリウムに浸漬 した状態で燃料移送ポットに入 り、炉内の中継位置からコフィ ンの間を移動する。コフィンは、 その外面から不活性ガスを循環 させて崩壊熱を除去するための 冷却系が接続されている。可動 ブロックは、ドアバルブが下降 して床設備と接続する際の遮へ い機能を持つ。ドアバルブは燃 料集合体の昇降通路の開閉を行 い、遮へい機能とコフィン内の 気密保持機能を有する。「もん じゅ」では取り扱う燃料集合体 の状況に応じた 2 つの燃料出 入機本体を走行台車に搭載し、



図 4.2-52 「もんじゅ」の燃料出入機本体 1)

原子炉と炉外燃料貯蔵設備の間で 燃料出入れと移送を行う。また、 使用済燃料の炉外貯蔵設備から燃 料検査設備、燃料処理設備、水中 燃料貯蔵設備への移送および新燃 料の受入れと貯蔵設備から炉外燃 料貯蔵設備への移送を行う。

(ii) 開発の課題と経緯³⁾

「常陽」燃料出入機について、 実寸大モデルを用いて大気中およ びナトリウム中で総合的に特性、 機能を確認した。その中で、燃料 ポットを巻き上げるステンレス製 テープについて、大気中ではスム ーズに作動できたが、ナトリウム 中ではテープが破断してグリッパ



図 4.2-53 「もんじゅ」の燃料出入機グリッ パ

を落下させる事象が発生した。テープの破損の原因は、テープがガス中をまきあげられ る際に、付着していたナトリウムが凝固したためであることがわかった。ナトリウムス クラパを設置することによって解決することができ、「常陽」、「もんじゅ」において もこの方式が採用された。

「常陽」では原子炉容器から燃料集合体入りのポットを持ち上げる際、ポット外表 面に付着したナトリウムが滴下して、ドアバルブシールの性能低下が発生した。滴下量 はドアバルブの閉動作のタイミングによること、ドリップパンへの滴下ナトリウムは石 筍状に成長することがわかった。そこで、滴下ナトリウムが平坦になるようにドリップ パンの形状を改良し、ヒータ設置するとともに、ドアバルブ開閉のタイミングを最適な ものとすることにより解決することができた。これらの経験に¥については 8.2.2 に記 載されている。

(3) 炉外燃料貯蔵槽

炉外燃料貯蔵槽は、新炉心構成要素を貯蔵したり使用済炉心燃料の減衰待貯蔵を行 うための設備で、炉外燃料貯蔵設備を構成する機器の1つである。

(i) 構造

図 4.2-54 に「もんじゅ」の炉外燃料貯蔵槽の鳥瞰図を示す。

炉外燃料貯蔵槽はたて型円筒二重容器で、原子炉補助設備建物内に設置され、約250 体の新炉心構成要素および使用済炉心構成要素をナトリウム中に貯蔵できる能力がある。 ナトリウムを内包した燃料貯蔵容器内に、回転ラックが設置されている。燃料移送 ポットに入れられた炉心構成要素を、回転ラックに幾何学的に再臨界を防止できるピッ



図 4.2-54 「もんじゅ」の炉外燃料貯蔵槽鳥瞰図

チで 6 列同心円状に配置された貯蔵ポジションに収納する構造である。回転ラックの 各列に対応す

る線設内との組にに全で素こ図「位上は装回回合よ形ポ炉をとてる、さシ構蔵でもしたがっていたりがったりがジル時がでもところン要る。 4.2-55、ころン要るる。



の炉外燃料貯蔵設備の冷却系の概要を示す。

(ii) 開発での経験³⁾

「もんじゅ」用の炉外燃料貯蔵槽についてモックアップによる確認試験が実施された。 Super Phenix の炉外燃料貯蔵槽(「もんじゅ」のステンレス製に対して炭素鋼を使 用)においてナトリウムの漏えいを経験した。漏えい量は約 20m³と想定された。貯蔵 槽は 2 重容器で、外側の容器にたまり、外部への漏れはなく、不活性ガス中であった ことから火災には至らなかった。漏えい箇所は底部より約 3m の位置にあった冷却配管 の支持ラックのプレート溶接部であり、ヘアクラックが数箇所発生していた。製造時の 管理が不十分であったため残留応力によってクラックが進展したことが原因と考えられ た。本装置は燃料貯蔵槽として使用しないシステムとし、原子炉容器の溶接部の再検査 の上運転が再開された。⁷⁾

(4) 燃料洗浄設備

燃料洗浄設備は原子炉から取出された使用済燃料に付着する 1 次系ナトリウムを洗 浄除去することを目的としている。ナトリウムの洗浄方法としては図 4.2-56 に示すよ うに、湿潤アルゴンガス法、真空蒸発法、および高圧ガス循環法がある。湿潤ガス法は 湿式法と呼ばれ「常陽」など現在まで建設されたほとんどの高速炉で採用され、使用実 績がある。真空蒸発法および高温ガス循環法は乾式法と呼ばれ、今後の大型炉に向けた 新しい洗浄法として研究が行われている。

湿式法は、洗浄槽に装荷した使用済燃料に不活性ガスを循環させて冷却を行いなが ら、徐々に水蒸気を注入して付着したナトリウムを水酸化ナトリウムに化学変化させ、 これを水で洗い流す方法である。



図 4.2-56 高速炉の使用済燃料洗浄設備³⁷⁾

一方、乾式法は不活性ガスのみを用いるため廃棄物量の低減効果があり、設備費や 運転費削減の可能性がある。真空蒸発法は、真空下における蒸発率が高いことを利用し てナトリウムの除去を行う方法である。高温ガス循環法は、不活性ガスの循環により、 使用済燃料の崩壊熱による発熱部を冷却すると同時に、エントランスノズル、ハンドリ ングヘッドなどの非発熱部の昇温を行い、燃料集合体を均一に高温に維持することによ りナトリウムの蒸発を促進させて、蒸発したナトリウムを循環ガスに同伴させて除去す る方法である。いずれも、洗浄中の使用済燃料の温度を定められた制限値(~670℃) 以下に維持することがポイントである。高温ガス循環法は、常時冷却することができる が、制限温度までの余裕は少ない。

(i) 構造

炉外燃料貯蔵槽内 である期間冷却された 使用済炉心構成要素は、 燃料出入設備により燃 料洗浄設備に移送され、 付着しているナトリウ ムを洗浄して再び燃料 出入設備に受け渡し、 燃料缶詰設備に移送さ れる。

「もんじゅ」の洗 浄の系統図を図 4.2-57 に、燃料洗浄槽の 写真を図 4.2-58 に示 す。ステンレス鋼製の たて置円筒形の容器で



図 4.2-57 「もんじゅ」の燃料洗浄設備系統図

あり、使用済炉心構成要素を保持する機能を有する。冷却、洗浄および脱湿用流体の供給・排出ノズルが設けられ、また下部には燃料落下緩衝装置が設けられている。

(ii) 開発課題と経緯³⁾

高速炉プラントの燃料洗浄装置は、炉心構成要素から洗い落とされる CP が系統内に 蓄積し、作業員の被ばくの主原因となる。そのため、被ばく低減対策が重要であり、高 速炉の CP 問題と対策についての研究開発計画であるアルファベット計画の一環として 「常陽」で各種の試験が実施された。配管内面を研磨した材料を用いた CP 付着試験に より、CP の付着・沈着に及ぼす材料表面粗さの影響が調査された。その結果、脱塩水 循環系配管の一部を内面研磨配管に更新して CP 付着の抑制を図った。また、作業員が 接近するアルゴンガス循環系機器への CP の移行を低減するために、燃料洗浄槽出口側 のアルゴンガス循環系にミストト ラップを設置して下流側器機への CPの拡散を抑制した。図 4.2-59 に燃料洗浄設備における CP 抑制 対策の例を示す。

燃料洗浄設備や液体廃棄物処理 設備の運転・保守時における作業 員の被ばく低減のために、移行過 程の上流側で廃液中に含まれる CP とイオン、コロイド状の放射 性物質の除去を効率よく行い、ろ 過した処理済液を再利用してサイ ト外へ放射性物質を極力放出させ ないことが求められる。このよう なシステムを開発するために、逆 浸透膜によるイオン、コロイド状 の放射性物質の除去方法を開発し た。その結果、中空系糸膜繊維型 逆浸透膜が良好な除去効率の得ら れることがわかった³³⁾。



図 4.2-58 「もんじゅ」の燃料洗浄設備



図 4.2-59 「常陽」の燃料洗浄設備の CP 抑制対策の例 ³³⁾

4.2.5 供用期間中検査装置 ³⁸⁾⁻⁴⁵⁾

原子炉は運転中に高放射能の燃料およびナトリウムを内包することから、原子炉を 中心とした原子炉ナトリウムバウンダリーの健全性を確保することが重要な課題である。 供用期間中検査(ISI: In-Service Inspection)は、同バウンダリの健全性を確認するた めに実施されるもので、原子炉圧力容器、ポンプ、熱交換器、配管・弁等が主な対象で ある。軽水炉では日本電気協会が発行した規格「軽水炉型原子力発電所用機器の供用期 間中検査(JEAC4205)」にその具体的な方法が定められているが、高速炉は研究段階の 炉であり、また、原子炉の基本型も各国で異なるため、軽水炉のように確立された一般 的な ISI の方法は定められていないのが現状である。

「もんじゅ」の ISI は、原子力委員会の定める「高速増殖炉の安全性の評価の考え 方」に従って冷却材としてナトリウムを使用することに考慮を払うとともに、「常陽」 の実績を踏まえ、また軽水炉の供用期間中検査を参考として「もんじゅ」の原子炉施設 に適合した計画を作成し、これに基づいて実施することにしている(高速増殖炉もんじ ゆ発電所 原子炉設置許可申請書。の)。「もんじゅ」の ISI の考え方で特徴的なことは、 「もんじゅ」のナトリウムバウンダリーは圧力が極めて低い上、機器や配管に延性に富 むオーステナイト系ステンレス鋼が使用されていることから、冷却材が一度に噴出する ような破損は想定せず「漏えい先行型破損」(LBB: Leak Before Break)となることが 考慮されたことである。このため「もんじゅ」の ISI は、主として連続ナトリウム漏 えい監視で行なわれ、安全性も連続ナトリウム漏えい監視により確保されている。しか し、原子炉容器、蒸気発生器伝熱管、1次主冷却系配管等については、これらが安全上 重要な機器・部位であることから肉眼試験や体積試験も行なうこととして、その装置が 開発・整備された。以下にそれらの装置について概要を示す。

(1) 原子炉容器廻り検査装置^{42)、43)}

原子炉容器の供用期間中検査としては、先行炉においても連続漏えい監視とあわせて肉眼試験を行うことが一般的であり、「もんじゅ」においても、原子炉容器および入口配管の溶接部を対象として肉眼試験により健全性の確認を行うこととし、そのための装置の開発を進めた。本装置は、原子炉停止中に検査箇所に近接し外表面からナトリウム漏えいの有無(被検面からのナトリウムの流れ、滞留、液滴および煙の有無を検査: ASME Sec. XI Div.3 の VTM-2 に相当)を肉眼で確認することを目的としている。

(i) 装置

「もんじゅ」の原子炉容器廻り検査装置を図 4.2-60 に示す。検査機、検査機挿入装置、制御装置およびデータ処理装置等で構成される。

検査機は、雰囲気温度 200℃、空間線量率 1000R/h 等の環境条件下で、原子炉容器 (入口配管)とガードベッセル(ガードパイプ)間の約 30cm の隙間を無軌道で自走 する機能を持つ。



図 4.2-60 原子炉容器廻り検査装置の概要⁴²⁾

また、検査機には肉眼試験用のフ ァイバースコープのほかに、研究開発 としての位置づけで体積試験用の電磁 超音波探触子(EMAT)が搭載され ている。EMATの原理を図 4.2-61に 示す。EMAT は被検面に垂直な磁界 を発生させる磁石と被検面に渦電流を 発生させるコイルから構成されている。 コイルに高周波電流を流すと渦電流 J が生じ、磁石による磁界 B_0 との相互 作用で生じた ローレンツ力 F により 被検体内部に超音波を生じさせる。検 出はこの逆の原理で行われる。

検査機挿入装置は、検査機をゴン ドラに格納した状態で、オペレーショ ンフロアから原子炉容器室の自走開始 位置まで搬送する機能をもつ。



図 4.2-61 電磁超音波探触子 (EMAT) の原理⁴³⁾
制御装置は、検査機および検査機挿入装置の遠隔操作を行うものであり、検査機に 搭載した各種センサの信号により検査機の位置や姿勢、作動状況等を表示し、オペレー タはこれらの情報とファイバースコープによる映像を参照しながら検査機を操作する。 また、肉眼検査中は溶接線を検知するビードセンサの信号により検査機を自動制御する 機能を持つ。

データ処理装置は、ファイバースコープの映像を検査機の位置情報等と合わせてモニタに表示し、ビデオテープに記録する肉眼試験データ処理装置と、EMAT による探傷信号を表示・記録する体積試験データ処理装置からなる。

(ii) 研究開発の課題と開発経緯

原子炉容器廻りの ISI は原子炉停止中に行われるが、1次主冷却系の崩壊熱除去運転に伴う高温雰囲気(約200℃)や原子炉容器の放射化による高い空間線量率(最大推定 1000R/h) など苛酷な環境下に置かれるため、既存の技術を適用することが困難であった。そのため、検査機を構成する電気・機械部品の要素技術開発が必要とされ、その内容はベアリング、ボールネジ、リニアモーションガイド等の機械部品、モータ、電磁ブレーキ、シンクロ発信器等の電気部品、さらには耐熱・耐放射線性のファイバースコープや EMAT による超音波探傷技術の確立等、多岐に渡るものであった。

また、システム化に際しては、検査箇所へのアクセス方式などプラント設計との調 整を図りつつ、設計検討が進められた。

これらの成果をもとに製作された検査装置は、大洗工学センターで実規模試験装置 による機能試験に供され、高温等に起因する様々な問題に対する改良を経て、平成4年 には「もんじゅ」総合機能試験の中で検査装置の作動試験および供用前検査が行われた。 約4ヶ月間に渡る試験では、シンクロ発信器の故障やファイバースコープの折損等のト ラブルを経験したものの、検査装置として所定の機能を満足することを確認するととも に、全ての検査箇所で供用前検査データを取得し、肉眼試験・体積試験ともに異常がな いことを確認した。

現在、検査の効率と性能の更なる向上を図るため、これまでの経験と最新技術を駆 使して検査装置の更新整備が進められており、総合機能試験で折損を経験したファイバ ースコープの代わりに CCD カメラを搭載するための検討や、小型軽量で検出感度の高 い EMAT の開発が行われている。

(2) 1次主冷却系配管検査装置 44)

「もんじゅ」の1次主冷却系配管は、ナトリウム漏えい監視による配管全体の監視 および ITV カメラによる肉眼試験に加え、高温構造設計の妥当性を確認する観点から、 使用温度、応力条件および接近性等を考慮して適切な部位を選定し、斜角と垂直の両方 向同時に入射可能なマルチ型超音波探触子を用いて、内面欠陥や板厚を測定する体積試 験を行なうこととしている。

軽水炉の配管と違い「もんじゅ」では、内圧よりも配管の熱膨張応力の繰返しとそ

れに伴うクリープ疲労損傷が主たる破損の原因となるため、ISI 実施箇所を熱膨張応力 の高い部位に限定することができる。解析の結果、ISI 実施箇所として、最も応力の厳 しい各ループの中間熱交換器入口配管近傍のホットレグエルボの周・軸溶接部とエルボ 腹部の応力集中部が選定された。それに伴い、該当箇所の保温材を取り外して配管表面 より超音波探傷を行う検査装置の開発が進められた。コールドレグについては、ISI 実 施箇所として原子炉の安全性評価上最もクリティカルな原子炉容器入口配管が選定され ている。

(i) 装置

検査装置は、図 4.2-62 のように、検査機(スキャナ) (図 4.2-63)、制御装置、 データ収録、データ処理装置等で構成される。

また、保温材着脱装置が検査部位に設置されている。保温材着脱装置による、着脱の様子を図 4.2-64 に示す。保温材は、コンプレッサーによる圧力を利用し、遠隔自動操作で機械的に着脱される。遠隔・無人化での着脱により、検査員の被ばく低減を図っている。



図 4.2-62 1 次主冷却系配管用検査装置の構成⁴⁴⁾



図 4.2-63 1 次主冷却系配管用検査機(スキャナ)⁴⁴⁾



保温材着脱前

保温材着脱後



(ii) 研究開発の課題と開発経緯

検査装置は、軽水炉の検査技術をベースに、検査対象の配管が高速炉の特徴として 薄肉大口径であることを配慮して開発された。開発課題としては、ナトリウムバウンダ リであることからノンカプラント方式の超音波探触子の開発、操作時の被ばく低減のた めの検査機の遠隔制御・操作と試験対象部位の保温材着脱の遠隔・無人化方策の確立で あった。

超音波探触子については、カプラントの供給回収方式の困難さや拭き残しによるガ スサンプリング式ナトリウム微小漏えい検出系への影響を回避するため、設計時点でノ ンカプラント方式を選択した。図 4.2.65 は、ノンカプラント方式のタイヤ型超音波探 触子である。配管表面温度が 80℃まで使用できる超音波伝達効率に優れた特殊なゴム タイヤをカプラント代わりとし、0°、45°、60°の三角度で探傷できる。探傷方法とし ては、スキャナにより 10kgの押付力で探触子を配管表面に押付け、斜角探触子を用 いて探傷部位に超音波を打ち込み、その反射波を検出することで欠陥の有無を検出する。 また、垂直探触子を用いて、配管内面からの超音波の反射波を検出することで板厚を計 測する。現在、探傷用の斜角探触子の超音波打込方向を変更し、振動子数を一つから二 つに変更することにより不感帯を小さくし、より正確で高感度な探傷が可能となる新探 触子も開発中である。



図 4.2-65 タイヤ型超音波探触子 44)

32 インチのエルボ配管の探傷を行うための装置として、プラント側に軌道レール等 の設備の付設が必要な軌道方式および設備の不要な無軌道方式を検討し、技術的には高 度ながら、軽装備化が図れ、着脱や運搬性に優れると思われる無軌道自走方式を選定し 装置を構成した。

「もんじゅ」配管は軽水炉配管に比べて大口径であり、検査機が大きくなる傾向に ある。検査機の運搬は作業員にゆだねられることを考慮すると、作業員の被ばく低減の 観点からも検査機の軽量化および探傷精度確保に必要な検査機の剛性の確保が技術的な 課題であった。フレーム構造の工夫やアルミ合金の採用等により、目標とした検査機の 重量を 30kg以下とし位置検出の精度を±5mm以下とする条件を十分に達成すること ができた。これにより、軌道方式に伴う軌道レールの運搬や着脱作業など被ばくを伴う 作業の削減を図ることが可能となった。また、検査性の観点からも、軌道方式ではレー ル設置箇所の探傷はできないが、無軌道方式としたことにより検査機の走行範囲全面の 検査が可能となった。一方、無軌道式の欠点である制御性についても、初期位置合わせ の自動化や検査機の自動位置補正機構により操作の自動化が達成され、問題を解決する ことができた。ノンカプラント方式の採用により、配管へのカプラントの拭き残しが発 生しないことから、検査機の滑りもなく高い位置精度を確保することができた。

(3) 蒸気発生器伝熱管検査装置^{38)、39)、41)、45)}

「もんじゅ」の蒸気発生器は、原子炉ナトリウムバウンダリ(原子炉冷却材を保持する 障壁。軽水炉における原子炉冷却材圧力バウンダリにあたる。)を構成する機器ではな いが、伝熱管壁を隔てて水とナトリウムが存在する高速炉特有の機器であり、運転実績 が少ないことから、原子力発電所の信頼性向上を図るためその供用期間中検査を実施す ることとしている。「もんじゅ」の蒸気発生器では、供用期間中検査は主として水漏え い検出器(水素計)を用いた連続的な漏えい監視により行われるが、これに加えて渦電流 探傷検査(ECT: Eddy Current Test)を実施し、伝熱管の構造健全性を確認することと している。

(i) 装置

渦電流探傷検査(ECT)は、信号検出部(センサ)のコイルに交流電流を流し、伝 熱管に生じる渦電流の変化を検出して、伝熱管の減肉や傷等を検出する技術であり、軽 水炉や一般産業用に広く用いられている。検査装置は、表4.2-11、図4.2-66に示す ように、検査用プローブ、位置決め装置・制御盤、プローブ挿入装置・制御盤、渦電流 探傷器・制御用計算機、統括制御計算機、データ解析・信号処理装置等により構成され ている。

	構成	機能等
1	検査用プローブ	検査を行うためのセンサとケーブルの集
T		合体
2	位置決め装置・制御盤	検査用プローブの挿入位置を決める装置
2	プローブ挿入装置・制御盤	検査用プローブをガス圧により伝熱管内
Э		へ送る装置
4	渦電流探傷器・制御用計算	ECT信号を採取・収録・表示する装置
4	機	
-	統括制御計算機	位置決め装置、プローブ挿入装置、渦電
Ð		流探傷器を制御する装置
6	データ解析・信号処理装置	ECT信号データを解析する装置

表 4.2-11 蒸気発生器伝熱管検査装置の機能 45)



図 4.2-66 蒸気発生器伝熱管検査装置構成図 45)

検査用プローブは、蒸発器と過熱器の伝熱管材料の違いを考慮して、それぞれ特徴 をもったセンサで構成されている。特に、蒸発器用伝熱管は、強磁性体(21/4Cr1Mo 鋼)であることから、伝熱管外表面の検査用として後述する磁性の影響の少ないリモー トフィールド探傷法を採用している。蒸発器用の検査プローブは、リモートフィールド センサで伝熱管の内外面の検査を行うとともに、内面検査の確実性を増すために通常の ECT センサも併せて用いている(図 4.2-67)。

伝熱管検査においては、検査する伝熱管1本毎に渦電流探傷プローブを標準欠陥試 験片に通し、欠陥検出感度を確認・校正する機器構成としている。プローブを伝熱管に 挿入し、ガ



図 4.2-67 蒸発器伝熱管検査装置プローブ 45)

(ii) 研究開発の課題と開発の経緯

昭和48年に蒸気発生器伝熱管検査装置の予備検討に着手し、機能・性能に係る研究 開発を進めてきた。平成2年には、渦電流探傷法による「もんじゅ」蒸気発生器伝熱 管検査装置の製作を完了し、大洗工学センターのモックアップ設備(もんじゅ伝熱管の 実物大模擬試験装置)によりシステム性能試験を行うとともに、平成3年からは「もん じゅ」での総合機能試験および供用期間前検査に使用してきた。「もんじゅ」の蒸気発 生器伝熱管検査装置の主な開発課題として、「もんじゅ」の蒸発器伝熱管材料が軽水炉 の蒸気発生器伝熱管の材料とは異なる強磁性体(21/4Cr1Mo鋼)であることから、軽水 炉で行われている通常の渦電流探傷が適用できないことや、伝熱管が長尺のヘリカル形 状であることが要因となり搬送中にプローブに振動が発生する問題があった。

前者については、リモートフィールド探傷法を採用することにより通常の渦電流探 傷と同等の欠陥検出性を確保した。「もんじゅ」の蒸気発生器は蒸発器と過熱器からな るが、過熱器伝熱管の材料(ステンレス鋼)は軽水炉の伝熱管の材料(インコネル)と同様 な非磁性体であるのに対して、蒸発器伝熱管は強磁性体のクロムモリブデン鋼 (21/4Cr1Mo 鋼)である。強磁性体材料は、磁性の影響で渦電流が浸透しにくく表面近 傍にしか流れないことから、通常の ECT センサでは伝熱管の外表面の探傷が出来ない (管の内側から探傷するため)。このため、蒸発器用伝熱管の検査には磁性の影響の少な いリモートフィールド探傷法が採用された。リモートフィールド探傷法では、渦電流を 励起するコイルと欠陥信号を検出するコイルの間隔を広げ(通常の ECT はコイル間隔 が 10mm 程度なのに対し 100mm 程度の間隔に配置する)、管の外表面を迂回した遠隔 磁場(Remote Field)を使って外表面の探傷を行う。また、渦電流は周波数が低いほど 金属内部に浸透し易いので、リモートフィールド探傷法では通常の ECT より2~3桁 低い周波数で探傷が行われる(通常の ECT は 10k~100k Hz なのに対し数 100Hz)。

搬送中のプローブ振動については、蒸気発生器伝熱管を実物大で模擬した伝熱管検 査装置用校正試験設備による再現試験、振動要因分析、対策検討を行ない、プローブに 張力を与えるケーブルの最適化等により図 4.2-68 に示すように搬送中のプローブ振動 を大幅に低減できる見通しが得られた⁴⁵⁾。



ノイズ対策前



ノイズ対策後

図 4.2-68 搬送ノイズの比較 (検査装置用校正試験設備での信号)⁴⁵⁾

[参考文献]

JNC TN9410 2005-011

- 1) 動力炉·核燃料開発事業団:"基礎高速炉工学"、日刊工業新聞社(1993)
- 動力炉・核燃料開発事業団、大洗工学センター: "高速増殖炉技術読本"、PNC TN9520 91-006(1991)
- 3) 動力炉・核燃料開発事業団、大洗工学センター: "動力炉の実用化をめざして 大洗 工学センター20年の研究開発"、PNC ZN9410 90-031(1990)
- 4) 動力炉・核燃料開発事業団:"「もんじゅ」特集"、No.51(1984、9)
- 5) 佐々木和一、小屋越直樹、金城秀人: "高速増殖炉運転管理専門技能研修テキスト (プラント運転技術コース)"、TN4410 2003-003 (2003)
- 6) 核燃料サイクル開発機構:高速増殖原型炉もんじゅ原子炉設置変更許可申請書、平成13年6月(平成14年11月一部補正)
- 7) 科学技術庁: FBR 広報素材資料集(2版), (1990)
- 8) 中島 健、他:"「もんじゅ」大型主要機器の製作"、三菱重工技報、Vol.23、 No.6(1986、
- 9) 井上達也、阿部興司、他:"高速増殖炉もんじゅ発電所 ナトリウム機器の設計・製作"、日立評論、Vol71、No10(1989)
- 10) 動力炉・核燃料開発事業団: "高速増殖炉研究開発の現状"、動燃技報 No.70、 (1989)
- 11) 山崖佳昭、横田淑生、村松誠、石山智: "高速増殖炉もんじゅ発電所の原子炉上部 機器"、東芝レビュー、Vol.45、No.7(1990)
- 12) 山崖佳昭、矢沢節雄、他: "高速増殖炉もんじゅ発電所1次冷却系循環ポンプ設計・製作"、日立評論、Vol.71、No.10(1989-10)
- 13) 中崎正好、他: "高速増殖炉用高温電磁ポンプ"、東芝レビュー、Vol.43、 No.7(1988)
- 14) Kubota, J., Inagaki, T., Taguchi, J., Nakazaki, M., and Katsuki, K.,:"Development of an advanced, self-cooled electromagnetic pump for main heat transfer system application of the sodium-cooled fast breeder reactors", ISEM-Sapporo, January 28-30, (1993)
- 15) Nakazaki, M. ,et al. :"Development of self-cooled electromagnetic pump, International conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles", 2P-16, (1991)
- 16) Ota, H. , et al.:"Development of 160 m³/min Large Capacity Sodium-Immersed Self-Cooled Electromagnetic Pump", Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol.41, No.4, p.511-523(April 2004)
- 17) 井上達也、中川幸雄、他 : "高速増殖炉もんじゅ発電所1次主冷却系中間熱交換器の設計・製作"、日立評論、Vol.71、No.10(1989)
- 18) 土屋毎雄: "高速炉用蒸気発生器開発の現状"、日本原子力学会誌、Vol.25、No.5、 pp.320~328 (1983)
- 19) 福田達: "高速増殖炉技術開発の最近の動向(3)-高速増殖炉用蒸気発生器-"、原子力

工業 Vol.31 No.1(1985)

- 20) 吉川雄治、土屋毎雄: "1 MW 蒸気発生器試験施設の概要と試験結果について"、動 燃技報 No.12 (1974)
- 21) 田中健二: "50MW 蒸気発生器 1 号機の試験について"、動燃技報 No.16 (1975)
- 22) 山川正剛ほか: "50MW 蒸気発生器の空間特性"、2回日本伝熱シンポジウム講演論 文集 C304 (1975)
- 23) Manabe, F., et al. :":Experimental studies of heat transfer performance with the No.2 50MW steam generator in Japan", Topical Meeting on R&D, Fabrication and Operating Experience on Steam Generators for L.M.F.B.R.s, Genoa, Italy, Nov.30-Dec.2 (1981)
- 24) Kubota J.,et al.: "Hydrodynamic stability tests and analytical model development for once-through sodium heated steam generator", BNES 2th Inter National Conference on Boiler Dynamics and Control in Nuclear Power Station, Bournemouth, October 23-25(1979)
- 25) Tamaoki, T., Kubota, J., Tsuchiya, T., et al,: "Dryout in sodium-heated helically-coiled steam generator tubes", Liquid metal Engineering and technology. BNES, London(1984)
- 26) Bieberbach, G.,Langford, P.J.,"Development of a Commercial Plant Size Double-wall Straight Tube Once-through Breeder Reactor Steam Generator", ASME Paper No.33-JPGC-NE-1(1983)
- 27) 亀井満、酒井隆雄、仲井悟: "2 重管型蒸気発生器の開発"、原子力工業、第 33 巻 第1号(1987)
- 28) 仲井悟、佐藤博之: "2 重管型蒸気発生器の開発? 小型モデルによる 2 重管蒸気発生 器伝熱流動評価?"、動燃技報、No.90 (1994)
- 29) Kubota, J., et al., "A Cooperative Program of Development and Testing of the Double-wall-tube Steam Generator", International Conference on Fast Reactor and Related Fuel Cycles, October 28-November 1, 1991, Kyoto, Japan
- 30) TAMURA et al.、"Application of Expansion Joint to Secondary Main Heat Transport System Piping of LMFBR"、ASME/JASM 圧力容器配管合同会議、 (1989)
- 31) 土屋毎雄、月森和之: "高速炉キーテクノロジ? の高度化(2)高速炉における配管短縮化技術"、原子力工業、Vol.32,No.11(1986)
- 32) 望月恵一、永瀬紀生: "コールドトラップの開発"、動燃技報、No.19(1976)
- 33) 動力炉・核燃料開発事業団、実験炉部:"特集「常陽」20 周年"、PNC TN941897-006(1976)
- 34) 尾崎博、南了悟、大田正一:"高速炉の燃料交換方式の高度化"、日本機械学会第 3 回動力エネルギー技術の最前線'92(1992)

JNC TN9410 2005-011

- 35) 衣田憲司、富田孝昭: "高速増殖炉原型炉「もんじゅ」燃料出し入れ設備の設計・ 開発"、富士時報、第64巻 第7号(1991)
- 36) 核燃料サイクル開発機構: "高速増殖炉の研究開発"、サイクル機構技報、JNC TN1340,2004-001 (2004)
- 37) 高橋範明、中川保、米田進: "FBR 使用済燃料集合体の乾式洗浄法に関する研究 (第1報)"、川崎重工技報、101号(1988)
- 38) 永井 桂一、他:"高速炉供用期間中検査装置の開発(4) 蒸気発生器伝熱管用渦電 流探傷試験装置の開発"、日本原子力学会1992春の年会(1992)
- 39) Hiroshi Rindo et al, "RESEARCH AND DEVEROPMENT ON IN-SERVICE INSPECTION SYSTEM FOR STEAM GENERATOR TUBES OF FBR'S", ASME/JSME Nuclear Engineering Conference ASME (1993)
- 40) ミハラケ・オビデゥほか: "「もんじゅ」用 I S I 装置の開発(13) 3 次元リモート フィールド解析コードの開発"、日本原子力学会 2003 年秋の大会, D6(2003)
- 41) 今井 義之、他:"「もんじゅ」用 I S I 装置の開発(18) 伝熱管 E C T 用プロー ブの搬送挙動とノイズ(2)"、日本原子力学会 2004 年春の年会 N23
- 42) 上田雅司他: "「もんじゅ」用 I S I 装置の開発 (1)全体計画、"日本原子力学会 2003 春の年会(2003)
- 43) 堀雅夫他:"「高速増殖炉(FBR)の研究開発 5.炉体構造・機器研究開発」"、動 燃技報、No.73, ,3,p62(1990)
- 44)田川明広、他: "「もんじゅ」用ISI装置の開発(26)1次主冷却系配管検査装置
 用タイヤ型超音波探触子の最適化"、原子力学会 2005 秋の大会(2005)
- 45) 横山邦彦他:"「もんじゅ」用ISI装置の開発 (2)蒸気発生器伝熱管検査システムの開発"、原子力学会 2003 春の年会(2003)
- 46) 動力炉・核燃料開発事業団: "動燃 30 年史"、p185
- 47) 此村守,島川佳郎、他:"各種冷却材を有する高速増殖炉に関するプラント設計評価(1)-ナトリウム冷却炉,重金属冷却炉,ガス冷却炉の検討-",JNC TN1340 2001-008,p.19-43,(2001)
- 48) 此村守,菱田正彦、他:"各種冷却材を有する高速増殖炉に関するプラント設計評価-ナトリウム冷却炉,重金属冷却炉,ガス冷却炉-",JNC TN1340 2004-003,p.37-41,(2004)
- 49) 此村守,木曾原直之、他:"高速殖炉の要素技術開発(1)-各冷却炉個別の技術開発, - ",JNC TN1340 2004-003,p.85-86,(2004)
- 50) 動力炉・核燃料開発事業団高速増殖炉もんじゅ建設所: "「40%出力運転中に おける2次主冷却系ナトリウム漏えい事故について(第6報報告書)もんじゅの安 全性総点検実施結果報告書-参考資料-、p3.4.4-1、3.4.4-6~7(1998)

4.3 ナトリウム系統設備と機器の設計上の考慮¹⁾⁻⁵⁾

ナトリウムを冷却材として使用する高速炉の系統設備と機器の設計にあたっては、 4.1.1 に示したナトリウムの化学的、物理的、熱的、核的その他の特性を踏まえた 多岐にわたる考慮が必要である。設計を踏まえて、機器、設備の製作、据え付け、 試験・検査が行われ、施設の要求機能・性能の確保と健全性を確認、保証した上で運 転に供される。保守・補修により施設の要求機能・性能の確保と健全性は寿命中維持 される。設計上考慮すべき事項としては、活性なナトリウムを空気等から遮断する ための気密性の保持、ナトリウムの融解、凝固の特性に配慮した適切な予熱、保温、 ナトリウムミストの蒸着による不具合の防止、熱応力、熱衝撃、熱膨張に対する健 全性の確保、施設の健全性の維持のための運転操作および保守作業、確実、安全な 保守作業の実施のためのラジオロジカルな課題への配慮、その他多岐にわたる。ナ トリウム使用設備・機器の最大の課題は、上記の配慮がされた上でも発生を想定す べきナトリウム漏えい、火災および蒸気発生器におけるナトリウムー水反応の発生 への対策である。これらについて以下に概要を示すが、個々の事項に関する具体的 な内容については本読本の各節に記載されている。ナトリウム試験施設の設計、製作 上の留意点については 9.1.2 に記載されており、共通する事項が多い。法令要求およ び関連の規格・基準の遵守が前提となるが、これらについては 10 章、9.1.2 を参照 のこと。

4.3.1 気密の保持

ナトリウムは空気に触れると空気中の酸素や水分と反応してナトリウム中に酸素 や水素等の不純物を溶解するが、これらの不純物は機器、配管、燃料被覆管を腐食 させることから、設備・機器を気密に保持することが必要となる。

- ナトリウムを内包し、内部に液面を有する原子炉容器、1次主冷却系循環ポンプ、
 2次主冷却系循環ポンプ、蒸気発生器等の機器・設備は液面上をアルゴンガスでおおうためのカバーガス系を設け、ナトリウムと空気が接触することを防止する構造とする。
- ② 機器や配管に欠陥が発生したりバルブの誤開放等による、ナトリウム系への空気の進入を防止するために、ナトリウム側の圧力を外気よりも高い正圧の状態に保持する。
- ③ 保守、補修、改造等にあたっては、機器や配管のナトリウム接液部分の開放時に空気に晒されることを防止するためにキャスクやシールバック、グローブボックス等を使用して作業を実施する。

4.3.2 予熱、保温

固体のナトリウムは約 98℃で融解し、液体のナトリウムは同温度で凝固する。 冷却材として使用するにあたっては液体状を保つ必要があるが、運転を停止する場 合には固化させる。予期しないで配管等を凝固させるとその健全性に大きな影響を 与えることから十分な注意が必要である。

- ①ナトリウム充填前に機器や配管等を必要な温度まで予熱するとともに、ナトリウムの凍結を防止するために、ナトリウムを収納する機器や配管等の外面への電気ヒータの設置や高温のガスによる加熱による確実な予熱、高温保持、および保温材の設置による保温が必要となる。保温材の設置にあたっては機器や配管等の検査が容易にできるよう、必要に応じて着脱可能な構造とする。また、ナトリウムの漏えい検出のために、接触型ナトリウム漏えい検出器、サンプリング型ナトリウム漏えい検出器等を設置する場合には、これらの検出を妨げないように空間等を設ける。保温材の選定に当たっては機器や配管に腐食等の影響を与えることのないように十分に留意する。
- ② 原子構造等の大型機器についてはナトリウムの受け入れ時の予熱に留意することが必要である。機器内部に局部的な低温部が無いようにすること、容器や内部構造の温度を急激に上げないように配慮し、全体の温度を均一に上げてゆく。原子炉容器の場合には外部加熱や内部加熱を組み合わせ、内部全体にガスを循環させて予熱を行うことも選択肢の一つである。
- ③ 配管の予熱に当たっては残留ナトリウムの無いことを確認すると同時に、一様 な予熱を行って、配管の破損の防止に留意する必要がある。
- ④ ダンプタンクの運転中の予熱については当該のプラントにおける緊急時のドレンについての運用上の考え方にのっとって対応することが必要である。

4.3.3 充填、ドレン

プラントの運転にあたっては、ドレンタンクに凝固されて保持されていたナトリ ウムを溶解してプラントに充填する必要がある。運転を終了して時点で、あるいは 事故や地震等の発生により必要に応じてプラント内のナトリウムをドレンタンクに ドレンする必要がある。

- ・
 ・
 トリウムの充填にあたっては、機器や配管の温度をナトリウムの融解温度で ある約 98℃より十分高い温度にして移送の途中で凝固することがないようにす ることが必要である。また、大型機器においては、局部的に低温の部分が無いよ うに全体を均一に予熱し、内部で局部的なナトリウムの凝固が起こらないように 配慮する。
- ② ナトリウムのドレンを考え、配管には一定の勾配を持たせる。また、機器についてはナトリウムの滞留する部位の無い構造とし、必要に応じて内部のナトリウムをドレンできる系統や設備を設置する。なお、ドレン設備を施設に常時設置するのが難しい場合はドレン時に仮設する方式の採用も有効である。
- ③ ドレン弁についてはその特性を踏まえて予熱やフリーズの方策を設定すること が必要である。フリーズ弁についてはその性能を把握してその機能が十分に発揮 できるように対応する必要がある。
- ④ ナトリウムの漏えい時における緊急のナトリウムドレンへの対応として、要求

される時間内にドレンすることが可能なように配管の大きさ、使用する弁の特性、 弁の多重性等に配慮したシステムとすることが必要である。

4.3.4 蒸着

カバーガス中でナトリウムは蒸発してミストを発生する。それが設備や機器の低 温部に蒸着するとその設備や機器に要求される機能を妨げたり、異常な温度分布を 発生させたりすることによりプラントの健全性を妨げることがある。

- ① カバーガス中に設置されている機器の低温部や、外部からカバーガスを導入する部位については、ナトリウムミストの蒸着が起こらないようにする必要がある。 例えば、原子炉容器のカバーガス空間に接する容器壁や遮へいプラグは温度が低くなりやすく、ナトリウムミストが蒸着し堆積し、異常な温度分布の発生の要因となることがある。これらの部位へのナトリウムミストの蒸着が起こらないようにするために、容器壁のライナにカバーガスの自然循環を抑制する構造を設置する等の対策をとる。制御棒駆動機構のシール部等のガス導入部については、供給するガス温度を上げるとともに、機器表面にガスの流れが停留しない構造とする。 蒸着したナトリウムの除去方策についても配慮しておくことが必要である。
- ② カバーガス系からガス系に接続するバルブの前にベーパートラップを設置して ガス系へのナトリウム蒸気の進入を防止する対策をとる。

4.3.5 熱応力、熱衝撃、熱膨張の吸収

ナトリウムを冷却材として使用するプラントの機器や配管には、ナトリウム側の 圧力が低いことおよび熱過渡時の熱応力が大きいことから板厚方向の応力を下げる 目的で、薄板構造が採用されている。また、これらの機器等は高温となることから 熱膨張量が大きくなり、かつ薄板構造であるため、支持が取りにくい構造となって いる。このため、熱的な荷重に加えて地震や振動のような動的な荷重についても十 分に注意した設計とすることが必要である。

設計に際しては解析等を活用して構造物の挙動を把握して的確な評価を行うこと が肝心である。熱的な荷重については高温状態や熱過渡による温度応答状態を解析 等で把握して構造の健全性を評価する。また、熱による変形についても性能的に問 題のないことを評価する。地震を含む振動加重については振動応答解析を行い、耐 力に余裕があることを確認する。また、振動による変位にも注意して設計する。

以下に留意事項を示す。

① 1次主冷却系および2次主冷却系の機器や配管は、系内の圧力が低いこと、高 温強度が必要なこと、流動ナトリウムを内包することを考慮し、これらの条件に 適合したステンレス鋼や高クロム鋼等の材料を選択する。設計では、熱荷重、地 震力等に対して解析評価を十分に行い、信頼性のある構造とする。万一の配管の 破損に対しても流出ナトリウムのジェット力や配管のむち打ち等についても検討 を行い、問題のないことを確認する。 ② 原子炉ナトリウムバウンダリの健全性を確保するためには、ナトリウムの熱伝達が良好なこと等から可能な限り熱的過渡変化を緩和する設計とする必要がある。この観点からの「もんじゅ」における具体的な構造例としては、原子炉容器のナトリウム自由液面近傍部におけるバケット構造や蒸気発生器や中間熱交換器での管板構造等がある。

この課題に関して、運転に関連しては以下の点に留意した設計とすることが必要である。

- a 通常の起動・停止時において、昇温・降温速度を制限する。
- b プラント出力運転時には原子炉容器出ロナトリウム温度の制御および負荷レベルに応じて1次、2次主冷却系流量を可変とする。
- c 原子炉トリップ時の負荷の急減に対しては 1 次、2 次主冷却系循環ポンプをト リップし、低回転数のポニーモータに引継ぎ、補助冷却設備で除熱する。
- d 運転時の異常な過渡変化時および事故時に対しても、安全保護系および計測制 御系の作動により熱的過渡変化を緩和する設計とする。上記のような配慮に基 づき、原子炉容器、1 次主冷却系中間熱交換器等の原子炉ナトリウムバウンダ リを構成する機器や配管について、プラント寿命中に想定される運転状態にお いて生じると考えられる熱荷重、地震荷重等の必要な組合せに対して十分な強 度を有することを解析により確認する。
- ③ 熱荷重の影響が大きな配管の場合、熱膨張による変位を吸収するため、複数の エルボを用いて配管を引き回す場合があるが、このような場合には耐震にも十分 配慮して支持構造を設ける必要がある。また、温度応答に時間差のある管板部も 大きな影響をこうむることとなる。冷却材が通る部分と、停滞する部分とは温度 応答に時間差があり、大きな応力が発生する。このような部位は形状も複雑なの で、有限要素法等の解析を行い構造物の応答を十分把握して設計対応する必要が ある。

4.3.6 ラジオロジカル(核種と設計配慮)

冷却材であるナトリウムは、自身が放射化すると同時に、放射性の腐食生成物や、 燃料破損の発生した場合には核分裂生成物を含むこととなる。燃料被覆管や機器、 配管等の表面から溶出した物質が炉心で放射化されて1次主冷却系の機器や配管の 表面に放射性の腐食生成物として付着し、沈着する。その主要な核種は⁵⁴Mn、⁶⁰Co、 ⁵⁸Co、⁵¹Cr 等である。これらの量を低減することは保守・補修時における被ばく低 減等のために極めて重要である。

- 表面に沈着した腐食生成物を除去することは基本的に困難なことから、設計や 運転の初期の段階で以下の点に十分に配慮して、機器や配管への腐食生成物の沈 着を可能な限り抑制することが必要である。
 - a 燃料(被覆管)等の炉心構成材料中の不純物コバルトの規制
 - b 制御棒駆動機構の摺動部や機械式ナトリウムポンプの静圧軸受部等の機器接

触・摺動部へのコバルトフリー表面硬化材の使用

- c コールドトラップ運転温度の低減化によりナトリウム中酸素濃度を低レベルに 保つことによる材料の腐食の抑制
- d 解析コード等によるプラント内での腐食生成物の挙動および放射化の状況の把 握と保守・補修時における作業方法の検討
- ② 放射性の核分裂生成物は通常は被覆管の中に閉じ込められているが、燃料被覆 管が破損した場合、冷却材やカバーガス中に放出される。この対策として、例え ばセシウムトラップのような捕獲方策を考慮する必要がある。
- ③ 中間熱交換器の伝熱管の破損等に伴う1次系の放射性の核分裂生成物の2次系 への流出を防止するために、1次系に比べて2次系の圧力を高くする設計とする。

4.3.7 運転操作

ナトリウムを使用することに伴う主要な運転操作上の留意点は以下のとおりで ある。

- 通常運転時における原子炉冷却材バウンダリの健全性を確保するために、昇 温・降温速度を制限して熱的過渡変化をできるだけ緩和する等、熱応力や熱衝撃 等を低減させる運転操作が達成可能な設計とする。(4.3.6参照)
- ② ナトリウム中の酸素や水素の存在は配管や機器、燃料被覆管の腐食を促進する こととなるため、その純度管理に十分留意した運転が要求される。通常運転前に 十分な純化運転を行い、製造時等に構造材表面に付着した不純物を除去する必要 がある。
- ③ 新燃料等、運転の途中にナトリウム系統に新たに装荷したり、燃料交換時に設置する燃料交換装置やカバーガス系からの不純物のナトリウム系内への進入防止には十分な配慮する必要がある。
- ④ ナトリウム漏えいやナトリウムー水反応の発生時の運転に関しては確実な運転 操作を可能とする設計とすると同時に、マニュアルの作成、確実な操作を実現す るための常時の運転訓練が必要である。

4.3.8 保守作業

保守、補修作業に伴う作業員の被ばくを最小とする設計上の考慮が重要である。

- ① 保守の容易さ、放射線作業管理の容易さ、さらに放射性廃棄物の管理の容易さ を考慮した設計とする必要がある。ナトリウムは不透明であるため、機器や配管 はメンテナンスフリーに設計し、保守作業が少ない構造とする。さらに、作業環 境の放射線レベルを下げ、作業性を上げることも必要となる。例えば、「常陽」 での保守経験から、放射性腐食生成物の挙動を考慮し合理的な保守・補修作業を 可能とするシステム設計が重要である。
- ② 原子炉運転時および保守、点検時の空間線量率、実際の保守作業の実施方法等 を考慮し、アクセス性に十分配慮した機器や配管の合理的な配置設計が必要であ

る。1 次セル内においては、基本的に冷却材バウンダリを開放する点検は無いが、 点検に割くことのできる時間が比較的短いので、上記のような配慮をすることに より、保守の作業量を軽減する効果が極めて大きい。1 次系セル内の保守はこれ らを考慮した合理的なシステム設計に加え、遠隔監視/点検装置を導入して保守 作業を合理化することが有効である。

③ 高度の保守性を維持するためには機械系、電気系、制御系等の個々の機器、シ ステムの保守性と信頼性を上げると共に、放射性腐食生成物の挙動を十分考慮し たシステム設計とすることが重要となる。(4.3.7,4.3.8 参照)

4.3.9 ナトリウム漏えい、火災および蒸気発生器の水漏えい対策

これまで述べてきた事項に十分な配慮をして、設備、機器の健全性を確保してナ トリウム漏えい、火災事故あるいはナトリウムー水反応の発生しないプラントとす る必要があるが、万一のナトリウムの漏えい、火災あるいはナトリウムー水反応の 発生に備えた設計上の万全な対策をとることが必要である。

(1) 漏えいの発生防止

- ① ナトリウムと接する各部に使用する材料や構造について、ナトリウムとの共存 性、強度、腐食等の特性や経年変化、ナトリウムの流動に伴う過渡特性や流力振 動、熱衝撃、サーマルストライピングやサーマルストラティフィケーション等の 影響、地震時の状況、各種事故時の特性その他について正確に把握することが基 本的に重要となる。その上で設計上の各種条件を踏まえて、ナトリウムや水の漏 えいを発生させないように材料的、構造的に堅固な施設を設計することが重要で ある。
- ② 健全な溶接の施工等に関する確実な技術により機器や設備を製作し、最新の品 質保証や検査技術、体制により健全性を確認し、信頼のおける運転、保守・点検、 補修等の実施や ISI 等により施設の健全性の維持を図る。

(2) 漏えいの早期検出

① ナトリウム漏えいについて:ナトリウムを使用する機器や配管の適切な箇所には ナトリウムの漏えいを検出するための設備を設置し、それら機器や配管からのナ トリウムの漏えいを速やかに検知できる設計とする。ナトリウムの漏えいを検出 する設備は機器や配管の構造、形状、それらを収納する部屋の構造等を勘案し、 接触型ナトリウム漏えい検出器、サンプリング型ナトリウム漏えい検出器、煙感 知器、セルモニター等それぞれの検出器の特性に配慮して単独または複数組み合 わせて設置する。運転員が事故現場の状況を正確、かつ迅速に把握できるように、 ナトリウム機器や配管の設置されている室内へのテレビカメラの設置等も考慮す る。原子炉容器液面計、ガードベッセル内漏えいナトリウム検出用液面計、オー バフロータンク液面計、原子炉格納容器床上雰囲気放射線検出器、同床下雰囲気 温度計等についても検討する。

蒸気発生器における水漏えいについて:ナトリウムおよびカバーガス中の水素系、 酸素計、圧力計、音響検出計等適切な水漏えい検出器を設置して早期の水の漏え いを検出する。

- ② 1次主冷却系室にはナトリウムの漏えい等による雰囲気の異常を検出するために 放射線モニタ、圧力計、温度計等を設置する。
- ③ これらのナトリウム漏えい、ナトリウムー水反応に関する全ての情報が中央制 御室で一括表示、監視可能な総合漏えい監視システムを設置し、運転員が事象の 発生を適切に判断し、的確な対応のとれるものとする。的確な対応をとるための 日ごろの訓練、教育が重要となる

(3) 事故の拡大防止および影響の緩和

- ① 安全上重要な機器については系統分離して他の設備や機器、配管等へのナトリウム漏えいの影響を最小限に抑える。ナトリウムを保有する設備や機器、配管等を収納する部屋には、必要に応じてナトリウムとコンクリートが直接接触することを防止するための鋼製のライナや配管用の外管等を設置する。さらに水等ナトリウムと反応し易い物質を可能な限り隔離するよう設計する。
- ② 原子炉冷却材バウンダリで万一ナトリウム漏えいがあった場合においても、1次 主冷却系の循環に支障をきたすことなく安全に炉心の冷却が行えるように、原子 炉容器出口ノズルの上端より上方に適切な余裕をもって保持されなければならな い液位(エマージェンシレベルと呼ぶ)を規定し、この液位以上に原子炉容器内 液位が保持されるように設計する。そのために次のような対策を行う。
 - a 1 次主冷却系の機器や配管は原則として前記のエマージェンシレベルより上方 の基準高さ以上に配置し、たとえ冷却材の漏えいが起こっても原子炉容器の液 位がエマージェンシレベル以下に低下しないように設計する。この 1 次主冷却 系の機器や配管の配置の基準高さはポンプの吐出圧等の効果を考慮して決める。
 - b やむを得ずシステムレベル以下に配置する機器あるいは配管についてはガード ベッセルを設置してその中に配置する。ガードベッセルの上端の縁の高さはシ ステムレベル以上になるようにするとともに、ガードベッセルの容積を適切に 制限することによって1次冷却材が流出しても原子炉容器内液位がエマージェ ンシレベル以上に保持できる設計とする。
 - c 1 次主冷却系に接続された充填ドレン管等についてはシステムレベル以上の位置に通常時閉の止め弁を設置する等の対策を行う。
- ③ 原子炉の安全確保を第一に考慮したナトリウム漏えい発生に伴う原子炉停止等のためのインターロックロジックの設定、事故拡大の防止に配慮した最適の緊急ドレン、換気空調設備自動停止等インターロックロジックの設定をする。
- ④ ドレン配管構成や弁、連通管等の設置の最適化による施設からのナトリウムの
 早期抜き取り、漏えいナトリウム受け皿としての鋼製のライナや配管の外管等の

最適化による漏えいナトリウムの確実な貯留を図る。

- ⑤ ナトリウム漏えい発生に伴う火災の拡大防止のために、初期消火のための設備 を整備する。さらに、ナトリウムの漏えいした部屋への窒素注入による火災の鎮 火や、ライナへの漏えいナトリウムの貯留室への排出、鎮火等の火災対応設備の 最適化により火災の早期消火を図る。
- ⑦ 蒸気発生器における水漏えいについては、漏えいした水のナトリウムとの反応 に伴う水素の発生による圧力の上昇に対して、蒸気発生器や関連する機器、設備 が十分に耐えられる強度を有するような設計対応をすることが必要である。特に、
 2 次系の設置や中間熱交換器の強度を十分にとる等により、放射能を有する1次 系への影響を及ぼさない対応をとることが重要である。

ナトリウムー水反応に伴う圧力を開放するための確実な圧力放出のための設備 の設置が重要となる。また、水の漏えいが長期間継続しないように、水系内の水 を適切に放出したり、ナトリウム中に水や反応物が流入することを防止するため の窒素封入設備の設置も必要である。同時に、適切な運転操作の可能なシーケン スの採用等への配慮も必要である。また、ナトリウムー水反応に伴う反応性生物 の的確な隔離のための設備の設置も必要となる。

[参考文献]

- 動力炉・核燃料開発事業団: "基礎高速炉工学"、動力炉・核燃料開発事業 団.(1993)
- 2) 日本原子力学会: "高速増殖炉技術の現状と将来の展望"、日本原子力学会 (1987)
- 3) 此村守,島川佳郎ほか:"各種冷却材を有する高速増殖炉に関するプラント設計評価(1)-ナトリウム冷却炉,重金属冷却炉,ガス冷却炉の検討-",JNC TN1340 2001-008, p.19-43, (2001)
- 4) 三原隆嗣,山本昌宏ほか: "FBR システム技術検討書-平成 12 年度報告-,"JNC TY9400 2001-012,(2001)
- 5) 核燃料サイクル開発機構:"高速増殖炉サイクル実用化戦略調査研究フェーズ Ⅱ中間取りまとめ"、サイクル機構技報、JNC TN1340 2004-003,(2004)

第5章 ナトリウム計装

5.1 概要¹⁾

計装の目的は、原子炉の運転状態を監視および制御して、安定な状態に保ち、仮 に異常な状態が発生しても、原子炉保護のための操作を自動的に行い、原子炉を安 全に停止させるとともに、周辺環境への影響を未然に防ぐにあたっての必要な情報 を提供することにある。計装設備は、計測器、信号伝送処理システム、計算機シス テム等により構成された集中監視・制御システム等としてプラントに設置される。

このような設備の概念は軽水炉と同様であるが、高速炉は①炉心出力密度が高い こと、②内圧が低い反面、冷却材温度が高いこと、③冷却材として液体ナトリウム を用いることなどから、軽水炉と異なる計装も多い。例えば炉心燃料集合体毎の監 視計装(サブアセンブリ計装)やナトリウム計装などがあげられる。

高速炉プラントは原子炉、1 次主冷却系、2 次主冷却系、タービン発電機設備を 含む水・蒸気系等から構成される。「もんじゅ」を例に、ループ型高速炉における プラントと計装の関係は図 5.1-1 のようになるが、タンク型高速炉の場合もほぼ同 様である。原子炉計装には、核計装、燃料破損検出・位置決め計装および炉心上部 計装(炉心出口計装)が属する。一方、冷却材の温度、流量、液位、圧力、純度等 のプロセス量を計測する設備をプロセス計装といい、その主体はナトリウム計装で あり、高速炉特有のものである。



図 5.1-1 高速炉プラントと計装(「もんじゅ」の場合)¹⁾

高速炉計装の主な用途は、○プラント制御、○プラント安全保護、○プラント予防保全(異常診断を含む)、○プラントの状態把握(監視と記録)であるが、目的 に応じて計装に対する要求性能は異なってくる。

計装機器に関連のあるナトリウム固有の性質と、それが計装におよぼす特有な条件等を以下に示す。

- 高温ナトリウム(定常使用時で最高約 600℃にも達する)は熱伝導率が高く、 厳しい熱過渡を生じさせる可能性がある。
- ② 常温で固体(融点約 98℃)であるため、特殊な取り扱いを要する。原子炉の冷却材として用いるためには、常温状態から加熱し、溶融させ、液体状態を保つために予熱する必要がある。
- ③ 沸点が高いことから(常圧で約 880℃)、冷却系機器は軽水炉の場合と比較して一桁以下の低圧で用いることができる。
- ④ 液体金属であることから電磁流体としての取り扱いが可能である。
- ⑤ 放射化されやすく、²⁴Na 等を生成して1次主冷却系周辺に強いγ線場をつくり 出す。
- ⑥ アルカリ金属として化学活性度が高い。空気中の酸素や湿分と容易に反応する。 また水と反応して水素ガス等を発生し、水素ガスには爆発の可能性もある。
- ⑦ 光学的に不透明であるため、液体中での観察が困難である。

ここに述べたナトリウムの性質は、計測機器に有効に利用できる反面、それらの 使用条件を厳しいものにしている。

以下に、ナトリウムに係わる計測技術について、プロセス計装を中心にその概要 を紹介する。個々の計測機器の紹介にあたっては、知見や経験の集約、技術伝承の 観点から、その解説に加えて、開発の経過や適用プラントの設計思想およびその変 遷、海外の開発の状況、現状の技術レベル、今後の展開などについて示した。主要 な観点は以下の通りである。

a 開発の経過

初期の海外からの技術導入段階における課題の明確化、その解決のための試験研 究の実施と結果の理解および実用化に至る課題への取り組みの理解

b 炉の開発段階に応じた開発

実験炉から原型炉に至るフェーズでの機器の大型化や設計の考え方の変遷(高度 化)による計装機器の開発、代表例として、プロセス計装の大型化、LBB 思想の採 用によるナトリウム微少漏えい検知技術の開発、保守性向上のためのナトリウム中 目視技術の開発など

c 事故の教訓の反映

「もんじゅ」で発生したナトリウム漏えい事故等を教訓とした、計装機器を含め た漏えいの対策強化を指向した技術開発。

d 実用化に向けた取組み

高速炉の実用炉に向けた大きな課題は、安全性の向上を前提とした高い経済性の

5.1 - 2

達成にあり、ナトリウムに起因する弱点の回避、構造材料の改良や合体機器の採用 などが進められている。

これらを踏まえたナトリウム中保守技術や高クロム鋼配管に適用可能な流量計開発などの新たな技術開発への取り組みが行われている。

[参考文献]

 1)荒 邦章、亀井 満:"高速炉用計装機器の開発"、PNC TN9410 88-117 (1988)

5.2 プロセス計装

プロセス計装には、一般産業分野や軽水炉で使用される計装をそのまま、あるい は改良して高速炉に適用できるものも少なくないが、ナトリウムを使用する系には 高速炉特有の工夫をしたものが多い。

ナトリウムは化学的に活性で、電気の良導体であり、また水に比べて熱伝導率が かなり大きいなど様々な特徴がある。このナトリウムを直接あるいは間接に測定対 象とする検出器については、ナトリウムの性質を利用しつつ、しかも性能の良いも のを得るという要求のもとに、長年にわたる開発が進められてきた。ナトリウム計 装に関する主な留意点は次の通りである。

①ナトリウムバウンダリの形成とナトリウムとの共存性

化学的に活性なナトリウムに対するバウンダリ確保の必要性、および検出器のナ トリウムとの共存性

②検出器の耐熱性と温度依存性

使用温度範囲が広いことに伴う検出器の耐熱性、検出器出力の温度補償の必要性 ③検出器の耐放射線性

原子 におよび 1 次冷却系における検出器の耐放射線性

④ナトリウムの導電性

電気の良導体であることを利用した電気的手法の活用

⑤ナトリウムの不透明性

使用流体であるナトリウムが不透明であるため、液中の構造物等の観察に光学的 手法が利用できないことに伴うナトリウム透視装置等のこれに代わる手法の必要性 オトリウム計描とすな計描点を表示 5-2-1 にデオ

ナトリウム計装と主な計装点を表 5.2-1 に示す。

検出器	主な計測点	測定範囲	
温度計	炉心出口 Na 温度、主冷却系 Na 温度、補助系 Na 温度、 予熱温度	常温~600℃	
流量計	1 次系主冷却系 Na 流量、2 次主冷却系 Na 流量、 補助系 Na 流量	(12B)約 20m³/min (24B)約 100m³/min (38B)約 300m³/min	
液位計	炉容器 Na 液位、主循環ポンプ Na 液位、ダンプタンク Na 液位	約 500~5000 _{m m}	
圧力計	主循環ポンプ出口 Na 圧力、補助系電磁ポンプ出口 Na 圧力、 炉容器カバーガス圧力	-1~+10kg/cm ²	
不 純 物 系 Na 漏洩検出器 Na 透 視 器	1 次冷却系、2 次冷却系、補助系 炉容器、1 次冷却系、2 次冷却系、補助系 炉容器内		

表 5.2-1 ナトリウム計装と主な計装点¹⁾

5.2.1 流量計測 2)

表 5.2-2 に各種ナトリウム用流量計を示す。

+\$		電磁気方式		差圧方式		
快出	永久磁石式	鞍型コイル式	渦電流式	ベンチュ	オリフィ	エルボ
器	電磁流量計	電磁流量計	流速計	IJ	ス	流量計
				流量計	流量計	
	ファラデ	一の法則	流速による交流	ベンチュ	オリフィ	エルボ
		D E	磁界の歪みを検	リ管での	スでの圧	内外の
	$Q = -\frac{1}{4}$	$\frac{-}{R} \times \frac{-}{K}$	出	圧損を利	損を利用	差圧を
	т 	DR	$V = f(\omega, \sigma, i) \bullet E$	用		利用
	F		➡ <u> て 図 図 図 図 図 図 図 図 図 図 図 </u>	Q^{∞}	$\sqrt{\Delta P}$	AP=P1-P2
原 理			<u>NNN</u>			P2
			◆ 図図図 フロースルー型			P ₁ :外周 部圧力 P:内周
	Q:流量 D:配管径 B:磁束密度		 V:流速 f: 励磁周波数 ω:角周波数 	Q:流量 ∕P:差圧		部圧力
	E:起電力 K:補正係数		σ:導電率 E:起電力			

表 5.2-2 各種ナトリウム用流量計 3)

10	移行時間方式			その他		
検 山	超音波	相関式	パルス	タービン	カルマン	熱流量計
器	流量計	流量計	中性子法	流量計	渦	
					流量計	
	音波の伝播時間	流体中を	流体を中性	流体によ	流体中の	流体をヒー
	が流速の分増減	"乱れ"	子で放射化	りロータ	障害物で	タで加熱
	$\tan \theta \bullet C^2$	が移行す	し、その移	を回転さ	発生する	し、その温
	$V =\Delta t$	る時間を	行時間を下	せ、その	カルマン	度上昇から
	24	統計的に	流で計測	回転数を	渦の周波	流量算出
	Bi Be	計測	$V = L / \Delta t$	カウント	数を計測	_M H
		$V = L / \Delta t$	$^{23}Na(n \alpha)^{20}E$	する。	V D	$M = \frac{1}{C \bullet \Delta T}$
原	N=>X		$IVU(n,\alpha)$ I	$Q = K \bullet f$	$v = \frac{1}{S_{c}} \bullet f$	
理	A1 A2	(IN =>)		(-00)		[00000]
		0 1 1		0-20-0	⇒ 0 °°	
		Å B	011 => 0	区	V· 流速	
	V:流速 C:辛速	V: 流速 Ⅰ · 計 測 間 距	Ϋ́Υ	Q.加重 K: 補正係数	D:渦発生体	M:質量流量
	d:配管内径	離	V:流速	f:回転数	幅	時間当たりの熱
	θ:入出斜角	⊿t:伝搬時	L:計測間距離		1: 荷 向 波 剱 St: ストローハル	量)
	⊿t:伝搬時間差	间差	⊿t:伝搬時間差		数	C:定圧比熱 ⊿T. 氾庶美
						二1. 皿戊左

電磁気を利用したものは、ナトリウムの導電性に着目したもので、最も多く使用 されている。電磁流量計はナトリウム中での表皮効果をさけるために、水用とは異 なり直流磁界が用いられる。簡便で圧損もなく、面積流量に比例する出力が得られ るため、多くのナトリウム施設や高速炉プラントの主冷却系および補助系のナトリ ウム流量計として使用されてきている。

永久磁石式電磁流量計は比較的単純で、小口径の流量計として多く用いられてい るが、励磁電源が不要で電源喪失時にも使用できるため、原型炉クラスの主冷却系 流量計にも使用される。大口径になると磁石重量が増加し、耐震性等の工夫が必要 になる。

鞍型コイル式電磁流量計は鞍型コイルに直流電流を流すことにより磁界を作る、 比較的簡便な電磁流量計であり、励磁コイル部が軽量で配管保温材の外側に配管と 一体化して取り付けられることが特徴である。

渦電流式流速計は、1次コイルがつくり出した交流磁界が、流速により下流側に 歪むことを利用したもので、ナトリウムが外側を流れるプローブ型と内側を流れる フロースルー型がある。特にプローブ型はコンパクトで直線性もよく、保守交換性 に優れており、炉内流量計(燃料集合体出口流量計)として適している。

差圧方式は水での経験が豊富であるが、ベンチュリー流量計やオリィフィス流量 計等の絞り流量計は圧損が大きく、また比較的長い直管長を必要とするため、R&D 施設にはともかく高速炉プラントへの適用例は限られている。

エルボ流量計は配管引き回しのエルボがそのまま利用でき、PWR での実績もあり、 ナトリウム流量計への応用も検討する価値があると思われる。エルボ内面の製作精 度や低流量域での測定精度等の課題がある。

移行時間方式には、超音波流量計、相関式流量計、パルス中性子法がある。超音 波流量計は直線性や精度が良い。

相関式流量計はまだ研究開発の段階であるが、その原理から流量計のオンサイト 校正法として、少なくとも経時変化のモニタとして有力な手法である。

パルス中性子法は米国で開発されたもので、FFTF で研究開発が行われ、CRBRP の2次主冷却系にも校正用として設置が計画されていた。

その他のタービン流量計、カルマン渦流量計、熱流量計は、ナトリウムへの適用 という点では実績はない。

以下に、ナトリウム流量計として実績の多い電磁流量計および超音波流量計について詳細に紹介する。

(1) 電磁流量計⁴⁾

(i) 原理と特徴

電磁気方式は、磁界の発生手段として永久磁石によるもの(永久磁石式)と励磁 コイルによるもの(励磁式)に区分され、励磁式は励磁電流の発生方式により直流 励磁式と交流励磁式に分類される。ナトリウム用として使用する場合、ナトリウム JNC TN9410 2005-011

は導電性が高く、交流磁界では表皮効果が発生するため直流励磁式が用いられる。

電磁流量計の原理(図 5.2-1 参照)は、磁場中を導電性流体であるナトリウム が流れると、フレミングの右手の法則にしたがって磁場と流れ方向いずれにも直角 な方向に、磁場の強さと流体の移動速度の積に比例した起電力が生じることに基づ き、以下の関係式で表される。

ここで、*E*:起電力[V]、*B*:磁束密度[T]、*D*:電極間距離(配管直径)[m]、 *v*:流体の平均流速[m/s]である。

しかし実際には、磁極部の長さが有限であること、管壁が絶縁体でないことによ り短絡電流が管壁を流れたり、または熱膨張によって管径が増加する等の影響によ り出力信号の大きさが変化する。従って実際の出力信号と磁束密度、管径、流速の 間には次のような補正係数を用いる。

ここで、K (= $K_1 \cdot K_2 \cdot K_3 \cdot K_4$):補正係数 (K_1 :管壁短絡効果補正係数、 K_2 : 磁場端部効果補正係数、 K_3 :磁石温度効果補正係数、 K_4 :管径等の熱膨張補正係数)である。

その特徴は、

- ① 流量に直線的で十分大きな電気信号が得られる。
- ② 配管を貫通する部分が無いのでナトリウムバウンダリーを確保でき安全性が高く、取扱いも容易である。
- ③可動部分が無く、信頼性が高い。
- ④ 再現性が優れている。
- ⑤ 直接電気信号が得られるので比較的応答時間が早い。

一方、課題として、次の事項が挙げられる。

- a 大口径でアスペクト比が大きい場合、出力の直線性が悪くなり、温度依存性も大 きくなる。
- b 永久磁石式電磁流量計で磁石が配管に固定されていない場合は、熱変位により電 極と磁場の相対変位が生じ、測定誤差が大きくなることがある。
- c 大口径の永久磁石式電磁流量計で磁石が配管に固定されている場合は、配管にか かる重量が大きくなる。



E=KBVD



B:磁東密度 T (10*G)
 v:流体(液体金属)の平均流速 m/sec
 D:電極間距離(配管直径) m
 K:補正係数(K₁K₂K₅K₄)
 K₁:管壁短絡効果補正係数
 K₂:磁場端部効果補正係数
 K₃:離石温度効果補正係数
 K₄:管径等の熱膨張補正係数

注) K」: 壁が導体である場合, 短絡電流が管壁を流れることにより、出力信号は低下する。 このK」は管壁短絡効果補正係数と呼ばれる。

K: : 磁極部の長さが有限であることによって、磁場端部でend current と呼ばれる短絡電 流が流体中を流れ、この結果、発生した起電力が低下する現象がみられる。

図 5.2-1 電磁流量計の原理⁵⁷⁾

(ii)開発状況と適用実績⁵⁾⁶⁾

1970 年頃までは、小口径配管用ナトリウム流量計(永久磁石式電磁流量計)の 経験はあったものの、「常陽」主冷却系 12B 配管(約 25m³/min)に適合できるよ うな中口径配管用ナトリウム流量計の実績がなかった。そのため、PFR 用に開発さ れた鞍型コイル式電磁流量計に関する技術習得のため、英国から 8B 流量計を輸入 し、動燃大洗工学センターナトリウム流動伝熱試験装置に取り付けて試験した。こ の経験を基に、主冷却系に適用可能な大型ナトリウム流量計の開発が始まった。高 速炉プラント主冷却系流量計測における主な課題は、口径の増大に応じた大流量ナ トリウム計測法の実現、大型化・重量化する流量計のコンパクト化・軽量化、高流 量域での非直線性の改善、評価、炉外ならびにオンサイト校正手法の確立である。

電磁流量計は簡便で圧力損失もなく、面積流量に比例する出力が得られるため、 主冷却系流量計に適する。なお、ナトリウム中の表皮効果を避けるために、水用と は異なり直流磁界が用いられるが、励磁方式として軽量化が期待できる鞍型コイル 式を「常陽」用に採用した。「常陽」用の 12B 鞍型コイル式電磁流量計は国産の設 計とし、ナトリウム機器構造試験室のポンプループでナトリウム中流動試験を行い、 使用実績を積んだ。図 5.2-2 に「常陽」1次主冷却系(23.3m³/min(370℃))用 12B 鞍型コイル式電磁流量計(日立製)を示すが、1次系が2重配管、2次系 (26.7m³/min(350℃))は1重配管であることを除いて2次系用 12B 鞍型コイル式電 磁流量計(三菱製)も同様である。

5.2 - 5



図 5.2-2 鞍型コイル式電磁流量計(「常陽」1次主冷却系用 12B)⁷⁾ 表 5.2-3 にそれらの主要仕様を示す。

型式		鞍型コイル式電磁流量計	凝型コイル式電磁流量計
配 管()	充動管) -	12 B, Sch 20 S, SUS 304	12 B, Sch 40, sus 304
使用温度	10	450℃(最高), 370℃(定格)	400℃(最高), 355℃(定格)
定格流量		23.3 m ³ /min (370 °C)	26.7 m³∕min (355°C)
設 置 場 所		コールドレグ,ポンプ出口	コールドレグ,ポンプ出口
総合精度		±4%	±4%
定格時出力		10 m V	6 m V
コイル材質		2 重ガラス巻平角線,銅芯線 ・	アルミ芯線
中心磁束密度	. N	62.1ガウス	32.9 ガウス
定格励磁電流		22.7 A	61 A

表 5.2-3 「常陽」(Mk-I)1次主冷却系用流量計の主要仕様⁸⁾

ヘッドタンクとダンプタンクから構成される実流校正装置(容積法)を建設し、 約±1.9%で「常陽」実機の校正を行うとともに、解析コードによる計算も試みられ た。図 5.2-3 に「常陽」1次主冷却系流量計の出力例を示す。

横軸は容積とナトリウム落下時間から求めた基準流量で、縦軸は流量計電極出力

である。実測値(○印) とともに計算値(+印) も示す。「常陽」用電磁 流量計開発試験を通じて 中口径ナトリウム用電磁 流量計の特性を明らかに した。

「もんじゅ」では1次 主冷却系および2次主冷 却系用電磁流量計ともに コールドレグに設置され た。配管系と定格流量は それぞれ 24B、 100m³/min、および 22B、 70m³/min とさらに大きく なったため、鞍型コイル では流路断面内で十分な 磁場強度と均一性が困難 となることから、永久磁 石式電磁流量計を採用し た。磁石要素を板状に配 置し、軽量化を図った永 久磁石式電磁流量計が開 発された。プラントで必 要とされる精度を確保す





べく、ナトリウム実流校正試験装置(容積法、配管口径 24B、最大流量 110m³/min、 校正精度±約1.9%)を建設し、これを用いて性能が評価された。

その後、実証炉用の1次系用の配管口径30インチ以上で流量190m³/min程度の 流量計として、永久磁石の形状と電極の配置を工夫したコンパクトな永久磁石式電 磁流量計の開発が行われた¹⁰⁾。

小型化のアイデアは、従来の平行平板型の磁石から、図 5.2-4 に示すような、配 管の形状に合わせた小型の永久磁石を採用すると同時に、非一様磁場の補償による 出力電圧の低下抑制を図ることにある。米国 ETEC の試験施設を用いてナトリウム の実流試験を実施して、性能が実証された¹¹⁾。

電磁流量計の特性予測に関しては、小口径の場合は、流路内の磁場が一様でかつ アスペクト比(磁場の軸方向平坦部の長さ対配管口径の比)も大きくできるので直 線性が良く、簡易式で評価できる。しかし、口径が大きくなるにつれて、アスペク ト比も小さくなり、出力/流量の高流量域での「ホダレ現象」が顕在化する。これ は磁場端部における短絡電流がもたらす電磁流体と磁場の相互作用によるもので、 口径、流速、ナトリウムの導電率、磁束密度、磁場分析形状に大きく依存する。一 般性のある特性予測ができるよう、磁場分布と流速分布を考慮に入れた電磁流体解 析も実施されており、比較的精度よく予測できるようになってきた¹³⁾。

また、上記のような流量計を使用した流量計測手法として、相関式流量計の開発 研究も行われてきた¹⁴⁾。温度ゆらぎを利用した相関式流量計に関するナトリウム中 試験が行われ、「常陽」への適用例も報告されている¹⁵⁾。一方流動ゆらぎを利用し た相関式流量計に関するナトリウム中試験は、ポンプループや「常陽」主冷却系で 行われ、オンサイト校正法としての誤差低減化も検討されている。この他、平均周 波数法を利用した研究も行われている。

(ⅲ)実用化に向けた展開

電磁流量計では原型炉ク ラス(24B)までは、充分な 性能を保証するまでに至っ ており、より大口径につい ては、36B 程度までは、印 加磁場構の仕様を工たす ることにより、懸念される 重約の問題を回避できる見 しを得ている。校正法 にないては、「もんじゅ」ま その後、ドライキャリブレ



図 5.2-4 小型永久磁石式電磁流量計の永久磁石 と傾斜電極¹²⁾

ーション技術が進んできた。現状では比較的良い精度で予測が可能となったが、許 認可に耐えるレベルには到達していないので、今後の開発が必要である。

大型炉段階では、主配管が 40B 程度となり、電磁流量計を大型化することは重量、 コスト、耐震性、直線性等から困難である。従って、コンパクトな主冷却系流量計 の開発が望まれたが、「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故の後、ナトリウムバウ ンダリを貫通する方式の採用が見直され、前述のように信頼性に優れる永久磁石式 をコンパクト化する技術開発が行われ、成立の見通しが得られている。更に高速炉 の実用化に向けた経済性と性能向上を狙った設計の高度化において、配管材料を従 来のオーステナイト系ステンレス鋼から、熱膨張が小さい等熱的な特性のバランス のよい高クロム系鋼の採用が志向された。クロム系鋼が強磁性体であるため、電磁 流量計に代って、配管材料に依存しない方式として超音波流量計の採用が検討され ている。実用化高速炉の設計研究では、配管内流速が高く、配管直管長が短いこと から、一般的な流量計設置の条件である上流直管長を確保することが難しく、要求

5.2 - 8

精度を保証するための配管内流況と管内平均速(流量)との相関を確保した計測手法 を開発することが必要となる。同時に高温、放射線雰囲気下でのプローブの信頼性 や耐久性を開発実証することが求められる。

(2) 超音波流量計

(i)原理と特徴¹⁶⁾

超音波流量計(図 5.2-5 参照)は、超音波が配管壁の一方から流体中を貫いて他 方へ伝搬する際、流体の流れに沿った方向と、流れに逆らった方向との間で伝搬時 間差が生じ、それが流体流速に比例することを用いて計測するものである。すなわ ち、入射角 θとして、流体の流れに沿った方向へ送信された超音波の伝搬時間 t₁、 および流れに逆らった方向へ送信された超音波の伝搬時間 t₂は、それぞれ以下の関 係式で与えられる。

 $t_1 = \frac{d}{(C + V\cos\theta)\sin\theta} \cdots (5.2 \cdot 3)$ $t_2 = \frac{d}{(C - V\cos\theta)\sin\theta} \cdots (5.2 \cdot 4)$

ここで、d:配管直径[m]、C:流体の音速[m/s]、V:流体の平均流速[m/s]である。通常、C >> Vであるので、伝搬時間差tは以下となる。

 $t = t_2 - t_1 = \frac{2d}{C^2 \tan \theta} V \cdots (5.2-5)$

これより、流体の平均流速レは以下の関係式で与えられる。

上記関係式では、流体の音速が既知でなければならない。そのため、伝搬時間*t*₁、 *t*₂の逆数の差を求めることによって流体の平均流速を求める方法もある。その場合 の関係式は以下となる。

これより、流体の平均流速レは、以下の式で与えられる。

超音波流量計の特徴は

- 管を貫通する部分が 無いのでナトリウムバ ウンダリが確保でき安 全性が高く、取扱いも 容易である。
- ② 流量計検出部は大口 径配管に適用する場合 についても小型軽量で すみ、従って大口径配 管になる程コスト的に 有利である。



- ③ 伝搬時間差は常に流 体流速に比例するので低流量から高流量に至るまで出力直線性に優れている。
- ④ 検出部の経時変化は殆ど無く出力経時安定性にも優れている。
 その課題は
- a 原理的には大口径向きであるが、超音波の通過線上における流速分布が既知でな ければならず、上流近傍にエルボなどがあると、流路断面における流速分布は軸 対称流から大きくずれて正しい計測ができなくなる。
- b 流体中に混入されたボイドや配管内面の汚れにより超音波の透過性能が低下する。また、配管内面はナトリウムとの濡れ性を良くする表面処理を施す必要がある。
- c 信頼性を得るだけ
 の利用実績に乏し
 い。

(ii)開発状況と適用
 実績¹⁷⁾

水中ならびにナト リウム中流動試験に よりその開発が進め られた。代表的な仕 様例を表 5.2-4 に示 す。

表 5.2-4 超音波流量計仕様例 18)

伝音方式	ガイド棒方式		
計測方式	切換送信型時間差直接測定方式		
応答時間	10ms		
流速測定範囲	0~6m/s (max, 10m/s)		
出力直線性	土1%以内		
出力安定性	± 0.5 %以内		
流体温度範囲	max 500°C		
その他	対気泡出力保護機能		
	出力温度補正機能		

その特徴は、 ガイド棒を使 用することに より実績の多 い常温用の超 音波発受信素 子が使用でき ること、ガイ ド棒間温度ア ンバランス等 による流量計 測精度への影 響を除去する ために送信を 交互に切替え るようにした こと、直接時

間差を測定することにより応 答性を良くしたこと、ナトリ ウム温度補正機能を有するこ とである。12B 超音波流量計 (図 5.2-6)が試作され、流 量計校正装置でナトリウム中 特性試験が行われた。直線性

(図 5.2-7) は±0.6%FS
 (FS=6m/s) と良好であり、
 温度依存性は約 1~2%/100℃、
 零点ドリフトは 0.2%FS 以下

(300℃~400℃)である。気 泡混入については、体積率で 0.5%までは全く測定に支障が なく、約3%を超えるあたりか ら測定不能となることが確認 されている。ポンプループ



図 5.2-6 12B 超音波流量計の構造¹⁹⁾



図 5.2-7 12B 超音波流量計の出力例²⁰⁾

12B 配管に取付けてナトリウム中使用実績を積むと同時に、24B 流量計を試作し、 静止ナトリウム中ではあるが、主として温度依存性やドリフトの評価が行われた。 超音波流量計は直線性や精度が良く、クランプ方式のものを「常陽」の2次系に仮 設し、試験を行なった。

5.2 - 11

(ⅲ)実用化に向けた展開

超音波流量計は口径が大きくなっても検出器はコンパクトとすることが可能であ り、また超音波の移行遅れ時間差も大きくなることから大口径流量計測に適してい るが、流速分布の影響を受けやすい欠点も有する。最近では、超音波素子の耐熱性 の向上に関する研究開発が進展し、500℃以上で配管に直付けが可能となった²¹⁾。 これにより、ガイド棒方式の問題であった、配管への溶接構造物取付の排除、計測 精度の向上に道が拓けた。今後の課題は、24B以上のナトリウム用超音波流量計の ナトリウム中実流試験の実施、上流の直管部の短い(L/Dの小さい)設置位置での 直線性や精度の評価、発受信素子の複数設置(マルチパス方式)などによる改良、 回路の簡素化と信頼性向上、一次系設置の場合は発受信素子の耐放射線性向上等が あげられるが、実用化に向けた主冷却系流量計測、オンサイト校正の基準として有 望な流量計測法である。また、口径が24Bを超えるような大口径配管への適用に際 しては、直管長の短い(L/Dの小さい)領域での直線性や精度を評価し、流速分布 の影響を受けにくい超音波流量計(例えばマルチパス方式)を開発が必要となる。

以上に加えて、電磁流量計でも記述したように、実用炉の配管材質として、高温 強度の向上のために強磁性体である高クロム鋼の採用が検討されているが、この場 合には電磁流量計に代わって、超音波流量計が有望な候補となり、適用に向けた検 討が始まっている。

5.2.2 液位計測 22)

表 5.2-5 に各種ナトリウム用液位計を示す。

抵	抗 型	誘 導		型		
 一 点 式 (接触式)	逃 続 式	一 点 式 (不連続式)	連 続 式	可動式	圧力式	超音波式
検出端へのNa 接触を電気的ス イッチとする	ステンレス等の 抵抗がNa 接液 長さの分変化す ることを利用	2次コイルの差 動出力がNa 被 面通過 時 最大に なる	2 次コイル出力 に誘導される出 力が Na 液位と ともに連続変化	一点式を,上下 駆動させると, Na液面で出力 変化	Na ヘッドを圧 力計又は差圧計 で測定する	超音波がNa 液 面で反射されも どるまでの時間 から求める
Ar Na				ZZZ Ar Z Na	$\begin{array}{c} 272 \\ P_2 \\ Ar \\ \hline \hline \\ P_1 \\ Na \\ \mu \end{array} \xrightarrow{P_1} $	Ar Na Na 完爱信子

表 5.2-5 各種ナトリウム用液位計²³⁾

抵抗型と誘導型はナトリウムの導電性に着目したもので、使用用実績も豊富である。

誘導型は、ナトリウムと非接触で信頼性が高く保守交換性にも優れており、高速

炉プラントやナトリウム試験施設での実績も豊富である。抵抗型には一点式(接触 式)と連続式がある。連続式は直線性や信頼性も良い上、プローブ形状も単純で保 守交換性にも優れている。短所は温度補償がやや複雑なこと、長尺コイル製作の歩 留まりが悪く比較的高価であることである。

圧力式は、ナトリウム液位を圧力計または差圧計で測定するもので、温度によっ てナトリウム密度が変わるため温度補償の必要がある。

超音波式はナトリウム容器の底面に超音波送受信器を取付け、ナトリウム液面で 反射されてもどる時間差から液位を求めるものである。圧力式および超音波式はほ とんど使用されていない。

(1) 抵抗型液位計²⁴⁾

(i)原理と特徴

抵抗型液位計には、1 点式と連続式がある。

1 点式の原理(表 5.2-5 参照)は、ナトリウムが電気の良導体であることを利用 し、容器の上部から吊るされた電気接点がナトリウム液面の昇降によって開閉され ることに基づく。

連続式の原理(表 5.2-5 参照)は、ステンレス等の抵抗がナトリウムとの接液長 さによって変化することに基づく。

(ii) 開発状況と適用実績

接触式は最も簡便で安価であるため、初期のナトリウム試験施設では多く使用さ れたが、容器貫通部の絶縁体へのナトリウムベーパーやミストの付着による誤作動 が多く信頼性にかけるため、誘導型に置き換えられた。連続式はプローブ形状によ り I 型と J 型がある。原理は簡単であるが、構造上プローブの交換性、信頼性から 仏国での使用例の他はない。

(ⅲ)実用化に向けた展開

プラントでの使用は、精度や信頼性の観点から後述する誘導型の採用が主流とな っており、試験施設などで簡便さを活かした使用などに限られる。

(2) 誘導型液位計

(i)原理と特徴^{25)、26)}

誘導型液位計は、1 点式(固定式)と連続式がある。誘導型 1 点式(固定式)液 位計は、1 次コイルと 2 分割された 2 次コイル(3 分割もある)を保護管内に組み 込み、案内管に挿入して使用する。その原理(図 5.2-8 および図 5.2-9 参照)は、 2 次コイルの差動出力がナトリウム液面通過時に最大になることに基づいている。2 次コイル $L_1 \ge L_2$ 全体がナトリウム外にあるとき、 L_1 、 L_2 の差動出力 Va はゼロとな る。 L_1 、 L_2 のいずれか一方がナトリウムに覆われると、ナトリウム中に流れる短 絡電流により、 $L_1 \ge L_2$ の 誘導電圧 (L_1) 出力は Vb_1 、 出力は Vb_2)のバランス が崩れ、Va なる出力が発 生する。Va がピークとな るのはナトリウム液位が と L_2 の中間にきたときで あり、これより液位の検 出が可能となる。

誘導型連続式液位計は、 1 次コイルと 2 次コイル を、測定する点数だけ重 ねて巻いたものを使用し、 外側は保護管に包まれ、 さらに案内管に挿入され る。基本構造を図 5.2-10 に示す。

その原理(図 5.2-11 参照)は、2 次コイルに 誘導される出力が、ナト リウム液位とともに連続 的に変化することに基づ いている。1 次コイルに 交流を流すと、コイル内 部に磁束のが発生する。



図 5.2-8 誘導型固定式液位計の等価回路²⁷⁾



この磁束はナトリウム液 図 5.2-9 誘導型固定式液位計の動作原理²⁸⁾ 位に相当する 1 巻きの短絡コイルと鎖交し、短絡コイルには以下に示す電圧が誘起 される。

ここで、*E*:誘起電圧[V]、*B*₀:1 次コイルによる磁束密度[T]、*S*:コイル断 面積[m²]、*r*:一次コイル半径[m]、μ₀:透磁率[H/m]、*N*:1 次コイル巻数[-]、 *I*:1 次コイル電流[A]、*L*:1 次コイル長さ[m]である。

誘起電圧 E により、短絡コイルには、導電率に比例した電流 I₁が流れ、この電流 が作る磁界は 1 次コイルが作る磁界を妨げる方向であるため、1 次コイル内の磁束 は短絡コイルに流れる電流により変化する。液位模擬コイルは短絡コイルに相当し、
,



図 5.2-10 誘導型液位計基本構造²⁹⁾



図 5.2-11 誘導型液位計の等価回路³⁰⁾

ナトリウム液位とナトリウ ム導電率の変化は短絡抵抗 R_N として表すことができ る。

 R_N の変化を 2 次コイルに 誘起する電圧の変化として 捉えることにより、ナトリ ウム液位の計測が可能とな る。

1 次コイルまたは 2 次コ イルの電気抵抗値の温度変 化を利用し、ナトリウム温 度変化による出力の補償を 行っている。

その特徴は出力の直線性、 精度、信頼性、保守・交換 性に優れていることであり、 課題としては温度補償法に 工夫が必要である。

(ii)開発状況と適用実績³¹⁾

我国のナトリウム液位計 は各社で接触式や抵抗式が 試作され、ナトリウム試験 施設等で使用されていたが、 連続式液位計の本格的開発 は海外高速炉先進国からの 輸入からスタートした。英 国から誘導型連続式液位計 を、フランスから抵抗型連 続式液位計を購入し、ナト リウム中試験が実施された。 しかし、前者は電子回路



(温度補償回路)に不具合が発見され、後者は熱処理に起因すると思われる変形が 生じ、そのまま実用するに至らなかった。

輸入品での技術経験をふまえて連続式液位計の国産化が始められた。「常陽」1 次冷却系には、英国のプローブに国産の電子回路を組み合わせて使用し、同2次系 ダンプタンクにはすべて国産の誘導型連続式ナトリウム液位計(温度補償はアルミ

5.2 - 16

ニウムパイプで行う)が使用されている。この他には誘導型固定点式液位計が使用 されている。

現在使用されている液位計は誘導型が主流であり、各社で製作、市販されるよう になっている。誘導型連続式ナトリウム液位計の構造および特性の一例を図 5.2-12 に示す。

コイルは銅芯線の MI ケーブルを使用し、温度補償は 2 次コイルの抵抗を測定し、 電子回路内で演算処理により行っている。同図中の出力特性に示すような良好な結 果が得られている。オンサイト校正用に固定点式検出コイルが組み込まれている。

「もんじゅ」には上記と同型の液位計が使用されたが、原子炉容器用に有効測定 長 5m の長尺液位計(図 5.2-13、表 5.2-6)も開発され、ナトリウム中試験が実施 されて実用に供されている。



図 5.2-13 誘導型連続式長尺ナトリウム液位計の例 33)

表 5.2-6 誘導型連続式長尺ナトリウム液位計の主要仕様例³⁴⁾

	0		• 74.•
		誘導型連続式校正点付 .	誘導型連続式校正点付
有効測定	長.	1,600 mm	5,000 mm
使用温度範	Ħ	200 ~ 600 °C	·· 200 ~ 600 °C
校正	ti.	30 %, 70 %	30 %, 70 %
耐圧(ウエル	/)	6.7 kg/cnåG	6 kg∕cnắG
出:	́л. ,	DC 4 ~ 20 m A	DC 4 ~ 20 m A
励磁周波	数 • •	2.5 KHz	e i ĉ
直 線	性 -;	± 2%FS	± 1.5 % FS
再現何	生。	± 1%FS	± 0.5 % FS
精	度	± 3%FS	± 2 %FS (温度影響値を
温度影響(値	± 2 % FS (200 ~ 600 °C)	± 1.5 % FS
校正点出	カ	ж. 9 	2
再現(性	± 0.5 % FS	± 0.5 % FS
精	度	± 1%FS	± 0.2 % FS
温度補償;	法	コイル(Cu)抵抗変化による	温度補償コイルによる

ETEC 貸与品

「もんじゅ」炉容器用長尺液位計

(ⅲ)実用化に向けた展開

ナトリウム液位計に関しては、ほぼ開発を終了し、商品化がなされており、開発 上の課題は特にない。

誘導型連続式液位計は、液位検出特性、信頼性、保守交換性、応答性等最も優れ たナトリウム液位計であるが、特に長尺となるとコイル巻付けの製作歩留まりも悪 くなり高価となる。使用数はそれ程多くないため、量産効果が出にくいが、ナトリ ウム試験施設等で使用することも勘案し、安価で信頼性のある液位計が望まれる。

実用化高速炉の設計研究では、原型炉クラスを大幅に超えるような要求仕様は無いものと推測されるが、原子炉容器については、平均流速が 1.5 倍程度に上がっていることから、液面でのガス巻き込み防止のために、上部プレナム部の液深を調整する可能性があり、この場合には液位の計測長の延長が必要かもしれない。従来技術の延長で対応可能と考えられる。

5.2.3 圧力計測 35)、36)

表 5.2-7 に各種ナトリウム圧力計を示す。

a 3

	NaK 封	入式		
検 出 器	ダイヤフラム型 圧 力 計	ベローズ型 圧‴力計	. 渦 電 流 式	平 衡 式
原理	低融点の Na K で圧力伝 送を行い、ダイヤフラム の変位をブルドン管や孫 ゲージで計算する。	低融点のNaKで圧力伝 送を行い,ベローズの伸 縮を差動トランス等で計 測する。 ^{発動ト} ランス マローズ イローズ アンス デンス	ダイヤフラムの変位によ るインダクタンス変化を コイルで検出する。	ベローズの変位がゼロとなるように背圧を加減し、 その時の圧力を続む。

表 5.2-7 各種ナトリウム圧力計 37)

ナトリウム圧力計には専らナトリウム - カリウム(共晶合金、以下 NaK)封入式が 用いられ、ナトリウムの圧力をダイヤフラムもしくはベローズを介して低融点の NaK に伝え、常温にまで導いた上で、最終的にはブルドン管、歪ゲージ、差動トラ ンス等あるいはこれらの組み合わせで計測する。

渦電流式はダイヤフラムの変位を直接コイルで検出するもので、NaK 置換のない 分だけ単純である。構造例を図 5.2-14 に示す。商品化の例もあり、ナトリウム中 での使用実績もある。 平 衡 式、 ヌ ル・バランス式は、 測定すべき対象の 圧力とバランスし た点を電気接点で 検出し、その時の 供給圧力を読む方 式で、例えば燃料 ピン内圧力測定の 例がある。



図 5.2-14 渦電流式ナトリウム圧力計の構造例³⁸⁾

高速炉では、流体が高温のナトリウムであることから、圧力計検出端(検出器受 圧部)は一般産業プラント用のものと異なり、ナトリウム専用のものが必要である。 高温ナトリウム用の圧力計の主要な留意点は次のとおりである。これらに適合した 設計と材料の選定を行なわなければならない。

- ① 測定流体が室温では固体であり、計測対象のナトリウム温度が 200℃~600℃の 高温である一方、圧力変換部は常温雰囲気設置となるので、圧力伝達経路は高温 200℃~600℃から常温までの温度範囲に適合するよう構成とする必要がある。 例えば特殊な置換器を有する圧力計等が必要となる。
- ② 測定圧力が-0.1~1MPa と比較的狭いが、負圧条件での使用が必要なことから、 圧力伝達媒体の選定に際しては、高温、負圧条件に耐えることが必要となる。
- ③ 測定流体であるナトリウムは化学的に活性であるため、全溶接構造による取付 が必要である。
- ④ 1次冷却系で使用される場合は 4×10²Sv/hr 以上の耐放射線構造が必要である。 特に検出器に使用する材料に制約が生じる。
- ⑤ 低温時のナトリウム凝固に対する対策が必要である。

(1) NaK 封入式圧力計

(i)原理と特徴

基本構成および原理を図 5.2-15 に示す。測定液体導入口から受圧部に導かれた ナトリウムはダイヤフラムを押し下げ、これを変位させる。ダイヤフラムの変位量 に対する圧力は、ダイヤフラムと圧力検出部のブルドン管の間のキャピラリーチュ ーブ内に充填された NaK に伝達され、ブルドン管を変位させる。

ブルドン管の変位は、カンチレバーに伝えられて機械的歪に変えられ、この歪がカ ンチレバー上の歪ゲージで電気信号に変換される。電気信号は変換機で規定の信号 に変換され出力される。受圧部の圧力 - 変位変換要素としてダイヤフラムを使用す るものおよびベローズを使用するものなどがある。

また、この方式の圧力計の信頼性は、圧力伝達構成に大きく依存しており、具体 例をあげて説明する。図 5.2-16 に国産ナトリウム圧力計と差圧計の概念図を示す。



図 5.2-15 NaK 封入式ナトリウム圧力計基本構成お よび原理³⁹⁾

た。この欠点を改善した NaK-シリコンオイル封入式ナトリウム圧力計を同図(b) に示す。NaK 導管は短尺且つリジッドで、フレキシブルで長尺のキャピラリにはシ リコンオイルを封入している。同図(c)に NaK-シリコンオイル封入式ナトリウム 差圧計の例を示す。いずれも 450℃程度までのナトリウム圧力計測に適用されてき た。

(ii)開発状況と適用実績

わが国においてもナトリウム圧力計は歴史が古く、各種ナトリウム試験施設において数多く使用されてきた。現在まで使用されてきた圧力計や差圧計は、国産品と 米国 Taylor 社、Gould 社、Kaman 社のものである。

ナトリウム圧力計を高速炉(特に1次系)に適用する場合に重要なのは、検出器 等の耐放射線性と、冷却材バウンダリ確保の考え方である。後者については、ダイ ヤフラムやベローズが薄肉であるため、どこに冷却材バウンダリ健全性の担保を持 たせるかが重要な課題となる。

「常陽」の1次系用 NaK 封入式圧力計(図 5.2-17(a))の場合は、ダイヤフラム と NaK 層をダブルにしている。2段目の NaK の圧力はブルドン管に伝えられ、差動 トランスで検出される。ダイヤフラム肉厚は初段が 0.1mm、2段目は 0.05mm であ る。1次主循環ポンプ出口ナトリウム圧力計の場合、測定範囲-0.1~+1MPa、精度 ±1.5%FS である。原子炉カバーガス圧力計にも同型式の圧力計(但し、測定範囲 は-0.02~+0.02MPa)が使用されている。検出部予熱制御温度範囲が広すぎると、 NaK の体積変化による誤動作を生じる恐れがあるので注意が必要である。2次系に は同図(b)に示す圧力計が使用されているが、放射線雰囲気でないためキャピラリ ーチューブにはシリコンオイルが使用されている。



(c) NaK-シリコンオイル封入差圧計構造概略図

図 5.2-16 NaK 封入式ナトリウム圧力計および差圧計の構造⁴⁰⁾

図 5.2-18 に校正端付 NaK 封入式圧力計の構成 を示す。

大洗工学センターでナ トリウム中特性試験が実 施され、測定範囲-0.1~ +1MPa (耐圧 2.4 MPa)、 最高使用ナトリウム温度 650℃、精度±1%FS の性 能および応答性を確認し ている。この型式の圧力 計は「もんじゅ」にも使 用されている。

 (iii)実用化に向けた展開 ナトリウム圧力計および同差圧計に関しては、
 これまでの経験も多く、
 開発もほぼ終了している。
 強いて今後の開発課題をあけるとすると、次のようになる。

- 1次系のように放射線雰 囲気で使用する場合には、 シリコンオイルを圧力伝 達媒質として使用できな いため、NaK キャピラリ ーチューブを長尺にする か、渦電流式のように導 圧管を用いない方法を選 択することが必要となる。
- ②タンク型高速炉の場合は、 1次主冷却系ナトリウム 圧力測定をナトリウム中 で行う必要があり、ルー プ型炉とは少し異なった 観点からの検討が必要と なる。



図 5.2-17 「常陽」の1次系および2次系用 NaK 封入式圧力計⁴¹⁾



図 5.2-18 校正端付 Na k 封入式圧力計の構成⁴²⁾

JNC TN9410 2005-011

5.2.4 温度計測 43)、44)

表 5.2-8 に各種温度計測法を示す。

熱電対	抵抗温度計	渦電流式温度計	磁気温度計	超音波温度計	ノイズ温度計
ゼーベック効果	金属の抵抗値の 温度依存性	ナトリウムの導 電率の温度依存 性	キュリー点での 強磁性体の 透磁 率の 急激 な変化	音波の伝播速度 の温度依存性	抵抗体に生じる 温度ノイズが絶 体温度に比例
t_1 t_2	HAND STREAM	C Record	透磁率	トラン スジュ ーサ ー サー	V ² =4 KTRΔf
	熟 電 対 ゼーベック効果	 熱電対抵抗温度計 ゼーベック効果金属の抵抗値の 温度依存性 t₁ t₂ t₃ t₄ ホャック効果 G 	 熱電対抵抗温度計 渦電流式温度計 ゼーベック効果金属の抵抗値の 温度依存性 ting <liting< li=""> ting ting ting<</liting<>	熱電対抵抗温度計 渦電流式温度計 磁気温度計 $\frac{1}{4} - \frac{1}{4} - \frac{1}{4}$ $\frac{1}{4} - \frac{1}{4}$ $\frac{1}{4$	熱電対抵抗温度計調電流式温度計磁気温度計超音波温度計 ゼーベック効果金属の抵抗値の 温度依存性 t = +

表 5.2-8 各種温度計測法 46)

この中で高速炉プラントに実装されているものは、熱電対、抵抗温度計(即ち測 温抵抗体)および渦電流式温度計である。

熱電対は比較的精度が良く、自己出力型である上、コンパクトで使いやすいこと から全ての高速炉プラントで使用されている。

抵抗温度計は高精度であるが、使用温度上限があまり高くなく(500℃以下)、 応答性にも劣るため、Rapsodie 炉の原子炉容器出入ロナトリウム温度計測の例な どがあるものの、高速炉プラントへの適用例は少ない。

渦電流式温度計は、炉内計装用渦電流式温度流速計(後述)として我国で開発され「常陽」に開発試験用として実装された他、英国でも研究開発が行われている。

磁気温度計は英国 CDFR の炉心監視計装合理化の観点から提案されたものであり、 研究段階に留まっている。

超音波温度計は高温の計測が可能なことから、実験用計装として FFTF の燃料温度計測に利用された例がある。

ノイズ温度計は温度基準としての魅力はあるものの、開発段階であり、高速炉へ の適用例は見当たらない。

高速炉主要系統の温度計測に用いられる温度計には、ナトリウムのバウンダリを 損なうことなく計測ができること、測定範囲が広く比較的高温(~600℃)の計測 が可能であること、さらに、原子炉内およびその周辺に設置される温度計について は耐放射線性、すなわち中性子照射やγ線照射に対する耐性を有することが求めら れる。また、プロセス計装用温度計でバウンダリを形成する部分(ウェル)はプラン ト設計寿命と同等の設計寿命が要求される。

「常陽」および「もんじゅ」の各系統の温度計環境条件を表 5.2-9 に示す。

の各系統の温度計環境条件40
もんじゅ」
127C
「常陽」
表5.2-9

唐 子		ウェルがナトリウムとのバウ ンダリとなる。	冷却采は常陽の2次系(冷却 器出入口温度)を除き系統の 最高/最低温度	1 次系は炉容器出口温度計の 設置位置での評価		1 次系 , 2 次系のボンブ軸受 セケーシング等は除く。 もんじゅの1 次系は、これら を全て入れると 4 4本/ルー ブ
采	8 h C 👳	Air	505 ~325			10(+6;ACS ※) 1HX出入口 合1本,SH 入口1本,H 口2本,EV 出口5本 人CS系は入 日3本,H口 3本*
2 X	影	Air	472 ~343	1		7(+2; ボットブ T N N N N N N N N N N N N N
1 次 系	\$ & C &	N2	529 ~397	3×10 ⁷ 3×10 ⁸	6×10 ⁴	13/ループ 7 密報出入口 7 名称 7 名称 7 名称 1 日本 3本,出口だ 4本
	影	N2	500 ~370	10 ⁵ (Total)	8×10 ³ .	10(+2;補助系) / テーブ / ケーブ (炉容器出入口 合5本ずつ, 補助系は1日 Xの出入口 (Xの出入口
場 子	もとじゅ	空 気 (原子炉容器外)	~568 (max.)	1.2 × 1 0^{12} 7.4 × 1 0^9	6.2×10^{5}	214 ダブルエレメ ント炉心198 体、プランケ ット16体
も 心	影	空 気 (原子炉容器外)	~550 (max.)	9.4 × 1 0 ¹¹ 9.4 × 1 0 ⁹	$\frac{1.1 \times 10^{12}}{(Photon/cm^2)}$	115 1本/S/A で本設のみ
※約	Щ П Ш	威	割に調めて、いい。	中 住 子 東 (nv) Fast/Thermal	r	主 と 褒 録 圕 本 場 が 数

*空気冷却器出ロナトリウム温度計はダブルエレメントのため,本数は3本たが測定点はり点が

炉内計装用温度計システムの設計例を表 5.2-10 に示す。

プラント 設計諸元		「常陽」	「もんじゅ」	PFR (英)
1.測定対象		燃料集合体出ロナトリウム温	燃料集合体出口ナトリウム温	燃料集合体出ロナトリウム
		度	度	温度
2.測定点	、数	115	214	124
3.測定範	i囲	0~1000°C	150~1000°C	
4. 測 定	中性子束	$9.4 \times 10^{11} \mathrm{nv}$	$1.2 \times 10^{12} \mathrm{nv}$	
部雰囲	γ 線	$1.08 \times 10^5 \mathrm{Gy/h}$	約 6.2×10 3 Gy/h	
风余件	圧力	$\cong 0$	0.075MPa (ウェル内 Ar ガス圧)	
5.システ	ム構成	ウェル型シース熱電対F結線	ウェル型シース熱電対F結	直浸型シース熱電対(一
			線	部)ウェル型シース熱電対
6. 用	原子炉保護			0
途	制御			0
	監視	0	0	0
7.応答性	• •	2.1*~8.9sec	目標 10 秒以下	1~2sec
		(実測値)		(ウェル型の場合)
8.ウェル	仕様	DW 型		
		$6\mathrm{mm}\phi$ / $4\mathrm{mm}\phi$	SUS316	6.4mmφ(外径)
		SUS316		
	ウェル内	N_2	アルゴンガス封入	アルゴンガス封入
	雰囲気条			
	件			
	設計寿命	20 年	30 年	
9. 検 出	仕様	SK 熱電対	SK 熱電対	クロメル-アルメル型
器		非接地型,3.2mmφ,0.75 級	非接地型,3.2mmφ,0.4 級	非接地型,3.2mmφ
		SUS316 シリーズ	MgO 絶縁	MgO 絶縁,ステンレスシー
				ス
	交換周期		6年(計画値)	
10.変換器		mV/I変換器	信号伝送装置	
		出力:4~20mA		
11.計測器		レコーダ	中央計算機 CRT	
		コンピュータ(JOYDAS)		
12.その(也	*溶融金属封入		
		計測系に計算機を使用するこ		
		化、高速化をはかっている。		

表 5.2-10 炉内計装用温度計システムの設計例 47)

温度計測上の留意点は次の通りである。

- ① バウンダリの形成・・・・・・ ウェル等により応答性が損なわれやすい
- ② 測定温度範囲が広い・・・・・・ 比較的高温の計測が必要
- ③ 耐放射線性(原子炉廻り)・・・・中性子照射、γ線照射に対する耐性が必要
- ④ ナトリウムの導電性・・・・・ ナトリウム側に設置されると、ナトリウム中循環電流等によりノイズをひろいやすい。
- ⑤ 保守性 ・・・・・・・・・・ バウンダリの形成にともない実用上 検出器の装荷・交換性が重要となる。

(1) 熱電対温度計

(i)原理と特徴

熱電対は最も多く使用さ れ、図 5.2-19 に示すよう に素線と無機絶縁材を金属 のさや(シース)に収納し たシース熱電対が一般的で ある。

シース熱電対はコンパク トで使いやすく信頼性も高 いが、ナトリウム温度計測 の場合は、シース熱電対を さらにウェル(保護管)の 中に挿入するウェル型シー ス熱電対が多く見られる。 図 5.2-20 に、実機への設 置例を示す。ウェルはバウ ンダリの役目を果すととも に、熱電対故障時に容易に 交換が可能である。



図 5.2-19 シース熱電対 48)

素線は、耐放射線性を有すること、測定範囲が広いこと、比較的精度や直線性が 良く出力も大きいことなどから、専らクロメル-アルメルが用いられているが、燃料温度のように極めて高い温度の計測用にはタングステン-レニウムも試作されて いる。高速炉プラントで使用される熱電対は、通常素線と無機絶縁材(マグネシア が多い)や金属のさや(シース)に収納したシース熱電対が一般的である。シース 熱電対はコンパクトで使いやすく信頼性も高いが、冷却材ナトリウム温度計測の場 合はシース熱電対をさらに保護管(ウェル)中に挿入するウェル型熱電対が多く使 用されている。



図 5.2-20 ウェル型シース熱電対の実機への設置例⁴⁹⁾

(ii)開発状況と適用実績⁵⁰⁾

「常陽」および「もんじゅ」ともに、燃料集合体出口温度計(炉内計装)、主冷 却系等ナトリウム温度計としてはいずれも冷却材バウンダリの形成と熱電対の保守 交換性から、ウェル型熱電対が使用されている。

熱電対の課題は、高温耐久性、熱サイクル耐久性、耐放射線性(中性子照射)および応答性である。

国内および海外のデータから、約 600℃、10000 時間の高温耐久性、熱サイクル 耐久特性(-50~-100℃/sec、約 4600~15000 回)、最大 10²²nvt までの中性子照 射特性に関する試験が行われ、クロメル-アルメル熱電対の初期ドリフトおよびわ ずかではあるが長期にわたる熱起電力の漸増に注意すべきことが明らかになった。 前者に対しては出荷前のエージングが効果的とも言われている。

シース熱電対の応答性に関しては、水中およびナトリウム中試験によりウェル型 熱電対を含めて応答特性が把握されている。

(ⅲ)実用化に向けた展開

温度計としては前述してきたように、もっぱらクロメル-アルメルシース熱電対 が用いられ、その信頼性や応答性も確認されてきており、通常の使用においては、 今後の開発課題は特にないが、ウェルの損傷によるナトリウムバウンダリ破損の経 験を踏まえてウェルの設計(仕様、設置、流力振動など)に留意の必要ある。

また、炉心監視・異常診断等に使用される燃料集合体出口温度計においてはさら なる速応性熱電対の開発が望まれる。これは、単に温度変化をすばやく検出するだ けでなく、応答の遅い温度計では検出できない微少な異常を、雑音解析の助けをか りて感度良く検出すること可能とするためである。図 5.2-21 に日本で発案され、 Super Phenix にも実装されたステンレス-ナトリウム熱電対の原理図を示す。

5.2 - 27

ステンレスシース先端表面で、 ステンレスとナトリウムのゼ ーベック電位差に基づく熱起 電力(約 10 µ V/℃)が発生 するため、1 対のプローブ間 に温度差ΔT に比例する出力 が得られる。原理上、熱起電 力はナトリウムとの接液部で 発生するため応答性は極めて 高く(我国で実測された時定 数は 4ms 以下)、信頼性向上 のためシース径を太くしても 応答性に影響のないことが特 徴である。ただし、接地型で ありノイズをひろいやすいこ と、1 対のプローブが必要な ことから、プラントへの実装 上の工夫が必要となる。



図 5.2-21 ステンレス-ナトリウム熱電対の原理図 51)

(2) 超音波温度計⁵²⁾

(i)原理と特徴

「もんじゅ」の2次主冷却系ナトリウム漏えい事故を受けて、漏えい箇所となっ た温度計保護管(ウェル)のような配管内への挿入物を必要としない温度計測手法 の開発が行われている。配管外から内部のナトリウムを透過して伝搬する超音波を 利用するもので、ナトリウム中の音速がナトリウム温度に対応して変化するので、 配管外から超音波を送受信し、ナトリウム中の超音波伝搬時間を測定することでナ トリウム温度を求める。



超音波によるナトリウム温度計測の原理を図 5.2-22 に示す。

図 5.2-22 超音波温度計の温度計測の原理 53)

ナトリウム中の伝搬時間 t (s) を測定し、その値で伝搬距離Dr (m) を除して ナトリウム中の音速Vを求め、音速とナトリウム温度T (℃)の関係⁵⁴⁾からナト リウム温度を求める。

 $V = Dr / t \cdots (5.2-10)$ V = 2577. 14-0. 524 T \cdots (5.2-11)

本温度計の特徴はナトリウムバウンダリを貫通することなく、容器や配管の外表面から、内部のナトリウム温度を計測できることにある。

(ii)開発状況

超音波による配管内流体の温度計測については、過去に水試験等で原理的に音速 の変化から内部流体の温度が算出できることが確認されている。しかし、水とナト リウムの温度による音速変化値や伝搬特性の違い、使用温度が高温であることによ る超音波トランスデューサの特性変化(高温耐久性など)や配管の熱膨張の影響な どについては、実際にナトリウムを用いた試験により評価することが必要であった。 そこで、ナトリウム温度計測への適用可能性を判断するために、ナトリウム試験ル ープを使ったナトリウム実液試験が実施された(図 5.2-23 参照)。



図 5.2-23 超音波温度計のナトリウム実液試験の様子 55)

また、高速炉用の試験検査用計測技術開発で培った超音波トランスデューサの高 温適用化の成果を踏まえて、従来は不可能であった 500℃の配管への直付けも試み られた。試験では、超音波温度計の基本的な配管内ナトリウム温度計測特性として、 ナトリウム流速やカバーガス圧力等のナトリウム温度以外の影響や、同一条件での 再現性、総合的な計測精度などが評価された。その結果、図 5.2-24 に示すように、 懸念されたナトリウムの流速変化、カバーガスの圧力変化、ナトリウム中の不純物 濃度変化等の計測精度に与える影響因子が有意な外乱要因とはならないことが確認 され、超音波による温度計測値と基準温度計との差は、最大でも約 2℃強程度とな り、高精度が期待できることがわかった。

今後、プラントに適用しうる信頼性や耐久性を実証する観点から、「もんじゅ」 に設置して試験に供される計画となっている。将来的には、ナトリウムバウンダリ の非貫通型計装の実現が望ましく、ナトリウム漏えい防止に有効な手法として期待 される。



図 5.2-24 超音波温度計のナトリウム温度に対する超音波伝搬時間変化 50)

[参考文献]

- 実証炉設計技術検討 WG 編: "高速増殖実証炉第2巻 プラント系統別の検討第6分冊、計測制御設備の検討"、PNC TN941 84-101(6)、p.9(1985)
- 2) 参考文献 1)
- 3) 荒 邦章、亀井 満; "高速炉用計装機器の開発"、PNC N9410 88-117、 p.24、(1988)
- 4) 高速炉計測制御専門委員会 ナトリウム流量計小委員会編;"ナトリウム用電磁流 量計に関する技術資料"、PNC ZN241 85-09(1985)
- 5) 参考文献 1)
- 6) 参考文献 4)
- 7) 参考文献 1)、p.38
- 8) 参考文献 1)、p.39
- 9) 参考文献 1)、p.40
- 10) 新部 信昭、他;"ナトリウム用小型永久磁石式電磁流量計の開発(1)開発の概要"、日本原子力学会「2002 年秋の大会」I35(2002)
- 11) 竹島 徳幸、他;"ナトリウム用小型永久磁石式電磁流量計の開発(2)電磁流量 計試験体の設計とナトリウム試験による性能確認"、日本原子力学会「2002 年秋 の大会」I36 (2002)
- 12) 参考文献 10)
- 13) 清水 武司、他;"ナトリウム用小型永久磁石式電磁流量計の開発(3) FALCON
 コードによる出力特性の検討"、日本原子力学会「2002 年秋の大会」I37 (2002)
- 14) 参考文献 1)
- 15)遠藤 昭; "高速炉の計装"、JNC TN941 2002-003 (2003)
- 16) 参考文献 4)
- 17) 参考文献 1)
- 18) 参考文献 1)、p.42
- 19) 参考文献 1)、p.43
- 20) 参考文献 1)、p.43
- 21) 高須 宏雄、他;"ナトリウム技術実用物性値表"、PNC TN941 81-73、 pp.9-15 (1981)
- 22) 参考文献 1)
- 23) 参考文献 3)、p.23
- 24) 動力炉·核燃料開発事業団;"基礎高速炉工学"、日刊工業新聞社(1993)
- 25) 参考文献 24)
- 26) 高速炉計測制御専門委員会 ナトリウム液位計小委員会編; "誘導型ナトリウム 液位計に関する技術資料"、PNC ZN241 83-03 (1983)
- 27) 参考文献 26)、p.12

JNC TN9410 2005-011

- 28) 参考文献 26)、p.12
- 29) 参考文献 26)、p.9
- 30)参考文献 26)、p.10
- 31) 参考文献 1)
- 32) 参考文献 1)、 p.57
- 33) 参考文献 1)、p.59
- 34) 参考文献 1)、 p.58
- 35) 高速炉計測制御専門委員会 ナトリウム圧力計小委員会編;"ナトリウム圧力計 に関する技術資料"、PNC TN241 84-03 (1984)
- 36) 参考文献 1)
- 37) 参考文献 3)、p.23
- 38) 参考文献 1)、p.71
- 39) 参考文献 24)
- 40) 参考文献 1)、p.76
- 41) 参考文献 1)、p.77
- 42) 参考文献 1)、p.78
- 43) 参考文献 1)
- 44) 温度計技術資料作成作業部会編; "高速増殖炉用温度計に関する技術資料"、 PNC ZN2410 87-003 (1987)
- 45) 参考文献 3)、p.24
- 46) 参考文献 44)、p.13
- 47) 参考文献 44)、p.49
- 48) 参考文献 3)、p.43
- 49) 参考文献 44)、 p.66
- 50) 参考文献 1)
- 51) 参考文献 3)、p.43
- 52) 参考文献 4)
- 53) 林田 均、他;"高速炉主配管用超音波温度計のナトリウム試験"、サイクル機 構技報、No.5、pp.9-15 (1999)
- 54) 参考文献 21)、pp.9-15
- 55) 参考文献 53)、pp.9-15
- 56) 参考文献 53)、pp.9-15
- 57) 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター;"高速増殖炉技術読本"、PNC PN9520 91-006、p.9-56 (1991)

5.3 監視計装

本節では、プラントの状態監視や健全性確認のために設けられる計装機器につい て解説する。これらの計装機器は、使用する冷却材や構成機器の特徴に依存してお り、ナトリウム冷却型炉においては、ナトリウムに固有の計装機器技術が開発、適 用されている。

5.3.1 ナトリウム漏えい検出¹⁾

一般に、液体ナトリウム冷却型高速炉のナトリウムバウンダリは延性に富むオー ステナイト系ステンレス鋼で形成され、内圧も低いので、たとえ構造材料中に欠陥 が生じても大破損への急激な進展はなく、貫通型亀裂による微少ナトリウム漏えい が先行する。そのため、これを検出することにより異常を軽微な段階にとどめ、プ ラントの安全性を確保することができる。この LBB (leak before break)の考え 方は液体金属冷却型炉に特徴的な概念で、各国ともほぼ共通の認識を持っている。

通電式は通電したリード線が漏えいナトリウムによって接地もしくは短絡される ことにより漏えいを検出する方法で、最も単純かつ安価な方法である。しかし、異 物や吸湿等による誤動作が多く、信頼性に欠けるのが難点である。

通電式に対して、より微少な漏えいを検知する事ことを目的に、配管等のナトリ ウムバウンダリの亀裂貫通時に漏えいする極微量のナトリウムミストやエアロゾル を検出するガスサンプリング式の漏えい検出方式がある。

「もんじゅ」のナトリウム漏えい事故を契機として、高速炉の実用化に向けてよ り信頼性の高い高感度な漏えい検出手法について研究開発が進められている。これ は、レーザーを応用した手法であり、ナトリウムを選択的に検知することが可能で あり、優れた信頼性の実現が期待される。

以下に、各漏えい検出器について紹介する。

(1) 接触通電式ナトリウム漏えい検出器

通電式は通電したリード線が漏えいナトリウムによって接地もしくは短絡された ことを検知して漏えいを検出する方法で、もっとも単純かつ安価な方法である。し かし、異物や吸湿等による誤動作もあり、信頼性にやや欠けるのが難点である。こ のため、絶縁性の確保など信頼性を向上させるために形状や構造の工夫を施して使 用されている。「常陽」のナトリウム漏えい検出器を図 5.3-1 に示す。

「常陽」の1次主冷却系配管は2重管式のため、(a)のような通電式プローブ型 漏えい検出器が配管に沿って設置されている。また、2次系配管には(b)のよう な通電式プローブ型漏えい検出器が設置されている。一方、ナトリウム試験施設で は、上記の他に、ステンレス線を碍子に通した方式や MI ケーブルのシースに孔を あけたものなど種々の形式のものが使用されている。

5.3 - 1



図 5.3-1 「常陽」のナトリウム漏えい検出器の例²⁾

(2) ガスサンプリング式ナトリウム漏えい検出器

「もんじゅ」では、LBB 思想を設計に採用するため、漏えいを微少な段階で早期 に検出することが要求された。このため、微少漏えい規模として定義される 100g/hr 級の漏えいを検知するための手法として、ガスサンプリング方式が開発、 適用されている。ガスサンプリング方式の検出器には次の方式がある。

(i) イオン化式ナトリウム漏えい検出器

SID (Sodium Ionization Detector) は漏えいナトリウムエアロゾルを配管等 を介してサンプリングし、ナトリウムをフィラメント等でイオン化してイオン電流 値を計測する方法であり、微少なナトリウム漏えいを高感度で検出できる。SID は ナトリウムをイオン化する必要上、1 次系のような酸素濃度が極端に低い雰囲気で のナトリウム漏えい検出に適する。図 5.3-2(a)にその概念を示す。

(ii) 放射線式ナトリウム漏えい検出器

RID (Radiative Ion Detector) は、例えばアメリシウム (Am) からのα線が ナトリウム酸化物等の微粒子により妨げられ、その分イオン電流が低下することを 利用した方法で、高感度を期待できる。図 5.3-2(b)に概念を示す。

以上の他に、ナトリウムエアロゾル(その他酸化物を含む)によるフィルター部 での目詰まりを利用し、その差圧変化から漏えい検出する DPD(Differential Pressure

Detector)も開 発試験が行われ ていむの SID や RID とれるして で設たれるもの で設信号を成出し た場合に、DPD の析してナトリ



図 5.3-2 イオン化式および放射線式ナトリウム 漏えい検出器の概念³⁾

ウムの付着の有無から漏えいの判断を行っている。また、いわゆる煙感知器もナト リウム漏えい検出器の一種といえる。

図 5.3-3 に、微少ナトリウム漏えい検出システムの概念を示す。また、これらの 微少漏えい検出系は、「もんじゅ」への適用のために、基礎試験やナトリウム漏え いを模擬したシステム検証試験が行われ、実機設計に反映された。



図 5.3-3 ナトリウム漏えい検出システム構成の概念⁴⁾

(iii) レーザー式漏えい検出器⁵⁾

高速炉の実用化に向けて、ナトリウムの選択的検知が可能な手法の採用が求めら

れており、「もんじゅ」のナトリ ウム漏えい事故を契機として、そ れに応えるために、新たにレーザ ーを応用した検知手法の開発が行 われている。この方式の特徴は、 高感度に加えて、ナトリウム以外 の元素や化合物などのダスト、エ アロゾルの影響を受けずに、誤信 号を無くし、高い信頼性を実現し うる可能性を有する事にある。

ナトリウムエアロゾルの計測原 理を図 5.3-4 に示す。

原子を励起状態とするために、 LIBS ではレーザーを使用する。 ピークエネルギーが大きいパルス レーザー光をレンズで集光すると、 焦点領域にある物質は高温、高密





度となりプラズマが形成される。この現象をブレークダウンと呼ぶ。測定対象とす る物質がブレークダウンされ、原子状態やイオン状態となってエネルギーの高い状 態に励起された後、元のエネルギー状態に戻る時に、その元素固有の波長の光が放 射される。原子からの光の放出は(5.3-1)式で示される。エネルギーの高い状態を m、 元のエネルギー状態を n とすれば、放出される光の振動数 v_{nn} は、遷移するエネル ギー準位間のエネルギー差($E_n - E_n$) との間に次のような関係がある。

ここで、E_m、 E_n:原子のエネルギー準位、 h:プランク定数である。 この時の発光強度 I_{mn}は、次の(5.3-2)式で示される。

ここで、 A_{mn} :1個の原子当り毎秒状態 m から状態 n への遷移の数(アインシュタインの A 係数)、 N_m :エネルギー状態 E_m に分布する原子の密度である。

(5.3-2) 式に示されるように発光強度は原子数に比例して変化するため、この 発光を分光し発光強度を計測することにより、成分や濃度を計測することが可能と なる⁷⁾。

ナトリウム原子の発光の場合には、それぞれ波長が 589.592nm および

588.995nm である DI 線および DII線を放射するため、これらの波長を識別するこ とにより、ナトリウムの存在を定性的に検出することが可能である。この発光には、 イオンの再結合時の放射、電子の制動放射、高温の固体粒子からの黒体放射、分子 によるバンドスペクトルによって、連続波長成分であるバックグラウンド光⁸⁾が伴 う。ナトリウム原子からの正味の発光強度を、バックグラウンドの発光強度を差し 引いて求め、濃度を推定する。

レーザーブレークダウン蛍光発光法については、現在までに原理確認を終え、要素開発および性能評価のための試験研究が実施されており、高速炉プラントへの適 用性、信頼性向上の見通しが得られている。

5,3,2 不純物計測

1 次系および 2 次系の冷却材ナトリウム中の酸素、水素などの不純物濃度は、コ ールドトラップの連続的または間欠的運転により低レベルに制御されるとともに、 プラギング計によりこれらの飽和温度がオンラインで計測され、常時監視される。

プラギング計はナトリウム純度を測定する比較的簡便な計測器で、広く使用され てきた。オリフィスに析出する不純物の飽和温度から不純物濃度を知ることができ る。

プラギング計の他、ナトリウム中不純物のオンラインモニタとしては、酸素計、水 素計、炭素計などが開発されてきているが、プラントによりその設置状況は異なる。 ここでは、高速炉プラントに設置されるオンライン不純物計について紹介すること とし、オフラインで行なう分析法やナトリウムサンプリング技術については 6 章で 扱う。

(1) プラギング計^{9)、10)}

(i) 種類、原理

プランギング計は、そのオリフィス部の形状に基づいてオリフィス型、バルブ型、 フリット型に分類される。国内では、オリフィス型の使用実績が最も多い。図 5.3-5 にプランギング計の基本構成を示すが、冷却・加熱装置、プランギングオリ フィス、温度計、電磁ポンプ、電磁流量計から構成される。原理は、ナトリウム中 不純物がその飽和温度以下の温度条件で析出するという性質を利用することにより、 飽和温度を測定し、あらかじめ用意された不純物溶解度とナトリウム温度との関係

(不純物溶解度曲線(式))との対比から、間接的にナトリウム中不純物を測定す るものである。プランギング計は、析出不純物が何であるかを知るための不純物識 別にも使用され得る。

(ii)要求事項および留意点

プランギング計に要求される事項を以下に示す。

① 定常時、非定常時での不純物の飽和温度測定による不純物濃度の監視

JNC TN9410 2005-011



不純物レベルの上昇を測定できる範囲を測定上限とする。

- ③ 測定精度は不純物飽和温度の変化(10℃相当)を検出可能なこと
- ④ 連続的な監視が可能なこと
- ⑤ 測定作業が簡単で時間を要さないこと 留意点として次の事項が挙げられる。
- a 放射性腐食生成物の抑制(1次系)や水リーク検出系のバックグラウンドの低減 (2次系)等の観点から、コールドトラップの運転温度は低温にする傾向にある。 これに対応してプランギング計の測定下限も低くなる(110℃)ので、測定時の 過冷却度を小さくすること(自動振動式測定法)や、温度制御の追従性をよくす ること(自動連続測定法)に留意する必要がある。
- b 系統のナトリウム純度を代表できる位置に設置する。プラギング計はコールドト ラップと共に純化系としてプラント内に設置される場合が多いので、コールドト ラップ等と整合性のとれた配置とする。
- c プラギング計内のガス抜き、およびナトリウムドレンが可能な配置とする。
- d 1 次系については、被ばく低減を考慮した配置とする。
- e 接続系統の圧損の影響を考慮して配置する。
- f 自動連続式測定法、自動振動式測定法、手動測定法の3モードの運転が可能とな るように備えておき、プラントの要求に応じた測定モードを選択できるようにし ておくことが望ましい。
- g フィルタ交換のための良好な作業性
- h フラッシング運転対策
- I 粒状不純物による閉塞対策

(2) 水素計^{12)、13)}

(i) 概要と原理

蒸気発生器の水リーク検出計として水素計の開発が進められてきた。ニッケル拡 散膜・イオンポンプ式が採用され、実用化されている。水素計には、ナトリウム中 に浸漬して設置されるものの他に、カバーガス中の水素を検出するために、ニッケ ル膜をベーパトラップの前に設置し、カバーガスを強制的に循環させる強制循環型 と、蒸気発生器のカバーガス空間に直接ニッケル膜を挿入する直接挿入型がある。 水素計の原理を図 5.3-6 に示す。

ニッケルの薄膜を通して水素が拡散する性質を利用し、予め真空状態にしておい た検出部にナトリウム中から拡散してきた水素による圧力の上昇を、真空計あるい はイオンポンプ電流の変化から求めることに基づく。ナトリウム中の水素濃度(水 素分圧)が一定で変化しない場合には、ニッケル薄膜からの水素流束も一定であり、



図 5.3-6 水素計の原理¹⁴⁾

この状態でイオンポンプの排気速度も一定であれば、真空室内の圧力分布は動的な 平衡状態となる。水素計は通常運転時この状態で水リークをモニタする。水リーク が発生してナトリウム中の水素分圧が増加した場合には、真空室内の動的平衡状態 がくずれて、圧力が増加するので、この変化を真空計あるいはイオンポンプの出力 で検出することによって水リークを検出することができる。この運転モードを「動 的平衡運転」と言い、ナトリウム中水素濃度*C_{NH}*[wt ppm]は以下の関係式で表され る。

あるいは

ここで、 K_H : Sieverts 定数 [wt ppm/mmHg^{1/2}]、d: ニッケル膜厚 [cm]、K: 水素のニッケル膜透過率 [cm³mmHg^{1/2}/sec]、 S_{IP} : イオンポンプ排気速度 [cm³/sec]、 P_{IP} : イオンポンプ部圧力 [mmHg]、 C_{MP} : 真空側コンダクタンス [cm³/sec]、A: ニッケル膜面積 [cm²]、 S_N : 超高真空電離真空計部排気速度 [cm³/sec]、 P_N : 超高真 空電離真空計部圧力 [mmHg]である。Sieverts 定数 K_H は実験的に求められており、 例えば次式で表される。

$$\log K_{H} = 0.86 - \frac{122.0}{T}$$
 (30wt ppb $\leq C_{NH} \leq 1$ wt ppm) ···(5.3-5)

ここで、*T*:ナトリウム温度[K]である。

また、水リーク量を定量的に測定するためには、この水素計の出力とナトリウム 中水素濃度の関係曲線を得る必要がある。この関係曲線は校正試験により得られる。 イオンポンプを停止するか、あるいは隔離して、ナトリウム中水素分圧とニッケル 膜を透過する水素による真空側の圧力とを静的に平衡させることによって、ナトリ ウム中水素濃度の絶対値を測定するものである。この運転モードを「静的平衡運 転」と言い、ナトリウム中水素分圧 *P_{NH}* [mmHg] は以下の関係式で表される。

$$\sqrt{\frac{P_M}{P_{NH}}} + \ln\left(1 - \sqrt{\frac{P_M}{P_{NH}}}\right) = -\frac{K \cdot A}{2V \cdot d \cdot P_{NH}^{1/2}} \cdot t \cdots \cdots \cdots (5.3-6)$$

ここで、 P_M :真空系拡散膜部圧力[mmHg]、V:拡散膜-隔離弁間の真空系容積 [cm³]、t:時間[sec]である。

上記関係式において、充分時間が経過すると、 $P_M = P_{NH}$ 、つまり拡散膜部圧力はナトリウム中水素分圧と等しくなり、水素分圧を知ることができる。また、圧力上昇率よりニッケル膜中の水素の透過率Kを求めることができる。

参考

カバーガス中水素系の場合

「動的平衡運転」のカバーガス中水素濃度C_{GH}

$$C_{GH} = \frac{\left\{\frac{d}{K} \cdot \frac{S_{IP}}{A} \cdot P_{IP} + \left(1 + \frac{S_{IP}}{C_{MP}}\right)^{1/2} P_{IP}^{1/2}\right\}^2}{P_{total}} \times 10^6 \cdots (5.3-7)$$

ここで、*P_{total}*:カバーガス圧力である。 「静的平衡運転」のカバーガス中水素分圧*P_{GM}*は

$$\sqrt{\frac{P_{M}}{P_{GH}}} + \ln\left(1 - \sqrt{\frac{P_{M}}{P_{GH}}}\right) = -\frac{K \cdot A}{2V \cdot d \cdot P_{GH}^{1/2}} \cdot t \cdots \cdots \cdots \cdots (5.3 \cdot 8)$$

(ii) 開発状況と今後の展開

開発は、大洗工学センターを中心に、初期には輸入品の評価を含めて、試作やナトリウム中の試験を経て進められてきた。図 5.3-7 に PNC 型と呼ばれる水素計の構造を示す。使用温度は 500℃(ニッケル拡散膜部)、測定範囲は 45ppb から 10ppm 程度で、長時間に及ぶ

ナトリウム中の試験に より性能が実証されて いる。

カバーガス中の水素 計の例を図 5.3-8 に示 す。



図 5.3-7 PNC 型水素計の構造¹⁵⁾

理を図 5.3-9 に示す。

酸素(水素)イオン導電性の固体 電解質を隔壁として一方に分圧既知 な参照ガス(水素)を封入し、他方 をナトリウムに接触させると、水素 濃淡電池が形成され起電力が発生す る。

- 1 起電力はネルンスト式(5.3-9) に従って発生する。
- ② 参照極側の水素濃度を一定とす ると、ナトリウム中の水素濃度変 化に対応した起電力が発生する。 この時、水素濃度と起電力の間に
- は、次の関係が成り立つ。

 $E = \frac{RT}{nF} \ln \frac{PH_2(基準)}{PH_2(Na\psi)}$(5.3-9) $n: n = 2 for H_2$ E: 起電力(V) $R: ガス定数8.314(J/k \cdot mol)$ F: ファラデー定数96485(C/mol) $PH_2(基準) : 水素ガス分圧(atm)$ $PH_2(Na\psi) : 水素ガス分圧(atm)$

この方式の特徴として 以下が挙げられる。 a 原理的に応答が速い b 広範囲の規模の水リー ク検出が可能 c 付帯設備が少ない d 酸素計も同様の原理で 計測が可能

一方、ナトリウム中使 用における計測計として の適正化、並びにナトリ ウム中での信頼性や耐久 性などが検証されていな



図 5.3-8 カバーガス中の水素計の例¹⁶⁾



図 5.3-9 固体電解質水素計の原理¹⁸⁾

いため、素子の試作と小規模ナトリウム試験が行われ、その適用性が明らかになっ てきている。今後は、ナトリウム中水素計としての最適化を図り、ナトリウム実液 中での機能や性能に係わる試験研究が計画されている。

(3) 酸素計

オンラインモニタとしての酸素計は「常陽」や「もんじゅ」に採用されていない

が、2次系酸素濃度のオンライ ン計測、蒸気発生器伝熱管の微 少リーク早期検出の観点から、 電気化学式酸素計(Th0₂-Y₂0₃) 固体電解質)の実用化の可能性 を調べるため、PNC 型 (Cu-Cu20 基準電極)、WH型(空気 -白金基準電極)、GE/東芝型 (In-In₂0₃ 基準電極、図 5.3-10) が順次試験された。PNC 型 酸素計は固体の基準電極が使用 されているため、起電力の安定 性が劣り実用的でない。WH 型と GE/東芝型は温度および酸素濃 度に対する出力特性はおおむね 良好で、実用上特に問題ないと 判断された。酸素計の寿命は主 として固体電解質(Th0,-Y,0,) の破損により支配されるが、セ ラミックセンサーの製作法と非 破壊検査法が改善されれば長寿 命化の可能性があると考えられ る。



図 5.3-10 ナトリウム用酸素系の概念 (G E/東芝型)¹⁹⁾

5.3.3 燃料破損位置決め計装²⁰⁾

炉心状態の監視を行う装置の中で、燃料の健全性を運転中に連続して監視する装置の1つとして破損燃料検出および位置決め(燃料破損位置検出;Fuel Failure Detection and Location; FFDL)装置がある。

FFD には、カバーガス法と遅発中性子法があり、FFDL としてはタギング法とセレ クタバルブ法およびシッピング法が主流をしめている。

表 5.3-1 に燃料破損位置決め計装を示す。

それぞれの方式に共通した検出の原理は、あらかじめ燃料ピン内に封入された気

5.3 - 11

体、または燃焼によって生成された核分裂生成物(FP)等が、破損した燃料から冷 却材またはカバーガスに移行する現象を利用したものである。これらの方法のうち いずれを選択するかは、安全上の要求、原子炉構造、機器配置開発状況等の要素を 検討した上で決定する。したがって、世界各国の高速炉ではおのおの異なった方式 を採用している。

これら、FFD および FFDL 技術は原子炉プラントに共通する技術であり、特段に ナトリウムとの関連で限定されることは無いが、FFDL のうち、セレクタバルブに ついては、炉内の燃料集合体からナトリウムをサンプリングし、ナトリウム中で特 殊なバルブ機構を使用する。従って、ここでは、セレクタバルブ方式について、ナ トリウム技術との関連を中心に解説する。

表 5.3-1 燃料破損位置決め計装²¹⁾

方式・方法名	検出の方法
 1. FFD 方式 カバーガス法 (CG 法) プレシピテータ法 マスペクトル法 (2) 冷却材監視法 遅発中性子法 (DN 法) 	破損時に放出される比較的短寿命の微粒子状の FP を静電的に捕集し計測する。 破損時に放出される FP をカバーガス中でγ線スペ クトルにより測定する。 破損時に放出される FP のうち遅発中性子を放出す る核種を Na 中で検出する。
 2. FFDL 方式 (1) タギング法 (2) セレクタバルブ法	燃料ピンの中に各種の希ガス同位体を封入してお き、破損時に放出される同位体を質量分析器で検出 し、破損燃料を同定する。 燃料集合体ごとまたはグループごとに Na をサンプ リングし、溶存している FP を検出する。 集合体中のナトリウムに含まれる FP ガスを吸い上 げて検出する。

(1) セレクタバルブ法²²⁾

破損燃料位置検出技術の一つとして、炉内に装荷された各燃料集合体の頂部から サンプリング管を介してナトリウムをサンプリングし、遅発中性子を測定する方法 である。「もんじゅ」の開発初期においては、その採用が検討され、開発試験が実 施されたが、最終的に「もんじゅ」にはタギングガス法が採用された。

開発試験は、水中での基本機能確認を経て、ナトリウム中試験が実施された。使用された試験体の構造を図 5.3-11 に示す。

課題は、ナトリウム中でのバルブの固着防止、熱による変形や歪の防止、耐久性、 信頼性の確保が挙げられる。

5.3 - 12

高速炉の実用化に向けては、運転中に破損位置の同定を求めることから、タギン グガス法およびセレクタバルブ法の何れかが、その有力候補となるが、タギングガ ス法がコスト高であるために、セレクタバルブ法の採用が指向される状況にある。 実用化への課題は、前述の開発課題に加えて、実用化プラントが建設費低減方策と して原子炉容器のコンパクト化が必須であることから、セレクタバルブ機構につい ても大幅な小型化が要求されている。



図 5.3-11 セレクタバルブ試験体の構造²³⁾

JNC TN9410 2005-011

[参考文献]

- 実証炉設計技術検討 WG 編;"高速増殖実証炉第2巻 プラント系統別の検討、 第6分冊、計測制御設備の検討"、PNC TN941 84-101(6)(1985)
- 2) 参考文献 1)、p.103
- 3)動力炉・核燃料開発事業団;"基礎高速炉工学"、日刊工業新聞社、p.201、 (1993)
- 4) 参考文献 1)
- 5) 大高 雅彦、他;"レーザー誘起ブレークダウン分光法を用いたナトリウムエア ロゾル検知に関する研究"、サイクル機構技報告、No.18、pp.23-28(2003)
- 6) 参考文献 5)、p.24
- 7)清水 武司、他;"ナトリウム用小型永久磁石式電磁流量計の開発(3)FALCON コードによる出力特性の検討"、日本原子力学会「2002 年秋の大会」I37 (2002)
- 8) 遠藤 昭; "高速炉の計装"、JNC TN4400 2002-003(2003)
- 9) 不純物計技術資料作成 WG: "ナトリウム不純物計に関する技術資料(I)"、PNC ZN2410 86-001(1986)
- 10) 不純物計技術資料作成 WG: "ナトリウム中不純物計に関する技術資料(Ⅱ)"、 PNC ZN2410 86-010(1986)
- 11) 不純物計技術資料作成 WG: "ナトリウム不純物計に関する技術資料(I)"、 PNC ZN2410 86-001、p.14(1986)
- 12) 参考文献 1)
- 13) 参考文献 10)
- 14) 参考文献 10)、P.10
- 15) 参考文献 1)、p.99
- 16) 参考文献 1)、p.100
- 17)山下 晃弘、他;"高速炉-SG 伝熱管水リーク検出用固体電解質式水素計の開発(その1)"、日本原子力学会「1999年秋の大会」、H15(1999)
- 18) 参考文献 17)
- 19) 参考文献 1)、p.98
- 20) 参考文献 1)
- 21) 参考文献 1)、p.194
- 22) 亀井 満、他、編;"高速増殖炉研究開発成果の概況〔6〕"、PNC ZN241 82-23(1982)
- 23) 参考文献 22)、p.61

5.4 特殊計装

本節ではこれまでの節には属さないナトリウム計装である、ナトリウム透視装置、 ポンプ軸変位計、燃料集合体出口流速計、炉内音響検出器について説明する。

5.4.1 ナトリウム透視装置¹⁾

米国の Fermi 炉における燃料溶融事故以来、光学的に不透明なナトリウム中の炉 内状況を観察する方法の必要性が高まった。この経験を踏まえて、ナトリウム透視 装置の開発が進められた。ナトリウム透視装置は、ナトリウム中の伝搬特性の良い 超音波で炉内を走査し、その反射波を受信して信号変換し画像化する装置である。 2種類の装置の開発が行われた。1つは炉内の対象物(燃料集合体や他の構造物) に接近して、物体からの直接反射信号を得てその状態を観察する垂直型ナトリウム 透視装置 (V-USV) で、他は反射波を用い炉心上部を超音波でスィープし、炉停止 時に制御棒が炉心内に正しく挿入されていること、燃料集合体が炉上部機構と干渉 していないこと等を確認し、燃料交換に支障がない情報を得る水平型ナトリウム透 視装置 (H-USV) である。

(1) 原理と特徴

ナトリウム透視は超音波を応用した技術であり、液体ナトリウム中の構造物の形 状を画像化するものである。その原理は次のとおりである。液体ナトリウム中に超 音波発受信素子を浸漬し、発信素子から放出された音圧が液体ナトリウムを伝搬し て対象物に到達し、その表面で超音波が反射し、超音波受信素子で受信する。この 過程で、超音波の発信から受信までの時間は、超音波発受信素子と観察対象物との 距離に依存しているので、この時間を計測をすることによって対象物との距離を求 めている。対象物は静止しているので、超音波発受信素子を走査することにより、 対象物表面の2次元形状を測定することができる。

この原理を応用して、ナトリウムへの適用に際しては既存の超音波技術に加えて、 高温の液体ナトリウム中で使用可能な超音波発受信素子の開発および透視画像の精 度を確保するための信号処理や超音波素子の走査機構の高精度制御が必要となる。 また、計測対象範囲における液体ナトリウムの温度分布が超音波の音速変化や温度 差境界での音の散乱などが生じるので、画像再現精度に影響を与える要因となり、 信号処理による補正も必要となる。このため、ナトリウム用の超音波発受信素子に は、高温で圧電効果が消失しない振動子としてジルコン酸チタン酸鉛系の材料やニ オブ酸鉛の単結晶が開発・適用されている。また、画像化のための信号処理は精密 な 2 次元走査による膨大な超音波データを高速で処理するための信号処理手法が開 発されている。

(2) 開発状況と適用実績

燃料交換機を利用して炉心の上部を観察する垂直型ナトリウム透視装置の開発が

5.4 - 1

行なわれた。開発開始当時には、炉内の環境下で用いられる受発信器もないことか ら、本センサーの開発から着手した。その後、構成部品およびこれをシステム化し た駆動装置、信号処理・表示装置の開発等が行なわれ、200℃のナトリウム環境下 における特性試験により画象化することに成功した。この装置の分解能は良好で、 たとえば集合体の 2mm の高低差をカラーによって識別表示が可能である。また燃料 集合体の上面の 7mm 程度のマーキングの識別も可能であり、大型炉クラスの燃料集 合体数でも識別が可能である。図 5.4-1 に概念とナトリウム中試験の画像例を示す。 垂直型ナトリウム透視装置は「もんじゅ」用に開発が進められ、技術は実用域まで に達している。



図 5.4-1 垂直型ナトリウム透視装置の概念と画像例²⁾

次に、水平型ナトリウム透視装置について説明する。水平型ナトリウム透視装置 の基本構成は垂直型と同じであるが、この装置の特徴は、炉内に設置した反射板か らのエコー信号を受信する方式を採用している点で、これによって信号の S/N 比を 改善し炉上部機構と炉心頂部間のギャップ検出を確実なものにしている。「もんじ ゅ」の 3/10 スケール水中、ナトリウム中試験、1/1 スケール水中試験により、約 17mm のギャップ検出性能を有する装置を開発した。この値は、燃料交換前の炉上 部機構のジャッキアップ幅 20mm を決める要因の一つとなった。

「もんじゅ」のナトリウム透視装置の開発は、主として炉心監視用として実施し てきたが、これにより他の炉内構造物を観察する技術開発の一歩を開いた。蓄積し てきた開発技術は、欧米諸国と比べても肩を並べる水準に達している。図 5.4-2 に 概念を示す。「もんじゅ」実機で使用されている。

(3) 実用化に向けた展開

以上に示したのは、主と して原型炉までに実施され た研究開発であるが、高速 炉の実用化に向けて、プラ ントの保守性の向上の観点 から、光学的に不透明で高 温というナトリウムの制約 を回避することを目的に、 炉内をより広い範囲で、あ る程度の精度をもって観察 できる技術への要求が高ま った。前述した透視技術の 基本方式である、ペンシル ビーム型と呼ばれる超音波 を対象物の距離に合わせて 鋭く絞り込むことにより解 像度を達成する方法に代わ って、解像度が距離に依存 しない方式として、開口合 成法が提案され、開発が進 められた。これらは主とし て、実証炉用に実施され、 電力共通研究として種々の 成果を得ている。

開発は、サイクル機構 (当時は動燃事業団)による 開口合成法原理確認試験で の成立性見極めに始まり、 以降はメーカーが実用化に 向けた開発を実施した。当 初は、超音波センサを1列 のアレイ状に配置し、駆動 機構により旋回走査して3 次元画像を再構成する方式 を指向した⁴⁾が、センサの 位置決め精度が充分に確保 できないことから、センサ





(180*)

Linner Shell

Reactor Vessel

Heflector Asse

図 5.4-2 水平型ナトリウム透視装置の概念 3)

5.4 - 3

を走査することなく画像を得る方法として、送受信一体型マトリックスセンサの開発が行なわれた⁵⁾。圧電素子の個数にして1296 個(36 個×36 個)を実装したマトリックスセンサを試作(図 5.4-3)して、200℃のナトリウム中で性能確認試験(図 5.4-4)を行い、対象物との距離約 1m に対して、解像度 1~2mm 程度を実証している⁶⁾。



図 5.4-3 超音波センサ(送受信一体型マトリックスセンサ)の構造⁷⁾



図 5.4-4 超音波センサ(送受信一体型マトリックスセンサ)のナトリウム中 試験装置への設置状況(試験体を下方から見た状況)⁸⁾
以上のように、実用炉で必要となる、炉内の広い範囲で比較的高い解像度を実現 しうる基本的な手法を開発している状況にあるが、マトリックスセンサを採用した ことによるセンサの大型化やケーブルや取扱機構等の付帯設備の物量増大の問題に 加えて、実際の環境条件における、ナトリウムの温度揺らぎによる誤差要因への対 処、駆動機構の耐熱・耐放射線・小型化などの課題があり、ナトリウム冷却炉の実 用化における今後の重要課題である。

5.4.2 ポンプ軸変位計 ⁹⁾

液体金属高速炉用機械式ポンプは、構造上縦型遠心ポンプで、自由液面をもって おり、プラントからの要求により、ポンプ軸長が長尺になる(「もんじゅ」1次主 環境ポンプの場合、ポンプ軸長は約 8m である)。また、機械式ポンプは、構造上 ナトリウム中にナトリウム潤滑軸受けを有する構造で、通常で軸受けのギャップは 0.5mm 以下の設計になっている。

この軸受けの健全性確認のため、ナトリウム軸受けのすき間の常時監視の要求がある。

ポンプ軸変位計は、ナトリウム潤滑軸受けのすき間を測定することにより、ポン プ軸の異常等を監視する装置で、①渦電流式、②超音波式の二型式が検討されてい る。このうち、代表的な渦電流式の概略図を図 5.4-5 に示す。

本方式は、温度依存性および耐久性に問題があり、実用化に至っていない。



図 5.4-5 渦電流式ポンプ軸変位計検出器の構造例¹⁰⁾

5.4.3 燃料集合体出口流速計¹¹⁾

当初、燃料集合体上部に永久磁石を組み込み、電極を上部から差し込む方式につ いて基礎研究が行われたが、挿し込み装置のスウェリング等による変位、磁石の交 換や経時変化時の問題が生じた。この結果、開発は燃料集合体上部に設置でき、交 換性に優れたプローブタイプの渦電流式流速計に重点を置き、炉心上方に設置して、 各燃料集合体の流量をモニタする目的で、渦電流式温度流速計が開発された。渦電 流式流速計は、1次コイルが作り出した交流磁界が流速により下流側に歪むことを 利用したもので、ナトリウムが外側を流れるプローブ型と内側を流れるフロースル 一型がある。特にプローブ型はコンパクトで直線性もよく、保守交換性に優れてお り、炉内流量計(燃料集合体出口流量計)として適している。FFTF、PFR、SNR-300 に設置されており、わが国でも開発試験用として「常陽」に4体設置されてお り、「もんじゅ」にも設置されている。

この検出器は同一プローブでナトリウム流速の他に、ナトリウム温度やボイド (ナトリウム中気泡等)も同時に検出できる特長を有し、炉内流量計としてだけで なく、主冷却系流量計への応用も考えられる。図 5.4-6 に「もんじゅ」用渦電流式 温度流速計のプローブと回路構成を示す。プローブは外形約 12mm、長さ約 115mm で熱電対も内蔵されている。励磁電流は 425Hz、100mA である。600℃までのナト リウム中試験が行われた。





図 5.4-6 「もんじゅ」用渦電流式温度流速計のプローブと回路構成¹²⁾

温度信号と流速信号の 出力例を図 5.4-7 に示す。



5.4.4 炉内音響検出器

図 5.4-7 渦電流式温度流速計温度信号と 流速信号の出力例¹³⁾

原子炉内での異常(異 常振動やナトリウム沸

騰)を音響的手法で検出すべく、安全研究とも連携して開発が進められた。特にナトリウム沸騰検出は、燃料破損伝搬防止の観点から重視されたが、その主な課題は、 炉内環境に適合する検出器の開発、音源の性質の把握、炉内構造物中の音響信号の 伝搬特性等であった。

炉内音響検出器として英国と仏国はウェーブガイド方式(検出器を炉外に設置) を採用し、米国と西独は直浸方式(直接炉内に検出器を設置)を開発している。前 者は開発が容易である反面、ウェーブガイドの耐震性、音響絶縁等の課題を有する。 後者は沸騰を炉心近傍で検出できる他、炉内構造の簡素化等の利点があることから、 その開発が行なわれた。圧電素子 LiNb0₃ は高温(600℃以上)で使用でき、また核 反応断面積の小さい⁶Liを用いれば耐放射線性にも優れる。高温試験、照射試験を 実施し、実用化の見通しが得られた。検出器の構成金属材料に酸素が捕獲されて LiNb0₃中の酸素分圧が低下することによる性能劣化に対しては、外部から酸素を供 給する方式により、また、SN 比向上は、圧電素子を2分割し、片方にのみ音圧を受 け他方との差を取る方式を採用することにより行った。構造と特性の例を図 5.4-8 に示す。

5.4 - 7



図 5.4-8 圧電素子型音響検出器の概念と測定例 17)

なお、圧電素子型検出器の他に耐久性に優れた磁歪型検出器の開発も行われてい るが、感度は前者に比べて劣る。その後、ナトリウム透視器などの他の計測技術開 発で圧電素子の高温特性改善研究が進められ、高温領域でも酸素分圧低下による性 能劣化の抑制方策が実現しており、炉内音響検出器への適用が期待されている。 [参考文献]

- 実証炉設計技術検討 WG 編;"高速増殖実証炉第2巻 プラント系統別の検討、 第6分冊、計測制御設備の検討"、PNC TN941 84-101(6)(1985)
- 2) 参考文献 1)、p.125
- 3) 参考文献 1)、p.123
- 4) 例えば、太田 正一、他;"高速炉炉内構造物検査装置の試作、日本原子力学会「1993 年春の年会」"、G46(1993)
- 5) 例えば、小舞 正文、他;"高速炉ナトリウム中目視技術の開発(その3)"、日本原子力学会「1996年秋の大会」、B55(1996)
- 6) Hirokazu KARASAWA, et. al., : " Development of Under-sodium Threedimensional Visual Inspection Technique Using Matrix-arrayed Ultrasonic Transducer", JNST, Vol.37, No.9, pp.769-779, (2000)
- 7) 参考文献 6), p.770
- 8) 参考文献 6), p.774
- 9) 亀井 満、他編;"高速増殖炉研究開発成果の概況〔6〕"、PNC ZN241 82-23 (1982)
- 10) 参考文献 9)、p.174
- 11) 荒 邦章、亀井 満;"高速炉用計装機器の開発"、PNC TN9410 88-117、(1988)
- 12) 参考文献 1)、p.44
- 13) 参考文献 1)、p.45
- 14) 参考文献 1)
- 15) 参考文献 9)
- 16) 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター;"動力炉の実用化をめざして 大洗工学センター 20年の研究開発"、PNC ZN9410 90-031 (1990)
- 17) 参考文献 1)、p.161

第6章 ナトリウムの管理技術

6.1 ナトリウム購入規格

6.1.1 概要

ナトリウムを冷却材とする原子炉では、原子炉の健全性を確保し安全な運転を行うた め、ナトリウムと接液するあらゆる容器、配管、燃料被覆管材等の腐食を極力抑制しな ければならない。材料の腐食の度合は、ナトリウム中不純物の濃度に依存するため、購 入時のナトリウム純度の規格を定めるとともに、施設に充填した後は常にナトリウムを 純化し、高純度に維持、監視すること、いわゆる純度管理が必要とされる。

原子炉施設で用いるナトリウムを購入する場合は、一般工業品として用いられるナト リウム純度 99.6%以上に対して、99.95%以上の特殊精製品を購入することはもちろん のこと、以下に示すようにナトリウム中の不純物を分析して品質を確認する。

なお、ナトリウム試験装置に使用するナトリウムについても、通常は上記 99.95%以 上の純度を持ついわゆる原子炉級ナトリウムを購入することにしている。

6.1.2 購入規格

「常陽」には建設時に米国の先行炉での実績を基にして決められたナトリウムの購入 規格(判定基準値)がある。「常陽」建設時の初期ナトリウム購入規格および受入れ時の分 析結果とその分析法を表 6.1-1¹⁾に示す。「常陽」では 1 次冷却系用として 3.5ton コンテ ナで 35 ロットのナトリウムを受入れ、そのうち 8 ロットについて不純物分析を実施し て表 6.1-1 の実績値に示すとおり、すべての成分が購入規格を満足していることを確認 した。

「もんじゅ」でのナトリウム購入規格および品質管理値は、昭和 58 年に動燃事業団 のナトリウム技術専門委員会の下に設けられたナトリウム分析法小委員会が、蓄積され た運転経験や当時の技術進展を踏まえてまとめた「ナトリウムの購入規格及び分析法に 関する技術資料」²⁾のナトリウム購入規格(暫定案)をもとに定められた。

「もんじゅ」では 1 次系、2 次系用として 18.5ton のコンテナで 92 基、合計で約 1,680ton のナトリウムを受入れた。ナトリウムの純度は各コンテナすべてについて不純 物分析を実施するとともに、これをいったん仮設のナトリウム受入タンク(容量 280ton ×2 基)に受け入れ、ここから本設設備に充填する前に再度不純物の分析を実施した。

「もんじゅ」でのナトリウム購入規格および品質管理値と受け入れたナトリウムの不 純物分析結果は、表 6.1-2³⁾に示すとおりすべての成分が購入規格および品質管理値を満 足していることが確認された。

また、近年の購入実績としては、平成 15 年に「常陽」の 2 次冷却系にナトリウムを補 充するため約 2.1ton のナトリウムを購入している。

ナトリウムの購入規格において各元素の濃度を規格する根拠を上記「ナトリウムの購 入規格及び分析法に関する技術資料」から抜粋して以下に示す。

		Г	常陽」初期受入れ
成分	判定基準	実 績	分析法
	(wt ppm)	(wt ppm)	
0	< 30	4.4	真空蒸留中和滴定法
С	< 30	5.5	湿式酸化ガスクロ法
Н	< 5	0.26	アマルガム還流法
K	<1000	< 50	原子吸光法または蛍光X線
Li	< 10	< 1	原子吸光法
Ca	< 10	4.8	原子吸光法または蛍光X線
Cl	< 30	2.3	チオシアン酸第2水銀吸光光度法
Cd	< 5	< 1	ジチゾン抽出原子吸光法
Si	< 10	< 1	吸光光度法または原子吸光法
Cr	< 1	0.005	原子吸光法または比色法
Mn	< 2	0.01	11
Fe	< 5	0.038	11
Ni	< 1	< 0.01	11
Mg	< 20	0.97	11
Al	< 10	0.038]]
Mo	< 1	< 0.02	真空蒸留比色法
Cu	< 10	0.007	真空蒸留原子吸光法
В	< 4	0.06	メチレンブルー抽出比色法
U	< 0.05	< 0.001	同位体希釈法または質量分析法

表 6.1-1 「常陽」初期受入れナトリウムの購入規格および実績 1)

(注)実績の値は、受入れナトリウム 35 ロットのうち8 ロット分析の平均である。

	購入規格 (wt ppm)		品質管理値(注1)	本設設備移送前分析値 ^(注 2) (wt ppm)			
成分	各ロット	全 ロット 平均	(wt ppm)	平均	最大	最小	
0	< 30	< 10	—	2.3	3	2	
С	< 30		_	5	5	< 5	
Н	< 5	< 1	_	0.095	0.15	0.07	
Cl	< 30	_	_	3.7	5	<~2	
В	< 4		_	0.5	<~0.5	<~0.5	
Si	—		< 2	0.46	1.6	0.18	
N	_	_	_	_	—	—	
K	< 300		_	174.1	196	118	
Ca	< 10	_	_	0.88	1.7	0.4	
Li	< 10	—	—	0.01	< 0.01	< 0.01	
Cd	_	—	< 1	0.05	<~0.05	<~0.05	
Cr	_	—	< 1	0.06	0.11	<~0.05	
Mn	_	—	< 1	0.01	0.02	< 0.01	
Fe	—	—	< 5	0.56	0.93	0.12	
Ni	—	_	< 1	0.15	0.6	< 0.1	
Mo	_	_	< 1	0.1	< 0.1	< 0.1	
Cu	_	_	< 1	0.07	0.19	< 0.05	
Mg	_	_	< 1	0.14	0.41	0.03	
Al	_	_	< 2	0.12	0.3	< 0.1	
U	< 0.01	_	_	0.001	< 0.001	< 0.001	

表 6.1-2 「もんじゅ」ナトリウム購入規格、品質管理値と実績 3)

(注 1) 品質管理値は、規格を設ける必要はないが、購入時には品質管理の参考として 分析を実施することが望ましいとの意味合いで設定された値である。

(注 2)本設設備移送前分析値は仮設タンクから本設備へ移送する前に採取した 10 サン プルの値である。また、平均値の算出において検出限界以下のデータは検出限界値 に等しいとした。

(1) 非金属元素

(i)酸素 (O)

ナトリウム中の酸素は、プラント構成材料の腐食に影響を与え、腐食生成物を発生さ せる。ナトリウム中の酸素濃度が高いと腐食生成物として溶出しやすくなる。構造材料 が中性子照射により放射化される場合は、溶出した放射性腐食生成物が機器や配管の内 面に付着することによってメンテナンス時の被ばく線量の増大につながる。したがって、 腐食生成物の発生を抑制するためには、プラント運転中の酸素濃度をできる限り低く抑 えることが望ましい。

酸素濃度は、プラントの初期純化を本設のコールドトラップを用いて行う場合を想定 して、酸素捕獲量がコールドトラップの寿命に影響しない値として 30wt ppm 以下と定 めている。したがって、プラントの初期純化を仮設のコールドトラップを用いて行う場 合やナトリウムを追加補充する場合においては、規格を許容される範囲で緩くすること もできる。

(ii) 炭素 (C)

ナトリウム中の炭素は、プラント構成材料の脱・浸炭による機械的強度変化に影響を 与える。特に、伝熱管のような薄肉管の強度保持の点で重要となる。

炭素濃度は、プラント運転中の材料への浸炭への影響を減らし、機械式ポンプのメカ ニカルシール、回転プラグからのオイル混入を監視する観点から、バックグランドを下 げておく必要があり、これに影響しない値として 30wt ppm 以下と定めている。

(iii) 水素(H)

ナトリウム中の水素は、水素がコールドトラップの捕獲量に対する負荷となること、 蒸気発生器を有するプラントではプラント運転中の水リークを検出するため、2次系ナ トリウム中の水素濃度を監視する必要がある。

水素濃度は、水リークを検出するためバックグランドを下げておく必要があるととも に、プラントの初期純化を本設のコールドトラップを用いて行う場合を想定して、水素 捕獲量がコールドトラップの寿命に影響しない値として 5wt ppm 以下と定めている。

(iv) 塩素 (Cl)

ナトリウム中の塩素は、プラント構成材料の腐食の要因となることが考えられるが、 これまでの経験では通常濃度(30wt ppm 以下)では問題となっていない。塩素濃度は、 この経験値に基づき 30wt ppm 以下と定めている。

(v) ホウ素 (B)

ナトリウム中のホウ素は、中性子吸収材となるとともに、 $^{10}B(n, 2\alpha)^{3}H$ 等の反応 でトリチウムの生成源となる。ホウ素濃度は、4wt ppm以下であれば核熱設計上問題と ならない値であり、中性子照射による¹⁰B(n、2α)³H等の反応で生成されるトリチウ ム量も炉心、制御棒からの発生量に対して無視できる。したがって、規格を設ける必要 はないが、購入時には品質管理の参考として分析を実施することが望ましい。

(vi) ケイ素 (Si)

ナトリウム中のケイ素は、濃度が高い場合、プラント運転中に燃料表面や中間熱交換 器伝熱管表面に付着し、圧力損失を増加させることが知られている。ケイ素濃度は、製 造実績から 1~9wt ppm であり、10wt ppm 以下であれば圧力損失増加に対して無視で きる。したがって、規格を設ける必要はなく、購入時に分析を実施する必要もないが、 品質管理の観点から分析する場合がある。

(vii) 窒素 (N)

ナトリウム中の窒素は、高温領域で窒素濃度が高い場合、オーステナイト系ステンレ ス鋼の窒化の要因となる。

窒素濃度は、プラント運転中の管理目標値を 50wt ppm 以下としている。これに対し て、分析値は極めて小さいことから、規格を設ける必要はないが、購入時には品質管理 の参考として分析を実施することが望ましい。

(2) 金属元素

(i) カリウム (K)

ナトリウム中のカリウムは、ナトリウムの熱伝導率に影響を与え、カリウム濃度 1,000wt ppm で熱伝導率が約 1%低下する。カリウムは、中性子照射により ⁴¹K (n、p) ⁴¹Ar および ³⁹K (n、p) ³⁹Ar で放射性アルゴンとなり被ばく評価の対象となる。「もん じゅ」では、設計上カリウムからの生成量をカリウム濃度 300wt ppm として評価して いる。カリウム濃度は、「もんじゅ」の被ばく評価に用いた値として 300wt ppm 以下と 定めている。

(ii) カルシウム (Ca)

ナトリウム中のカルシウムは、酸化カルシウム (CaO) として低温部に沈着するので、 カルシウム濃度が高い場合コールドトラップの捕獲量に対する負荷となる。カルシウム 濃度は、ナトリウムがナトリウムとカルシウムの混合塩の溶融塩電解から分離・精製さ れるため濃度の規格を設けるとともに、コールドトラップの捕獲量に対する負荷になら ない値として 10wt ppm 以下と定めている。

(iii) リチウム (Li)

ナトリウム中のリチウムは、中性子照射により ⁶Li (n、α) ³H 等の反応でトリチウ ムの生成源となる。リチウム濃度は、 ⁶Li (n、α) ³H 等の反応で生成されるトリチウ ム量を評価するために用いた値として 10wt ppm 以下と定めている。 (iv) カドミウム (Cd)

ナトリウム中のカドミウムは、熱中性子吸収材となる。カドミウム濃度は、核熱設計 上問題とならない値として 5wt ppm 以下と定めており、製造実績から 0.1wt ppm 以下 であり、規格を設ける必要はないが、購入時には品質管理の参考として分析を実施する ことが望ましい。

(v) クロム (Cr)、マンガン (Mn)、鉄 (Fe)、ニッケル (Ni)、モリブデン (Mo)、
 銅 (Cu)

これらの元素の大部分はプラント構成材料中に含まれており、中性子照射により放射 化し、ナトリウム中に溶出して腐食生成物となる。製造実績からこれらがナトリウム中 に含まれる量は少なく、腐食生成物についてはナトリウム中に含まれている元素が放射 化するよりも、プラント構成材料が放射化し、溶出するものの方が支配的であることか ら規格を設ける必要はなく、購入時に分析を実施する必要もないが、品質管理の観点か ら分析する場合がある。

(vi) マグネシウム (Mg)

ナトリウム中のマグネシウムは、酸化マグネシウム(MgO)として沈着するので、マ グネシウム濃度が高い場合コールドトラップの捕獲量に対する負荷となる。

マグネシウム濃度は、製造実績から 1~2wt ppm であり、20wt ppm 以下であればコ ールドトラップの捕獲量に対する負荷とならないことから、規格を設ける必要はないと ともに、購入時に分析を実施する必要もないが、品質管理の観点から分析する場合があ る。

(vii) アルミニウム (Al)

ナトリウム中のアルミニウムは、製造実績から 1wt ppm 以下であり、「常陽」受入れ 時の規格 10wt ppm 以下を十分満足しており、規格を設ける必要はなく、購入時に分析 を実施する必要もないが、品質管理の観点から分析する場合がある。

(viii) ウラン (U)

ナトリウム中のウランは、プラント運転中に核反応を起こし、反応生成物が冷却材に よって輸送されるので、遮蔽設計上冷却材中のウラン濃度を制限する必要がある。また、 破損燃料検出システム(FFD システム)のバックグランドとなり、濃度が高いと検出感 度が低下する。「もんじゅ」のウラン濃度は、FFD システムの感度評価に 0.01wt ppm を使用していることから、その値を 0.01wt ppm 以下と定めている。ただし、ナトリウ ム製造工程においてウランを除去する技術がないことから、原料によって 0.01wt ppm を上回る可能性もあり、あくまでも 0.01wt ppm は目標値である。

「常陽」および「もんじゅ」のナトリウム購入規格等を表 6.1-3 に比較して示す。

AU.IJ ノークン A開入风俗寺の比	表	6.1	-3 ナ	トリ	ウム	購入規	格等の	・比較
---------------------	---	-----	------	----	----	-----	-----	-----

単位: (wt ppm)

成分	「常陽」初期 の購フ	引受入れ時 人規格	「もん	じゅ」購入 品質管理値	じゅ」購入規格・ 品質管理値「常陽」順		見格(案)※
	1次系	2 次系	各ロット	全ロット 平均	品質 管理値	1 次系	2 次系
0	$<\!30$	$<\!30$	< 30	< 10	_	$<\!3$	0
С	< 30	< 30	< 30		—	< 3	0
Н	< 5	$<\!5$	< 5	< 1	_	< {	5
C1	< 30	< 30	< 30	—	_	< 3	0
В	< 4	< 4	< 4	_	_	<4(参注	考値)
Si	< 10	—	—	_	< 2	_	
Ν	_	_	—	—	_	<50(参考値)	
К	< 1000	< 1000	< 300	_	_	< 300	
Са	< 10	< 10	< 10	—	_	< 10	
Li	< 10	—	< 10	_	_	< 10	_
Cd	< 5	_	_	_	< 1	<5 (参考値)	_
Cr	< 1	—	—	—	< 1		
Mn	<~2	—	—	—	< 1	_	
Fe	< 5	—	—	—	< 5		
Ni	< 1	—	—	—	< 1	_	
Mo	< 1	—	_	—	< 1	_	
Cu	< 10	_	—	—	< 1	_	
Mg	< 20	_	_	_	< 1	_	
Al	< 10	_	_	_	< 2	_	
U	< 0.05		< 0.01			<0.01 (目標値)	

※:「常陽」購入規格は、平成 13 年に実施した 2 次系へのナトリウム補充に際して定め た案である。 [参考文献]

1)動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター: "高速増殖炉技術読本"、PNC TN9520 91-006、pp.3-39~3-68 (1991)

- 2) ナトリウム技術専門委員会、ナトリウム分析小委員会(主査:星野 昭):"ナトリウム購入規格及び分析法に関する技術資料"、PNC TN241 84-009
- 3) 藤本 武、他: "高速増殖原型炉もんじゅ ナトリウム受入れ (輸送)"、PNC ZN2410 94-076、p. 32、p. 33、p. 48(1994)

6.2 ナトリウム純度管理

6.2.1 純度管理の必要性

ナトリウムを冷却材とする原子炉では、原子炉の健全性を確保し安全な運転を行うた め、ナトリウムと接液するあらゆる容器、配管、燃料被覆管材等の腐食を極力抑制しな ければならない。また、ナトリウム中の不純物濃度が高いと、温度の低いところでは不 純物が析出し、ナトリウムの流路を閉塞するおそれもある。

材料の腐食の度合および不純物の析出は、ナトリウム中不純物の濃度に依存するため、 常にナトリウムを純化し、高純度に維持、監視すること、いわゆる純度管理が必要とさ れる。また、ナトリウムの不純物管理と同様に、原子炉容器および各種機器のナトリウ ム自由液面を覆っているカバーガスアルゴンについても含有する不純物の濃度を管理す る必要がある。

これらの純度管理は、原子炉施設の何らかの異常によって冷却材ナトリウム中へ空気、 水、オイル等の混入が生じていないことを監視するためにも重要である。

さらに、万一燃料破損が発生した場合には、系統内のナトリウムおよびカバーガスア ルゴン中に放射性核分裂生成物(FP:Fission Products)が放出されるが、これらを適 切に除去して環境への放出を抑制するとともに、保守作業時等の放射線被ばくを低減す る必要がある。

6.2.2 ナトリウムの純化

ナトリウム中の酸素や水素等の不純物は温度が高いほどナトリウム中に多く溶け込む。 例えば、酸素は 120℃のナトリウム 1,000kg 中に約1g しか溶存しないが、300℃ではそ の約 100 倍、500℃では約 1,000 倍も溶ける。詳細は 1.2.3(1)を参照のこと。

ナトリウムの純化は、ナトリウム中の不純物の溶解度が温度によって変化することを 利用し、ナトリウムの温度を低下させて不純物を析出させて捕獲するコールドトラップ によって行う。

FPの捕獲、除去装置としては、ナトリウム中のセシウムを捕獲するセシウムトラップがある。

6.2.3 純化および純度測定機器

ナトリウムの純化に用いるコールドトラップの一般的構造は、流入させるナトリウム 温度を不純物が析出する温度まで冷却する冷却部と、析出した不純物を効果的に除去す るために容器の内部に捕獲面積を大きくする線経 0.5mm 程度のステンレス製金網を充 填した捕獲部より構成されている。

セシウムトラップとして実用化されているものは、ガラス網目状カーボン(RCV: Reticulated Vitreous Carbon)があり、「常陽」では試験研究としての燃料破損試験に 備えて 1985 年に設置されている。

ナトリウム中の不純物濃度の監視は、ナトリウムをサンプリングして化学分析する方 法と、プラギング計と呼ばれるナトリウム中の不純物析出温度を連続的に測定する方法 が併用して行われる。また、FPの監視はサンプリング試料の放射線計測によって行われる。

コールドトラップおよびプラギング計の原理、詳細構造等については4章および5章 を、またセシウムトラップについては2.7節を参照されたい。

6.2.4 純化運転

ナトリウムの純化は、主たる冷却系からナトリウムを分岐してコールドトラップに通 液し、このナトリウムの温度を 150℃以下まで冷却して不純物を析出させ捕獲する。コ ールドトラップで精製したナトリウムは冷却系統に戻すことにより冷却系全体のナトリ ウムを純化する。

実際に原子炉施設で行われているナトリウム純度の管理の例として、「常陽」ではプラ ギング計で測定される温度を維持基準とし、以下のとおり定めている。

	1 次系	2 次系	() 内叶日栖枯
プラギング温度	200°C (150°C)	$225^{\circ}C$ (150 $^{\circ}C$)	()的よ日际他

「常陽」の冷却系統で保有するナトリウム量に対して、純化のために分岐して純化するナトリウム量は、1次冷却系で約12時間、2次冷却系は約16時間で一巡する程度である。

「もんじゅ」のナトリウムの純度管理は、管理目標値を保安規定で以下のとおり定め、 プラギング計またはコールドトラップ設定温度から Eichelberger の式¹⁾で溶存酸素濃度 を求めている。

	1 次系	2次系
酸素濃度	酸素 3ppm 以下	酸素 10ppm 以下
(プラギング温度)	$(151.5^{\circ}\mathrm{C})$	(193.9°C)

なお、「もんじゅ」2次冷却系コールドトラップの不純物捕獲機能は、主として蒸気 発生器伝熱管を介して2次冷却系に拡散する水素を捕獲し、2次系内バックグランド水 素濃度を目標 170ppb(プラギング温度換算で約 148℃)以下に維持できるように設計 されている。このためコールドトラップが水素を捕獲したことにより圧力損失が約 0.1MPaに達し、かつ、コールドトラップの運転時間(3.5年目標)から予想される不純 物捕獲量がほぼ設計値(水素換算で約 18kg)に達している場合には寿命に達したものと 判断し、交換または再生を行うことが考慮されている。

6.2.5 カバーガスアルゴンの純度管理

カバーガス中の不純物濃度は、ナトリウム中への不純物持ち込みを監視する指標として重要なものである。

カバーガスアルゴンの購入仕様は、不純物の持ち込みを抑制する観点からその純度を 99.999%以上と定めている。

カバーガスの純度監視は、カバーガス系に設置したガスクロマトグラフによって連続

JNC TN9410 2005-011

的に測定する方法とサンプリングして化学分析する方法が併用して行われる。

また、万一燃料破損が発生した場合にカバーガスアルゴン中のFPガス(希ガス)を 監視する装置として、プレシピテータおよびオンラインでカバーガス中の核種のγ線を 測定する装置があるが、FPガスの濃度を精度良く監視するにはサンプリング試料の放 射線計測が行われる。

カバーガス中の FP ガスを捕集する装置として、「常陽」ではカバーガス浄化装置 (CGCS: Cover Gas Cleanup System)がある。カバーガス浄化装置は、吸着床にチャ コールフィルタを、吸着法に液体窒素を使用した深冷吸着法を用いた装置であり、昭和 63 年に設置されている。カバーガス浄化装置の原理および詳細構造等については 4.1.6 を参照されたい。

6.2.6 純度管理実績²⁾

「常陽」を例として、ナトリウム中およびカバーガス中の純度管理等について記す。 「常陽」のナトリウム中の不純物元素濃度はサンプリング試料の分析によって管理さ れており、その管理目標値と通常分析値は表 6.2-1²⁾に示すとおりである。また、「常陽」 のカバーガス中不純物の管理目標値と通常分析値を表 6.2-2²⁾に示す。なお、管理目標値 は、「常陽」にて諸外国の先行炉における純度管理基準値をベースに種々検討されて決め られたものである。

(1) ナトリウム

「常陽」では1次、2次系ともに、すべての成分が管理目標値を満足していた。酸素 濃度は、2~4ppm と低濃度に維持されているが時々5~7ppm と2倍程高い値を示すこ とがあった。これは、原子炉起動前の試料によく見られることから、定検ごとの機器の 分解点検等作業時や燃料交換作業時における不純物混入によるものと考えられる。

(2) カバーガスアルゴン

1次系では、燃料交換後の試料で窒素、水素およびメタンの濃度上昇が観察されたが、 特に水素、メタンの上昇が大きかった。窒素は、燃料交換作業中に原子炉内へ空気が混 入したもの、また、水素、メタンについては同作業で機器の洗浄に使用されたアルコー ルの残留分(アルコラート)が原子炉内に持ち込まれ、ナトリウムと反応して生成したも のと考えられる。

水素、メタンは原子炉起動時のナトリウム温度上昇に伴い、ナトリウム-アルコール 反応が活発となり濃度上昇のピークとなるが、次第にアルコール分がなくなり、また、 カバーガス呼吸によるパージ効果により濃度が減少していき、原子炉起動数日後には、 管理目標値以下に低下している。なお、これらの濃度変化は1次カバーガス純度連続監 視装置にて確認されている。

その他の成分については、すべて管理目標値を満足していた。

2次系では、窒素、水素について数回の濃度上昇が見られたが、ほとんどの分析値が

管理目標値を満足しており、良く純度管理されている。

表 6.2-1「常陽」におけるナトリウム中不純物の純度管理目標値と分析値²⁾

单位: wt.ppm

	武公	1 2	欠系	2 次	系
	风功	管理目標値	通常分析值	管理目標値	通常分析值
	0	10	$2\sim\!4$	20	$2\sim\!4$
	С	30	$2\sim\!5$	50	$2\sim\!5$
ナト	Н	5	< 1	10	< 1
	Ν	50	< 1		< 1
ッウ	Cl	30	< 2	50	< 2
4	Fe	10	< 1	10	< 1
	Ni	5	< 1	5	< 1
	Cr	5	< 1	5	< 1

表 6.2-2「常陽」におけるカバーガス中不純物の純度管理目標値と分析値²⁾

単位:vol.ppm

	武公	1 🖞	1 次系		2 次系		
	12.21	管理目標値	通常分析值	管理目標値	通常分析值		
	N_2	2,500	$100 \sim 200$	5,000	$10 \sim 20$		
力	O_2	30	< 2	50	< 2		
バ	${ m H}_2$	20	$10 \sim 20$	30	$1 \sim 2$		
ガ	CH_2	10	$3 \sim 10$	20	< 1		
ス	СО	10	< 4	20	< 4		
	$C0_2$	20	< 6	30	< 6		

[参考文献]

- 1) R.L.Eichelberger, : "The solubility of oxygen in liquid sodium: A recommended expression", AI-AEC-12685(1968)
- 2)動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター: "高速増殖炉技術読本"、PNC TN9520 91-006, p.3-68(1991)

6.3 ナトリウム分析技術

ナトリウムを冷却材とする高速炉では、冷却系機器、配管、燃料被覆管材等の材料腐 食や質量移行現象を極力抑制し、空気の混入等を早期に検出するため、ナトリウムやカ バーガスに含まれる酸素、水素等の不純物をできるだけ低濃度で管理することが必要で ある。

これらの純度管理は、ナトリウムでは系統に設置されたプラギング計で、カバーガス ではガスクロマトグラフにより連続的に測定しているが、測定できる成分が限られるの で、より厳密な管理を行うため、1次系ナトリウム、2次系ナトリウム、1次系カバー ガスおよび2次系カバーガスから定期的に試料をサンプリングしてそれぞれの不純物の 濃度分析を実施している。

6.3.1 サンプリング設備と方法

サンプリング設備について高速実験炉「常陽」を例にすると、図 6.3-1¹¹に示すように ①1次系ナトリウムサンプリング設備、②2次系ナトリウムサンプリング設備、③1次 系カバーガスサンプリング設備、④2次系カバーガスサンプリング設備(オーバフロー タンクおよびダンプタンク)があり、この構成は「もんじゅ」も同様である。

以下にサンプリングの設備と方法の概要を示す。

(1) 1次系ナトリウムのサンプリング

「常陽」1次系ナトリウムサンプリング装置の概略図を図 6.3-21)に示す。

「常陽」のナトリウムサンプラーは全長 1,630mm、外径 10.5mm のステンレス管を 3回巻いたサンプリング管で、装置の小型化および放射線遮蔽を考慮してコイル型にな っている。サンプリングコイルは、外径 250mm、高さ 250mm のたて型円筒ポット内 に、スウェッジロック継手により接続され、継手部からの万一のナトリウム漏えいを監 視するため漏えい検出器が取り付けられている。サンプリングコイル用ポットのまわり はドーム形遮蔽体で放射線を遮蔽している。

サンプリング方法は、サンプリングポット内とナトリウム出入口配管を予熱ヒータに より所定の時間予熱後、サンプリングコイルにナトリウムを流して約48時間(「もんじ ゅ」では24時間)フラッシングした後、ナトリウムフローを止め、アルゴンガスをサ ンプリングコイルに吹き付けて、ナトリウムを冷却固化する。ナトリウムサンプラーの 取り出しは、1次系ナトリウムが放射化されているため放射能(主に²⁴Na)の減衰後、 グローブボックスを取り付けてアルゴンガス雰囲気内で行なわれる。

これらは「もんじゅ」においても同様である。写真 6.3-1 に「もんじゅ」の1次系ナ トリウムサンプリング装置の外観を示す。







図 6.3-2 「常陽」1 次系ナトリウムサンプリング装置概略図 ¹⁾



写真 6.3-1 「もんじゅ」1次系ナトリウムサンプリング装置外観

(2) 2次系ナトリウムのサンプリング

「常陽」2次系ナトリウムサンプリング装置のナトリウムサンプラーは、全長 950mm、 外径 15.9mm でナトリウムの充填を確実にするため U 字型をしている。ナトリウムの出 入口配管との接続は、スウェッジロックにて行なわれている。

ナトリウムサンプラーを収納するサンプリングボックスは 450W×700L×750Hmm のステンレス鋼板でできている。ボックスの前面は扉開閉用ハンドルで 180°開閉可能 な扉となっており、周囲に保温材が取り付けられている。サンプラーの下には漏えいナ トリウム受皿があり、受皿の底部にはサンプリングチューブに沿って漏えい検出器が取 り付けられ、万一のナトリウム漏えいに備えている。さらにボックスの底部にはシース ヒータがあってサンプリングチューブを予熱できるようになっている。

サンプリング方法は、サンプリングボックスとナトリウム出入口配管を予熱ヒータに より所定の時間予熱後、サンプリングラインをナトリウムで約24時間フラッシングし た後、ナトリウムフローを止める。空気置換後ボックスの前面扉を開け軸流ブロワによ り空気を吹き付けて、ナトリウムを冷却固化する。室温まで冷却した後、スウェッジロ ック部からサンプリングチューブを外し、両端にスウェッジロックプラグをして密封す る。これらは「もんじゅ」においても同様である。

(3) 1次系カバーガスのサンプリング

「常陽」1次系アルゴンガスサンプリング装置の概略図を図 6.3-31)に示す。



図 6.3-3 「常陽」1 次系アルゴンガスサンプリング装置概略図 ¹⁾

サンプリング装置は、原子炉建家操作室(オペフロ)床面に埋め込まれており、サン プリングポットはカバーガスの放射化および燃料被覆管破損時におけるカバーガスの放 射能汚染等を考慮して、鉛遮蔽体下部に吊り下げられている。サンプリングポットとカ バーガス配管はクイックコネクタ継手構造で接続し、床上部から解除ピンにより容易に クイックコネクタの接続が外せるようになっている。サンプリングポットは、サンプリ ングガスが漏れないようベローズバルブが使用され、バルブ用開閉金具で接合され弁遠 隔操作用シャフトにより開閉される。遮蔽プラグ底部には、シール用 O リングが取り付 けられ、万一クイックコネクタ等よりカバーガスが漏れた場合でも、床面上に漏えいし ない構造になっている。さらに、装置の床面には放射線モニター用配管と置換用アルゴ ン配管が接続され、漏えいの監視および雰囲気のパージに使用されている。

サンプリングの手順は以下のとおりである。

- ①ナトリウム分析棟であらかじめ熱処理(100℃で4時間空焼きし、ポット内をアル ゴンガスでパージ)したサンプリングポットを装着し、遮蔽プラグをセットする。
- ②サンプルラインの出入口弁およびサンプリングポットの出入口弁を開とし、約2時間フラッシングした後、サンプルライン出口弁を閉とする。

③サンプルライン入口弁、サンプリングポット出入口弁を全閉としサンプリングする。 サンプリングポットの取り出しは⁴¹Ar の放射能を減衰させた後、床上部から解除ピン を押しクイックコネクタの接続を外し、サンプリングポット周囲の雰囲気をアルゴンガ スでパージ後、遮蔽体とともにサンプリングポットを引き上げる。

(4) 2次系カバーガスのサンプリング

「常陽」2次系アルゴンガスサンプリング装置のガスサンプラーは全長 404mm、外径50.8mmのステンレス製円筒型容器で両端にはニードルバルブが各1個取り付けられている。サンプリング容器とカバーガス配管とはクイックコネクタ継手構造により接続し、サンプリング容器を容易に取り出すことが可能である。

サンプリング方法は、1次系カバーガスと同様にナトリウム分析棟であらかじめ熱処 理されたサンプリング容器を装着し、容器の出入ロニードルバルブを開け、約2時間フ ラッシング後、容器の出口ニードルバルブを閉とした後、入口ニードルバルブを閉とし サンプリングする。

6.3.2 分析方法

ナトリウム中の酸素、水素、炭素等の非金属不純物や金属不純物、CP、FP、核燃料物質等の不純物は原子炉系統の腐食挙動や質量移行、燃料破損状況を知るうえで重要 である。これらの成分について、純度管理分析として実用性のある分析法を確立するた め、①ナトリウムと不純物成分の分離法、②不純物成分間の分離法、③測定に使用する 分析器具、装置、④分析精度、定量下限等について検討するとともに、開発した分析法 のサーベイを行なって改良を進めてきた。

「常陽」においてサンプリングしたナトリウムの分析は図 6.3-4 に示すように成分ご とに指定された位置から分析試料を分取し、図 6.3-5 に示す操作を経て各成分の濃度を 測定している。

一方、カバーガス中の不純物濃度を正確に測定し、基準以下の濃度を維持することは 間接的にナトリウム系の運転状態の健全性を把握することになり、原子炉の運転を円滑 に行なううえでナトリウムと同様に重要である。カバーガスの純度管理分析において、 対象不純物のうち非放射性成分は水素、酸素、窒素等であり、これらをガスクロマトグ ラフ法で分析している。また、放射性成分としては³H、⁸⁵Kr、¹³³Xe 等であり、これら の挙動は①生成トリチウムの濃度監視、②カバーガスの放射能レベルの把握、③燃料破 損検出系のバックアップ等、プラント運転管理に必要な情報源となっている。

「常陽」においてサンプリングしたカバーガスの分析は図 6.3-6 に示す操作を経て各 成分の濃度を測定している。

なお、ナトリウムおよびカバーガスの純度管理分析は、「もんじゅ」でもほぼ同様の 方法で行なわれる。



単位:mm

図 6.3-4 ナトリウム分析試料の分取位置



図 6.3-5 ナトリウム中の不純物分析操作手順



図 6.3-6 カバーガスアルゴン中の不純物分析操作手順

(1) ナトリウム

(i) 2次サンプリング (試料の分取)

ナトリウムは空気や水分と反応しやすく空気雰囲気中で取り扱うことは危険性があ る。また、分析のためにナトリウム試料を取り扱う際には、試料外部からの不純物の混 入を防ぐ必要がある。さらに、試料に放射性物質を含んでいる場合には、作業雰囲気に 拡散する危険性がある。これらを防ぐために、ナトリウムの2次サンプリングは、高純 度に維持管理された不活性ガス雰囲気のグローブボックス内(酸素:1ppm以下、水分: 1ppm以下)でサンプリングチューブから実施する。系統からサンプリングしたナトリ ウムは、ステンレス製のサンプリングチューブに固化した状態でナトリウム分析棟に搬 入される。このサンプリングチューブ内からナトリウム試料を取り出す方法には、「溶出 法」と「押出法」とがある。前者はステンレス製チューブ成分からの微量元素の混入を 防ぐ操作が必要である場合に用いる方法であり、チューブ外部からの加熱操作によりナ トリウムを溶融させて取り出す。後者その必要のない場合に用いる方法であり、チュー ブ外部から圧力を加えチューブを潰すことでナトリウムを取り出す。

- (ii) 一般成分分析
- (a) O (酸素) 分析
 - 分析法:真空蒸留分離中和滴定法
 - 概要:サンプラーからナトリウムを溶出法(溶出温度約 120℃)により分取した
 後、真空蒸留法により蒸発除去し、酸化ナトリウムを蒸留残渣として分離す
 る。蒸留残渣を純水で溶解し、生成する水酸化ナトリウムを塩酸標準溶液で
 中和滴定し、間接的に酸素を定量する。本法はナトリウム試料 10g を用いて
 1 ppm 以上の定量に適用できる。
- (b) C(炭素)分析
 - 分析法:湿式酸化ガスクロマトグラフ法
 - 概要:サンプラーからナトリウムを押出法により分取した後、低圧水蒸気により 分解し、生成塩を硫酸で中和する。これを蒸発乾固した後、湿式酸化剤を加 えて加熱し炭素を酸化する。生成する二酸化炭素をコールドトラップに捕集 した後、キャリアガス(He)でガスクロマトグラフに導入して炭素を定量す る。本法はナトリウム試料 1g を用いて 2ppm 以上の定量に適用できる。
 - (c) N(窒素)分析

分析法:ケルダール蒸留分離イオンクロマトグラフ法

- 概要:サンプラーからナトリウムを押出法により分取した後、30%の水酸化ナト リウム溶液で滴下分解する、これを純水で希釈し、アルゴンガスを通しなが ら加熱して窒素化物の加水分解により生成したアンモニアを希塩酸溶液に捕 集する。捕集溶液をイオンクロマトグラフへ導入し窒素を定量する。本法は ナトリウム試料 2g を用いて 0.2ppm 以上の定量に適用できる。
- (d) H (水素) 分析

分析法:アマルガム還流ガスクロマトグラフ法

概要:清浄な反応容器内にナトリウムアマルガムを入れ、内部に高純度アルゴン ガスを満たし、サンプラーからナトリウムを押出法により分取した後、反応 容器内のアマルガムに溶解する。これを 380℃に加熱し、水素化合物の分解 により放出された水素ガスをガスクロマトグラフへ導入し水素を定量する。 本法はナトリウム試料 5g を用いて 0.1ppm 以上の定量に適用できる。 JNC TN9410 2005-011

(e) Cl (塩素) 分析

分析法:イオン交換分離イオンクロマトグラフ法

- 概要:サンプラーからナトリウムを押出法により分取した後、低圧水蒸気により 分解する。分解溶液は陽イオン交換樹脂を通してナトリウムと分離する。この分離溶液をイオンクロマトグラフへ導入し塩素を定量する。本法はナトリウム試料 2gを用いて 0.2ppm 以上の定量に適用できる。
- (f) Fe、Cr、Ni、Mn、Co(微量金属成分)分析
 - 分析法:真空蒸留分離フレームレス原子吸光法(または真空蒸留分離 ICP 質量分析 法)
 - 概 要:酸素分析(上記(a))後の溶液に混酸(塩酸+硝酸)を加えて金属成分を 溶解し、原子吸光法または ICP 質量分析法により各金属成分を定量する。

成分	分析法	Na 試料(g)	定量下限(ppm)
Fe	原子吸光法	5	0.02
\mathbf{Cr}	ICP 質量分析法	11	0.002
Ni	11	11	0.0004
Mn	11	11	0.0003
Co	11	11	0.0001

各成分の分析法および定量下限を以下に示す。

- (ⅲ) 放射性成分分析
- (a)²²Na、^{110m}Ag分析

分析法:水蒸気分解γ線計測法

- 概 要:サンプラーからナトリウムを溶出法により分取した後、低圧水蒸気によ り分解し、生成塩を硝酸で中和して酸性溶液とする。この酸性溶液をゲル マニウム半導体検出器でγ線計測することにより定量する。本法はナトリ ウム試料 1g を用いて1×10⁻¹Bq/g 以上の定量に適用できる。
- (b) ³H 分析

分析法:酸化捕集β線計測法

- 概要:サンプラーからナトリウムを押出法により分取した後、30%の水酸化ナトリウム溶液で滴下分解し、発生する水素ガスを加熱した酸化銅に通してトリチウム水として冷却捕集する。また、試料分解液は塩酸で中和した後、加熱蒸留することによりナトリウム塩とトリチウム水を分離する。二つの捕集水に液体シンチレータを加え、液体シンチレーションカウンタでβ線計測してトリチウムを定量する。本法はナトリウム試料 2gを用いて 3Bq/g以上の定量に適用できる。
- (c) ¹³⁷Cs(FP 核種)分析

分析法:リンモリブデン酸アンモニウム分離γ線計測法

概 要:サンプラーからナトリウムを溶出法により分取した後、低圧水蒸気によ

り分解し、生成塩にセシウムとモリブデン酸アンモニウムを加えて沈殿を させた後、ろ過分離し硝酸を加えて酸性溶液とする。この酸性溶液をゲル マニウム半導体検出器で γ 線計測することにより定量する。本法はナトリ ウム試料 5g を用いて 2×10⁻¹Bq/g 以上の定量に適用できる。

(d) ²³⁸U分析

分析法:真空蒸留分離 ICP 質量分析法

- 概要:サンプラーからナトリウムを溶出法により分取した後、真空蒸留法により蒸発除去し、ウランを蒸留残渣として分離する。蒸留残渣を塩酸と硝酸の混酸を加えて蒸発乾固し、硝酸を加えて酸性溶液とする。この酸性溶液を ICP 質量分析装置で質量分析することにより定量する。本法はナトリウム試料 10g を用いて 5×10⁻²ng/g 以上の定量に適用できる。
- (e) ²³⁹Pu 分析

分析法:真空蒸留イオン交換分離α線計測法

- 概要:サンプラーからナトリウムを溶出法により分取した後、真空蒸留法により蒸発除去し、プルトニウムを蒸留残渣として分離する。蒸留残渣を塩酸と硝酸の混酸を加えて蒸発乾固し、硝酸を加えて溶解した後、イオン交換分離を行いステンレス板に電着する。この電着試料をシリコン半導体検出器でα線計測することにより定量する。本法はナトリウム試料 15gを用いて1×10⁻⁵Bq/g以上の定量に適用できる。
- (2) カバーガス
- (i) 一般成分分析

分析対象は N₂、O₂、CO、CO₂、H₂、CH₄、He である。分析法:ガスクロマトグラフ法

概要:サンプラー内のガスをガラス製の試料導入装置に導入し、定容量の試料 ガスをガスビューレットで計量した後、ガスクロマトグラフに導入し、各 成分のクロマトグラムを記録測定して定量する。

各成分の定量下限を以下に示す。

成分	定量下限(vol.ppm)
N_2	5.0
O_2	3.0
CO	10
CO_2	20
${ m H}_2$	0.4
CH_4	3.0
He	0.4

(ii) 放射性成分分析

JNC TN9410 2005-011

(a) ³H 分析

分析法:酸化捕集β線計測法

- 概 要:サンプラーからガスを分取して、キャリアガス(He)とともに加熱した 酸化銅に通し、トリチウム水として冷却捕集する。この捕集液に液体シン チレータを加え、液体シンチレーションカウンタでβ線計測してトリチウ ムを定量する。本法の定量下限は1×10⁻²Bq/ml である。
- (b) ⁸⁵Kr、¹³³Xe 等(希ガス FP 核種)分析
 - 分析法:濃縮分離γ線計測法
 - 概 要:原子炉容器内からサンプリングしたカバーガス(300ml)を活性炭に通し て、希ガス成分(Ar、Kr、Xe)を活性炭に保持させた後、Ar のみをパージ 除去し、活性炭に残留保持した Kr および Xe を加熱して活性炭から脱離さ せてガラスバイアル(30ml)に濃縮回収する。この試料をゲルマニウム半導 体検出器でγ線計測して希ガス FP 核種を定量する。本法の定量下限は 1 ×10⁻²Bq/ ml である。

[参考文献]

1) 伊藤和寛、他: "高速実験炉「常陽」冷却材及びカバーガス純度管理データベース"、 JNC TN9410 2000-008 (2000)

6.4 ナトリウム取扱技術

6.4.1 輸 送

(1) 法的要求事項

危険物の運搬および移送に係る法的要求事項は、消防法、危険物の規制に関する政 令(以下、危政令と略す。)、その危険物の規制に関する規則(以下、危規則と略す。)、 危険物の規制に関する技術上の基準の細目を定める告示(以下、危告示と略す。)等に おいて規制される。以下にその概要を示す。なお、10.2.1 も併せて参照のこと。

(i) 危険物の運搬基準(消防法第16条)

危険物の運搬は、その運搬容器、積載方法および運搬方法について、危政令で定め る技術上の基準に従って行なわなければならない。

- ①運搬容器は、危政令第28条の規定による危険物を運搬するための運搬容器の技術上の基準で定められた材質、構造および最大容積であること。
- ②積載方法は、危政令第29条の規定による積載方法の技術上の基準に従い、前条の運搬容器に収納して積載すること。運搬容器の外部に、危険物の品名、数量等を表示して積載すること。当該危険物が転落し、または危険物を収納した運搬容器が落下し、転倒し、若しくは破損しないように積載すること等である。
- ③運搬方法は、危政令第30条の規定による運搬方法の技術上の基準に従い、危険物また は危険物を収納した運搬容器が著しく摩擦または動揺を起さないように運搬すること。 指定数量以上の危険物を車両で運搬する場合には、総務省令で定めるところにより、当 該車両に標識を掲げること。指定数量以上の危険物を車両で運搬する場合において、積 替、休憩、故障等のため車両を一時停止させるときは、安全な場所を選び、かつ、運搬 する危険物の保安に注意すること。指定数量以上の危険物を車両で運搬する場合には、 危政令第20条に規定する消火設備のうち当該危険物に適応するものを備えること。危 険物の運搬中危険物が著しくもれる等災害が発生するおそれのある場合は、災害を防止 するため応急の措置を講ずるとともに、もよりの消防機関その他の関係機関に通報する こと等である。
- (ii) 危険物の移送(消防法第16条の2)

当該危険物を取り扱うことができる危険物取扱者を乗車させること。その危険物取扱者 は、**危政令第 30 条の 2** の基準の遵守、免状の携帯が課せられる。

危政令第30条の2に定められた移動タンク貯蔵所による危険物の移送に関する基準の概要は、次のとおりである。

- ①危険物の移送をする者は、移送の開始前に、移動貯蔵タンクの底弁その他の弁、マンホールおよび注入口のふた、消火器等の点検を十分に行なうこと。
- ②危険物の移送をする者は、当該移送が総務省令(危規則第47の2)で定める長時間 にわたるおそれがある移送であるときは、2人以上の運転要員を確保すること。

- ③危険物の移送をする者は、移動タンク貯蔵所を休憩、故障等のため一時停止させる ときは、安全な場所を選ぶこと。
- ④危険物の移送をする者は、移動貯蔵タンクから危険物が著しくもれる等災害が発生 するおそれのある場合には、災害を防止するため応急措置を講ずるとともに、もよ りの消防機関その他の関係機関に通報すること。

⑤移動タンク貯蔵所(危険物の移送)には、危政令第26条の1第九項で定める点検記

録、書類をそなえること。

(iii) 移動タンク貯蔵所の基準(危政令第15条)

移動タンク貯蔵所による危険物の移送の概念から、**危政令第15条**で定められる移動 タンク貯蔵所の基準が適用されることから、これを遵守すること。

(iv) 消火設備の基準(危政令第 20 条)

移動タンク貯蔵所にあっては、危規則第35条の第二項で定められた消火設備を設ける こと。

(2) 一般的留意事項¹⁾

金属ナトリウムは容器に入れて輸送される。大量の場合は保温装置のあるタンク貨 車で輸送されることもある。金属ナトリウムは乱暴な取扱、不注意な管理により思わ ぬ原因で災害を引き起こす恐れがあるから、次の諸点に注意しなければならない。 ①容器の移動や運搬に際しては、危険物保安監督者が立会い、その監督の下で行う。

- ②容器を引きずったり、滑らせたり、落としたり、互いに激突させる等乱暴な取扱を してはならない。
- ③容器を車両、船舶で運搬する時は、転落を防止するため専用架台等を設け、歯止め、 縄がけ等により、縛り固定させる。
- ④水や湿気等に触れないようにする。
- ⑤不活性ガス等封入の状態で輸送する場合は、容器からのガス漏れの有無を確認可能 として、やむを得ないガス漏れがある場合は、ガスボンベを積載してガスを供給し ながら輸送する。
- ⑥酸化性塩類、腐食性液体および酸類等との混載を避ける。
- ⑦敷地内の運搬では、できるだけ専用の運搬車を用い、台車で運ぶ場合は絶対に突き 放してはならない。
- ⑧運搬車両には危険物関係法令に定められた「危」の表示板を車両前後の見易い箇所 に掲げなければならない。

(3) 移送の実績

(i) 「もんじゅ」での移送²⁾

平成3年に実施された「もんじゅ」でのナトリウム受入においては、1次系、2次系

6.4 - 2

で使用する約 1,680ton のナトリウムをフランスから移送した。この移送は、海外から のコンテナ輸送となったことから、ISO タンクコンテナ国際規格、IMO(International Maritime Organization:国際海事機関)-IMDG コード(International Maritime Dangerous Goods:危険物海上運送規約)等の規定に従って実施された。

使用されたコンテナの外観を写真 6.4-1 に示す。

「もんじゅ」では上記のコンテナ 50 基を2回使用する計画とし、実績輸送基数は 92 基であった。

(ii)「常陽」2次系補充における移送

「常陽」の2次系ナトリウム補充は、MK-III改造に伴う冷却系統容積の増加分に対応し て約2.1tonを補充したものである。補充容量が少なかったこともあり、輸送はドラム 缶を用いて実施された。

輸送の状態を写真 6.4-2 に示す。



写真 6.4-1 「もんじゅ」輸送用コンテナ



写真 6.4-2 「常陽」輸送用ドラム缶 積みおろし

6.4.2 貯蔵・保管

(1) 法的要求事項

危険物の貯蔵および保管に関しては、**消防法第 10 条**で定められる危険物の貯蔵・取 扱の制限を遵守しなければならない。

このうち、貯蔵所の位置、構造および設備の技術上の基準は**危政令第 10~16 条**に、 取扱所の基準は**危政令第 17~19 条**に定められている。

また、貯蔵所または取扱所での取扱は、危政令第24~27条に定められている。

(2) 一般的留意事項^{1),3)}

購入ナトリウムや機器・配管等から取出したナトリウムを保管する作業の場合には、 次の点に注意しなければならない。

①ナトリウムは独立し、乾燥した平屋建の耐火建築で、通気がよく床がコンクリート か金属板の倉庫に貯蔵する。

- ②倉庫は屋根や窓から雨水が漏れないように設計され、床は水の流入を防止するため 地面より高くする。
- ③倉庫内の高所に換気口を設けて湿気の停滞を防止し、結露防止にも留意しなければ ならない。
- ④内部に水、蒸気のパイプを設置してはならない。
- ⑤容器は適当な架台上に置き、水と偶然に接触する事を防止する。
- ⑥倉庫内には他の薬品類を収納しないようにし、特に酸化性塩類、腐食性液体、酸類 と同置してはならない。
- ⑦倉庫は定期的に点検して不良箇所の発見と補修改善に務め、保管中の安全を図る。
- ⑧発火時の消火用に適当な消火剤を充分に備えておき、また、火災感知設備を設置しなければならない。
- ⑨実験室等で少量のナトリウムを保管する場合は、パラフィン、軽油または灯油に浸してガラス容器内に密栓し、これをふたつきの金属性容器に入れ、他の薬品類と隔離しておく。
- ⑩密封不良や損傷等による事故、トラブル等を防止するため、充分なシール性を持った構造の鋼製ドラム缶や鋼製容器で貯蔵・保管する。また、不活性ガス等を封入した場合は、ガス圧力の低下、空気の混入による事故、トラブル等を防止するため、定期的にガス圧を確認する。
- ①保護液を封入した場合は、保護液の漏出、空気の混入による事故、トラブル等を防止するため、必要に応じて容器損傷の有無を確認する。
- (2)ナトリウム取扱所またはナトリウム貯蔵所として指定された場所で行い、目的、量、 内容物、期間、担当者等を明確にした表示・標識を行う。

6.4.3 装置等への充填^{1),3)}

装置等への充填は、仮設の系統を構成することから漏えい等のトラブルが発生する 可能性が比較的高いため、特に慎重な対応が必要である。留意事項を以下に記す。

①充填される装置等について、事前に漏れの有無、清浄度、乾燥を確認する。

- ②充填する装置等は不活性ガスを用いて、不純物の排除を行なう。この時、特に不純物の混入を低減する必要がある場合は、配管、機器をヒータで加熱してガス置換を繰り返し行なう。
- ③充填する前には、充填される装置等が充填されるナトリウムの温度と同程度の温度 となるように予熱し、熱衝撃やナトリウムの凝固を防ぐ。ナトリウムの融解には、 電気抵抗加熱、誘導加熱、ガス炎加熱、熱媒体加熱等が使われるが、局所加熱が起 きないように注意しなければならない。不活性力バーガスの熱膨張も忘れてはなら ない。
- ④充填される装置には普通、貯蔵(またはダンプ)タンクがあって、まずこれに移される。それと充填元の容器との連結には適当なパッキングを用いたステンレス配管を用いる。

- ⑤配管の一部に、ステンレスフレキシブルチューブ(ガード金網付)を用いると操作が 容易である。充填系統の途中に、精製用のステンレス鋼焼付けフィルター(円筒コッ プ形、孔径 20~50µ)を設置すると初期の異物除去に効果的である。
- ⑥ナトリウムを充填する系統は、万一の漏えい時に速やかにナトリウムの流れを止められるように自然流下方式は避け、容器上部からサイホンを用いて、容器カバーガス圧入、装置側の減圧、ポンプによる移送、またはこれ等の組合せによるのがよい。カバーガス圧の加圧または減圧に際しては、差圧を可能な限り小さくするものとする。6.4.4においても同様である。
- ⑦予熱不良による事故、トラブル等の防止のため、配管・機器等の予熱状態を確認・ 把握する。
- ⑧過充填による事故、トラブル等を防止するため、各温度計、各液面計等で装置の状況を確実に把握する。
- ⑨ナトリウムの熱膨張による事故、トラブル等を防止するため、各機器、系統を膨張 タンクと連通させてナトリウムの体積、液位等変化を吸収する。
 - 「常陽」2次系ナトリウム補充時の作業状況を写真 6.4-3から写真 6.4-5に示す。



写真 6.4.3 「常陽」 輸送用ドラム缶の接続



写真 6.4.4 「常陽」ドラム缶の予熱



写真 6.4.5 「常陽」2 次系ナトリウム補充作業の実施状況

6.4.4 容器、タンク等への充填³⁾

- ①容器は、充分なシール性を持った構造の鋼製ドラム缶または鋼製容器とする。
- ②容器、機器、充填のために取付けた配管等の下部には、鋼製床ライナーまたは鋼製受皿 を設置する。
- ③容器を洗浄する場合は、ナトリウムとの危険な反応を防止するため、フッ素、塩素等の ハロゲンを含むものを使用しない。
- ④容器の異常によるナトリウム漏えい等の事故を防止するため、不活性ガス等で内部を置換し、加圧試験を行って健全性を確認する。
- ⑤容器を加熱する際は、局所的な高温部、低温部の発生を防止するため、段階的に昇温す るなど適切な加熱方法の選択、装置の設計等を行う。
- ⑥容器の熱衝撃やナトリウム凝固等による事故、トラブル等の発生を防止するため、容器の温度を充填ナトリウム温度と同じ程度にする。ナトリウム純度が悪い場合は、不純物の析出による配管閉塞等を防止するため、充填ナトリウム温度よりやや高めに設定する。
- ⑦過充填等による事故、トラブル等の発生を防止するため、カバーガスの温度上昇、熱膨 張等の変化を観察する。
- ⑧ナトリウム供給は、漏れや発火等の際の安全措置が比較的容易な供給側容器上部からの 加圧方式、受入側容器の減圧方式またはポンプ方式あるいはこれらの組み合わせで行う。

「参考文献]

- 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター: "高速増殖炉技術読本"、PNC TN9100 96-014、第3編第4章(1996)
- 2) 藤本 武、他:"高速増殖原型炉もんじゅ ナトリウム受入れ(輸送)"、PNC ZN2410 94-076 (1994)
- 3) 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター:共通作業要領集 「ナトリウムの取扱作業 要領」(平成 16 年 9 月)
6.5 ナトリウムの処理技術 1)-4)

冷却材として多量のナトリウムを取り扱う高速炉や試験施設においては、保守・修理・ 試験・検査・廃棄等の作業によって機器、部材、試験体等に付着したナトリウムやナト リウムと水および空気等との反応生成物を除去(洗浄処理)しなければならない。ナト リウムは、化学的に活性度が高く、水とは爆発的に反応することもあるが、ナトリウム の性質を十分に理解し、その性質をうまく利用すれば、ナトリウムの洗浄処理は安全か つ効果的に行うことができる。

ナトリウムの洗浄処理は安全に、かつ熱や腐食などで機器を損なわないように行う必要がある。洗浄処理では水素ガス、ミスト、その他化学反応に伴う生成物が発生するほか、条件によっては発火や爆発の可能性もあるので、作業用装備、遮へい壁、処理施設などを有効に利用して安全に十分配慮して実施することが肝要である。

原子炉の1次系冷却材として使用されるナトリウムは、炉心での照射によって放射化 (²²Na, ²⁴Na)するとともに、放射性腐食生成物(CP)が含まれる。また、燃料破損 が発生した場合には核分裂生成物(FP)も加わる。原子炉においては、これらの放射性 物質を含むナトリウム(以下、放射性ナトリウムと略す。)が燃料交換に伴って燃料集合 体に付着した状態や、保守・修理、試験・検査、廃棄等によって機器、部材等に付着し た状態で冷却系から持ち出される。これらの放射性ナトリウムの洗浄処理の基本的な技 術は非放射性ナトリウムと同様であるが、被ばくの防止、放射性物質の放出防止の観点 から取扱方法や処理設備の構造に違いがある。すなわち、放射性物質としての取り扱い の観点から放射線防護の装備、放射線遮へいおよび放射性廃液、廃ガス処理に対応した 施設を用いることなどが必要となる。

本節では、それらの洗浄処理技術に関し、目的、処理方法の種類、処理方法の選択、 具体的な処理方法、処理時の注意事項、洗浄廃液処理等について述べる。さらに、ナト リウム施設の解体・廃棄に伴って発生するナトリウムの廃棄についても記す。

6.5.1 ナトリウム洗浄処理の目的

ナトリウムの付着した機器部品等の保守・修理・試験・検査・廃棄等の作業に当たっ ては、下記に示す理由によりナトリウムを洗浄処理する必要がある。

- ①ナトリウムが空気と反応して発火することもあるので、点検、補修等の作業を安全に 実施できるようにする。
- ②ナトリウムが空気や湿分と反応して、苛性ソーダに変化することもあるので、アルカ リ腐食による材料の損傷を防止する。
- ③材料試験や補修を行ううえでナトリウムが存在すると表面観察や材料試験に影響を与 える。また、補修溶接作業時にナトリウムが溶接部に存在すると、ナトリウムイオン の影響によって溶接部に欠陥を誘発するため、それらを防止する。

6.5.2 ナトリウム洗浄処理方法の種類

これまで国内外で種々の洗浄処理方法が実施されてきた。その方法を大別すると、物

理的方法と化学的方法に分けられる。それぞれの特徴の概要を表 6.5-1 に示す。

(1) 物理的方法

物理的方法は、ナトリウムを熱媒体もしくは予熱などによって融点以上に昇温し、 付着したナトリウムを排出除去するもので、以下の3種類の方法がよく利用される。

①高温油(パラフィンなど)によりナトリウムを融解する方法

②外部予熱(ヒータ、ガスバーナーなど)によりナトリウムを融解する方法 ③真空蒸留方法

しかし、不純物を多く含んだナトリウムや複雑な構造を有するものが処理対象物の 場合に、大気中での発火の可能性が高く、また予熱に手間がかかるなど簡便にいかな いことが多い。

(2) 化学的方法

化学的方法は、ナトリウムが不活性ガス以外のほとんどの気体および鉱物油以外の液 体と反応する性質を利用して除去するものであり、以下の方法が利用される。

①水蒸気洗浄方法(大気中、真空中、不活性ガス中洗浄方法を含む。)

②アルコール洗浄方法(循環、浸漬洗浄方法を含む。)

③アンモニア洗浄方法

④水洗浄方法(温水および温水減圧沸騰、超音波、電気分解洗浄方法を含む。)

⑤燃焼処理方法

⑥炭酸ガス処理方法

このうち放射性ナトリウムの処理の現実的な洗浄方法は化学的方法に限定される。これまで国内外で実績のある洗浄方法は表 6.5-1 のうち以下のものである。

a.水蒸気洗浄方法(不活性ガス中洗浄)

b.アルコール洗浄方法(循環、浸漬洗浄方法を含む。)

c.炭酸ガス処理方法

主に使用されている除去剤(洗浄処理剤)は、水、水蒸気、アルコール、アンモニア などである。

この時の主たる反応は、

Na+H₂O(g)→NaOH+1/2H₂(g) (水・蒸気) Na+R·OH(l)→R·ONa+1/2H₂(g) (アルコール) Na+NH₃(l)→NaNH₂+1/2H₂(g) (アンモニア)

で表される。

		洗浄・処理方法	主な利点	注意点、欠点など
	1	高温油によりナトリウム を融解する方法	 1. 安全にナトリウムを分 離できる。 2. 排煙処理装置不要 	 1. 完全な洗浄ができない。 2. 廃油処理が必要
物理的除去方法	2	外部予熱によりナトリウ ムを融解する方法	 31. 多量のナトリウム処理 に適している。 2. 廃棄物がナトリウムだ けである。 	 1. 予熱設備が必要 2. ナトリウムが発煙する 可能性あり 3. 表面腐食が増大するこ とがある。
	3	真空蒸留洗浄方法	 試験装置に取り付けた 状態で除去できる。 安全である。 	 ベーパートラップ、真空 ポンプなどの機器、予熱 装置などを必要とする。 洗浄時間が長く完全な 洗浄ができない。
化学的方法	2	 水蒸気洗浄方法 1)大気中で実施する方法 2)不活性ガス雰囲気中で 実施する方法 3)水蒸気と不活性ガスの 混合ガスを用いる方法 アルコール洗浄方法 1)アルコール浸漬法 2)アルコール循環法 	 1. 安価である。 2. 廃棄物の処理が比較的 容易 3. ほぼ完全な処理ができ る。 4. 実績が大である。 1. 反応速度がゆるやかで ある。 2. ほぼ完全な処理ができ る。 3. アルカリ腐食を引き起 	 1. 水素の空気との反応に 注意が必要 2. アルカリ腐食を引き起 す可能性あり 3. 排煙(廃ガス)、廃水処 理装置が必要 1. 廃アルコールの処理が 必要 2. 洗浄時間が長い。 3. アルコールの引火に注 意を要する。
	3	アンモニア洗浄方法	 4. 実績が大である。 1. 安全である。 	アンモニアの処理が必要
	4	水洗浄方法	 2. 実績が少ない。 1. 安価である 2. 完全に洗浄ができる。 3. 最終洗浄として用いる。 4. 複雑形状、隙間形状の場合に効果大である。 	 急激な処理の場合、洗浄 物に損傷を与える場合 あり 残留ナトリウム量大の とき注意が必要 実績の少ない洗浄方法 もある(温水および温水 減圧沸騰、超音波、電気 分解洗浄方法)。
	5	燃焼処理方法	水素の発生がないので安 全に処理できる	1. 排煙、廃液処理装置など の設備を必要とする。
	6	炭酸ガス処理方法	 1. 安全、簡便である。 2. 炭酸ナトリウムを生成 するのでアルカリ腐食を 起すおそれが少ない。 	 1. 反応時間が長く、ナトリ ウム量が多いと完全に 炭酸化し難い。 2. 反応生成物を除去する ための洗浄工程を必要 とする。

表 6.5-1 主な洗浄処理方法の種類と特徴 4)

6.5.3 被洗浄処理物と洗浄処理方法の選択

ナトリウムの付着した機器、部品等の洗浄処理作業は、ナトリウム取扱い技術の中で も危険を伴う作業であり、その洗浄処理方法の選択はいろいろな角度から検討し、総合 的判断により決定すべきである。以下に洗浄処理方法を選択するうえで検討すべき項目 を示す。

(1) 洗浄処理技術に関して

- ①予想されるナトリウムの化学的反応に対してその洗浄処理作業が安全であること。②被洗浄物の保守、点検、検査が可能な洗浄方法であること。
- ③再使用機器に関してはナトリウム反応生成物(特に NaOH)による材料への損傷 を与えない洗浄方式であること。
- ④被洗浄物および洗浄廃液のスクラップ化および廃棄による環境への影響を避けられる洗浄方法であること。

(2) 洗浄処理方法を選択する上での検討項目

- ①洗浄目的
- ②再使用か廃棄か
- ③機器の大きさ、形状
- ④ナトリウムの付着量および付着状態
- ⑤各洗浄処理方法の利点、欠点および実績
- ⑥洗浄処理後の廃棄物の処理
- ⑦関連法規
- ⑧安全で効果的であるか
- ⑨経済性

6.5.4 ナトリウム洗浄処理方法

(1) 物理的除去

(i) 高温油によりナトリウムを融 解する方法

高温油による洗浄は、配管、弁等 の内部に詰ったナトリウムを除去 する粗洗浄に使用され、完全に洗浄 するには化学的除去方法と併用し なければならない。高温油としては、 流動パラフィン(鉱物油)が一般に 使用される。この方法は、図 6.5-1 に示すように、ナトリウムと共存性 の良いパラフィン中に洗浄する機 器を完全に浸漬し、ナトリウムが空 気と反応しないようにしたうえで



図 6.5-1 高温油によりナトリウムを融解する 方法の一例 ³⁾

ナトリウムを加熱溶出させるもので、ナトリウムの発火がなく、また、ナトリウムはパ ラフィンより比重が大きいので洗浄容器の下部に溜まり、分離されるので容易に回収で きる。ただし、パラフィンは可燃性オイルであり、200℃以下(120℃~150℃)の温度 で洗浄作業を行わなければならない。付着ナトリウムをよく溶出させるために、被洗浄 物の傾きを変化させるとよい。

(ii) 外部加熱によりナトリウムを融解する方法

この方法も高温油の場合と同様に被洗浄物の粗洗浄に使用される。ナトリウムの詰っ た機器等を十分に乾燥した受皿にのせ、外部から電気ヒータ、プロパンバーナ等を使用 して被洗浄物を加熱し、ナトリウムを溶出させる方法である。大気中で作業する場合、 ナトリウムの温度を上げすぎると発火しやすいので、ゆっくり昇温する必要がある。と くにコールドトラップやベーパートラップのメッシュなどにナトリウムが付着してい る場合は、ナトリウム量に対し表面積が大きくなっており空気中に一気にさらされると 空気との発熱反応によってナトリウムが加熱され、発火しやすくなるので、ゆっくり昇 温しつつ、過剰に温度を高めないことが重要である。ナトリウムが溶出してくる端部を 加熱しないで、中央部ばかり加熱すると、内部の圧力が上昇し、爆発のようにナトリウ ムが飛散することがあるので、加熱は均一に行うことが望ましい。また、作業に使う器 具類は十分乾燥させたうえで使用するほか、溶融したナトリウムおよび器具に付着した ナトリウムの潮解抑制に配慮することが重要である。これらが不十分な場合にはナトリ ウムが急激に飛散するおそれもある。

発火を完全に防ぐには、被洗浄物を不活性ガス雰囲気の容器に入れ、その容器ごと昇 温し、ナトリウムを溶出させれば良いが、大型機器では加熱容量(設備)が大きくなり 実用的ではない。

除去したナトリウムは後述の 水蒸気洗浄法や燃焼処理に示す方 法等で最終処理するまで、鋼製容 器の不活性ガス等の雰囲気で安全 に保管する。

(iii) 真空蒸留洗浄法

この方法は、被洗浄物を 200℃ 程度に予熱しておき、内部あるい は洗浄容器内を真空にし、付着ナ トリウムを蒸気化させて除去する 洗浄方法で、高温ほど洗浄効果が 高い。蒸気化したナトリウムは、 真空ポンプと被洗浄物の間に置か れたメッシュ等の低温部で捕獲し、



図 6.5-2 真空蒸留洗浄方法の一例 3)

ナトリウムが大気中へ放出されないようにしなければならない。図 6.5-2 に設備構成の 例を示す。

真空引きに当たっては、内部に空気が入らないように洗浄物の開口部の養生を完全に 行う必要がある。また、酸化ナトリウム(Na₂O)等の不純物は蒸気化しないので別途洗 浄する必要がある。

(iv) その他

その他の物理的除去としては、タガネ、ヘラ等を用いてナトリウムを削り取る方法が あり、除去作業は空気中あるいは不活性ガス中で行われる。

使用するタガネ、ヘラ等は十分乾燥したものを使い、使用後はできる限りナトリウム を除去し、水洗浄またはぬれキムタオル等でふき取る。回収したナトリウムおよびぬれ キムタオルに付着したナトリウムは、速やかに水等で完全に処理し、原則として保管し ない。



図 6.5-3 不活性ガス中における物理的除去方法による作業状況例 3)

比較的ナトリウム量が少なく、発火のおそれが少なく、万一発火しても十分に対応で きる場合は空気中で行われるが、ナトリウム量が多く、発火のおそれがある場合は、作 業用のグローブを取り付けたビニールキャスクまたは鋼製のキャスクに洗浄物を入れ、

内部を不活性ガスに置換した上でナトリウムを除去する。図 6.5.3 は、「常陽」原子炉実 寸大モデルのカバーガス層に置かれた回転プラグ構造物上に堆積していたナトリウム (非放射性)の除去作業状況を示したもので、大型ナトリウム機器に付着したナトリウ ムを不活性ガス雰囲気で、かつ据付状態でナトリウムを除去した一例である。

(2) 化学的除去

(i) 水蒸気洗浄方法

ナトリウムの付着した機器部品の廃棄や補修にあたって、ナトリウムを洗浄する場合 に水蒸気による洗浄が多く利用されている。この方法の利点は、アルコール等に比べて 安価で引火しないこと、水より反応が急激でないこと、1 モル H₂O から 1/2 モル H₂が できるので体積膨張がないことがあげられる。反面、反応による被洗浄物表面の温度上 昇が高いこと、水酸化物による被洗浄物の腐食や小さな流路の閉塞のおそれがある等の 問題がある。水蒸気洗浄は、雰囲気として空気中、不活性ガス中、真空中での方法があ り、条件として水蒸気温度(高温、低温)、圧力(高圧、低圧)がある。機器および部品 等が以下のような状況である場合は、不活性ガス雰囲気中での水蒸気洗浄が好ましい。

○残留ナトリウムが比較的多い場合

○発生する水素と酸素の反応による損傷が考えられる場合

○大型の洗浄物で、洗浄による発生ガスを検知・制御しながら洗浄する必要のある場
合

(a) 不活性ガス中の水蒸気洗浄方法

本方法は、大型機器あるいは構 造が複雑でナトリウム量が確認で きない機器の洗浄によく用いられ る。これは、図 6.5-4 に示すよう に、被洗浄物を洗浄容器に入れ、 その内部を不活性ガスに置換した 上で内部に水蒸気を注入して洗浄 する方法である。この方法で特に 注意しなければならないことは、 次の点である。

○洗浄槽内を完全に不活性ガス に置換した上で洗浄を開始し、 洗浄中は常に不活性ガスを一 定流量流しておき、水蒸気とナ トリウムの反応で発生した水 素を速やかに拡散排気すると



図 6.5-4 不活性ガス中における水蒸気洗浄法 の一例 ³⁾

ともに、内部への空気の混入を防止し、水素による爆発を防止する。

- ○水素濃度を常に監視し(排ガス中の水素濃度、廃液のpHやナトリウムイオン濃度等 を測定)反応が急激に起こらないように水蒸気の量を調整する。経験豊富な場合、聴 診棒で反応音を聞き反応状態を確認することもできる。
- ○内部の温度を監視し、被洗浄物の温度が異常に上昇しないようにする。

この方法を大型機器の洗浄に利用した例としては 50MW 蒸気発生器の洗浄があげられる。ただし、洗浄には水蒸気と窒素の混合ガスが用いられた(8.4.2(1)参照)。

(b) 空気中での水蒸気洗浄方法

基本的に手作業であるから、どんな形状、大きさのものでも特別の装置がいらない。 したがって、費用が安く、時間も早く実施できる。注意すべきことは、

- ○被洗浄物は可能な限りナトリウムを取り除いておく。
- ○十分乾いた水蒸気を使用する。
- ○水蒸気の吹きつけ圧力とナトリウム水・蒸気との反応による付着ナトリウムの飛散 を避けること。
- ○水蒸気の凝縮水によるナトリウムとの激しい反応に注意する。
- ○洗浄により発生した水素ガスが滞留しない方策を考慮する。

空気中で水蒸気洗浄を行う場合は、原則として物理的除去方法によって付着ナトリウムを概ね除去した上で実施する必要がある。これはナトリウム量が多いと水蒸気との反応が激しく、反応熱によって未処理のナトリウムが溶出したり、被洗浄物を破損させることがあり、さらに発生した水素ガスが爆発する危険がある。実施に当たっては、反応状態を見ながら水蒸気の量を徐々に増やしていくと良い。ただし、蒸気量を少なくすると次のような不具合が生じる。

○ナトリウムと反応して発生する水素ガスの拡散効果が低下し、発火しやすい。

○水蒸気噴射圧力が低下し、被洗浄物までの到達距離が短い。また水蒸気が降温液化 しやすい。

これらの不具合が生じないように水蒸気量を増やすと、反応が急激となり、発火や爆 発が伴ってしまう。

(c) 高圧ジェット型ナトリウム洗浄方法

上記の不具合を解決し、水蒸気によるナトリウム洗浄の作業性、安全性を高めるもの として本方法がある。この方法は、水蒸気と加熱した不活性ガス(窒素ガス)をミキシ ングして混合水蒸気を噴射ノズルへ送り、不活性ガスにより水蒸気とナトリウムとの反 応の抑制を図るものである。作業は反応状態を見ながら水蒸気の量と不活性ガスのミキ シングを変えていく。図 6.5-5 に高圧ジェット型ナトリウム洗浄装置の構成例を示す。 水蒸気のみの洗浄では、水蒸気量が多いため、洗浄中の水蒸気とナトリウムの反応状態 および洗浄の進行状況を目視で確認できなかったが、高圧ジェット型は洗浄を開始する とナトリウムの表面から徐々に反応が始まり、皮膜を剥ぐようにナトリウムを除去でき ることが目視で確認できる。多量の窒素ガスを流すことによってスチーム量が少なくて も噴出圧力を高められ、かつナトリウムとの反応で発生する水素ガスの拡散効果を大幅 に向上させ、水素爆発を抑制することが可能となる。これまでの経験によると、例えば スチーム量 4m³/h に対して窒素ガス量 80m³/h 程度にすると水素ガスの着火が抑制される。 本手法は、従来の水蒸気のみの場合と比較して洗浄速度を 10 倍程度に高めることが でき、それに伴い廃液も少なくなる利点もあり、現在、水蒸気によるナトリウム洗浄の 主流になっている。この方法の大型機器への適用例としては、50MW 蒸気発生器の洗浄 があげられる (8.4.2 参照)。



図 6.5-5 高圧ジェット型ナトリウム洗浄装置の構成例 3)

(d) 真空中の水蒸気洗浄

不活性ガス中と同様に洗浄容器内に被洗浄物を入れ、内部を真空にして水蒸気を注入 する方法であるが、容器フランジ部等に漏れがあると内部に空気が入り、洗浄中に発生 した水素が爆発するおそれがあり、この方法は一般に使用されない。

(e) 少量の放射性ナトリウの水蒸気洗浄処理方法

原子炉の運転により発生する少量の放射性ナトリウとしては、燃料交換に伴って燃料 集合体に付着した状態や、保守・修理、試験・検査、廃棄等によって機器、部材等に付 着した状態で冷却系から持ち出されるナトリウムがある。これらの少量の放射性ナトリ ウの水蒸気洗浄処理方法例を以下に説明する。

(イ) 燃料集合体付着ナトリウムの洗浄

燃料集合体に付着して冷却系統から取り出されるナトリウムは、「常陽」を例とする と 50~200g/体であり極めて少ない量である。しかしながら、これらのナトリウムを 適切に洗浄しないと、洗浄中に燃料要素の局部にアルカリ腐食が生じて損傷する可能性 がある。これを適切に防止するために燃料集合体洗浄の初期には、崩壊熱を考慮して集 合体温度を約 120℃以下まで冷却してから洗浄を行う。図 6.5-6 に「常陽」燃料洗浄設 備の概略系統図を示す。

洗浄は、冷却用の Ar ガスを循環している系統に水素ガス濃度が 4%以下となるように

監視・調整しながら蒸気を徐々に注入し、燃料集合体の表面に付着したナトリウムを反応させる。

水素ガス濃度が飽和してナトリウムの洗浄が終了した後、系統に脱塩水を注ぎ、濯ぎ 洗浄する。



図 6.5-6 「常陽」燃料洗浄設備概略系統図

(n) 機器付着ナトリウムの洗浄

原子炉から廃棄される少 量ナトリウムとしては、燃料 取扱設備の燃料出入機等で取 扱物から滴下するナトリウム を回収するためにドアバルブ 上に設けたナトリウムドリッ プパン(写真 6.5-1 参照)か ら取り出されたものや、冷却 系等の保守・改造等によって 機器・配管・弁に付着してい たナトリウムがある。これら のナトリウム処理は概ね 1~ 2kg/回程度である。



写真 6.5-1 燃料出入機ナトリウムドリップパン

少量の廃棄ナトリウムの処理方法を「常陽」の機器洗浄設備を例として紹介する。

「常陽」のメンテナンス建家には、ナトリウムが付着した小型の機器および少量の廃 棄ナトリウムを洗浄する機器洗浄槽がある。図 6.5-7 に機器洗浄設備の概略系統図を示 す。

機器洗浄設備での洗浄は、窒素ガスを流した状態で、水素ガス濃度が 2%以内となる ように監視・調整しながら蒸気を徐々に注入し、ナトリウムを反応させるものである。 また、洗浄槽には覗き窓を設けており反応状態を観察できる。水素ガス濃度が低下して ナトリウムの洗浄が終了した後、洗浄槽内にろ過水を注ぎ、濯ぎ洗浄する。

なお、数kg程度に固まったナトリウムを洗浄槽内において蒸気洗浄する場合、その洗 浄時間は 10 時間以上を要する場合があることから、ナトリウムへの蒸気の吹きつけ方 等を工夫することが必要である。一方、洗浄中に固まったナトリウムが崩壊した場合、 その周囲に水分がたまっていると、そこで急激なナトリウムとの反応が発生して危険で あることから、洗浄中のナトリウム周辺には水分が滞留しない構造とする必要がある。 なお、8.4.3 に関連する記述があるので参照されたい。



図 6.5-7 機器洗浄設備概略系統図

(ii) アルコール洗浄方法

ナトリウムの洗浄液としてアルコールは、水に比べて反応が緩やかで、洗浄温度の制 御も容易であり、手軽に広く利用されているが、高価であることと引火性であることが 短所である。使用するまでの管理および作業室の換気には充分注意しなければならない。 アルコールによる洗浄は、被洗浄物に対してアルカリ応力腐食割れの条件を生じないな どの特徴を持つため、洗浄後材料検査を実施するもの、洗浄後再使用する機器等の洗浄 に利用される。

反応熱によりアルコールの温度が上昇するおそれがあるので、アルコールの量を多く してその熱容量により温度上昇を抑制する配慮が肝要である。アルコールはその OH 基 数、分子量、含水量によって反応速度が異なる。反応速度はメタノールは速く、ブタノ ールは遅く、エタノール、プロパノールあたりが適当である。メタノールは毒性および 危険性が強いために使用しないことが望ましい。アルコールの使用数量は、ナトリウム 溶解度 7g/100m?となっているが、反応度および余裕をみて 4g/100m?程度が良い。アル コールを使用した場合問題となるのは、ナトリウムとの反応で生成するアルコラートの 挙動である。

$C_2H_5OH + Na \rightarrow C_2H_5ONa + 1/2H_2$

アルコラートの不溶な部分がナトリウムを覆って処理が不完全となり、最終的な水処 理のときに機器等を破損したりする場合があるので注意をする必要がある。純度の良く ない工業用アルコールを使用すると、洗浄面に高分子物質がこびりつく心配も忘れては ならない。

反応状況は、排ガスの水素濃度を水素計で、アルコール中のナトリウム濃度を中和滴定法または電導濃度法により測定する。

アルコールに対するナトリウムの溶解度は、比較的小さいのでときどきアルコールを 入れ替えて洗浄する。後期には10%程度の含水アルコールに切り替えて行うこともある。

アルコール洗浄方法には、小さい機器および部品をアルコールに浸漬する方法と被洗 浄物が大型で複雑な場合にアルコール循環洗浄装置(不活性ガス供給装置、真空系およ び排気系、水系より構成)を使用してアルコールを機器内部に循環させる方法がある。 これらの方法は、アルコールの引火を防ぐため、アルコールの表面、カバーガス空間を 不活性ガスで覆い、空気を遮断した状態で行わなければならない。

(a) アルコール浸漬法

アルコール浸漬法は、被洗浄物が完全 に沈み得る洗浄容器に被洗浄物を入れ、 アルコール液面付近の容器上部の空間に カバーガスとして不活性ガスをパージし ながら洗浄する方法である。図 6.5-8 に 方法の概略を示す。アルコール中に被洗 浄物を浸漬する場合には、被洗浄物が完 全に沈む大きさで、十分に乾燥した洗浄 タンクを使用し、以下の手順で洗浄作業 を行う。



図 6.5-8 アルコール浸漬法の概略 3)

- ○洗浄容器に被洗浄物が完全に浸る深さまでアルコールを注入する。
- ○洗浄容器に温度監視用熱電対を設置する。
- ○被洗浄物をアルコールに漬ける。
- ○洗浄容器の開口部をビニールシートで覆い、カバーガスを空気から不活性ガスに置換する。
- アルコール浸漬法で注意しなければならないことは、以下のとおりである。
- ○被洗浄物を洗浄容器に入れた状態でアルコールを注入すると、容易にアルコールの 燃焼を誘発する危険がある。
- ○万一アルコールが発火した場合でも速やかに窒息消火できるように仮蓋等を準備しておく。
- ○アルコールとナトリウムの反応で水素が発生するので、被洗浄物内にそれが溜まら ないように被洗浄物を浸漬する。配管であれば一端を少し上げておく。また発生し た水素ガスが洗浄容器より速やかに排気できるように不活性ガスをブローしておか なければならない。
- ○アルコールとナトリウムが反応して、アルコラートも生成され、それが未反応のナ トリウムを覆い処理が不完全になることがある。そこで機械的にアルコールを攪拌 したり、或いは不活性ガスをバブリングするなどして攪拌することによりアルコー ルをスムーズに反応させることなどの対策が必要である。
- ○メッシュ等に付着したナトリウムのように表面積が大きい場合は、反応が急激に起こるので反応熱によりアルコール温度が異常に昇温されることがある。その場合は、洗浄容器を外部から水またはドライアイス等を用いて冷却しなければならない。
- (b) アルコール循環洗浄

アルコール循環洗浄は、アルコールを使用する点を除けば、水蒸気洗浄の不活性ガス 雰囲気洗浄と同じである。アルコール浸漬法は十分に小さい機器および部品の洗浄が行 われるのに対して本方法は大きな物まで可能である。洗浄する機器および部品が容器の 形状をなしている場合は、これを洗浄容器の代りに用いることができる。被洗浄物自体 をアルコール循環系統に接続して洗浄できる。また、被洗浄物を専用のアルコール洗浄 タンクに挿入し、循環ポンプ等により、アルコールを循環することにより洗浄すること もできる。前者の場合は、アルコール循環通路が確保されアルコールが自由に流れるこ とを確かめなければならない。なお、作業中不活性ガスを連続的にパージし続けること は水素ガスの排除を確実にする。

アルコール循環装置の一例を図 6.5-9 に示し、主な作業手順および注意事項を以下に 示す。

- ○不活性ガスをパージして洗浄装置および系統を乾燥する。
- ○被洗浄物を洗浄装置の循環系統に取付ける。被洗浄物およびその下流配管は流れ方 向に対して上り勾配とし、発生水素ガスを排気できるようにする。
- ○洗浄装置および系統を不活性ガスに置換する。

○アルコール冷却器に水を流す。

○アルコールを洗浄装置に注入する。

○排気ガスを連続的に排気できるように処置する。

○アルコールを循環ポンプで循環する。

・循環流量は、反応状態を見ながら最小から徐々に定格流量にする。

 ・反応状態は温度計、電導度計、水素濃度計、アルコールをサンプリングして中和 滴定、反応音および温度で監視する。

本方法の大型機器の洗浄への適用例としては、2 重管蒸気発生器の解体に伴う洗浄が ある(8.4.2 参照)。

また、「常陽」の格納容器内で使用される燃料交換機、燃料出入機の燃料つかみ部の 洗浄にも循環洗浄法が用いられている。



図 6.5-9 アルコール循環洗浄装置の構成例 4)

(iii) アンモニア洗浄方法

無水アンモニアは低温ではナトリウムを溶解するが、高温になるとナトリウムと反応 してアマイドとなり、水素ガスを発生する。

 $2Na + 2NH_3 \rightarrow 2NaNH_2 + H_2$

300℃になると反応は極めて早くなり、それ以上ではアマイドが分解して、

 $2Na \ + \ 2NH_3 \ \rightarrow \ 2NaH \ + \ N_2 \ + \ 2H_2$

となる。

アンモニアは、20℃、8 気圧で液体となるので、この状態でゆっくりとナトリウムを 溶解洗浄させることができる。溶解度は、100gの NH₃に約 20gである。終点は液が濃 青色となることにより分かるので新しい液と取りかえる。Na2O はほとんど溶解しない が 2~5%の NH₄Cl を加えると溶ける。しかし、再使用予定のステンレス材の機器には 適用できない。なお、アンモニウム・クロライド塩が閉塞を起すことがあるので注意す る必要がある。220~240℃の間で NaNH2を製造して処理することが望ましい。Fe、Zr、 Cu、H2O、酸化物等が触媒となって反応は加速される。

(iv) 水洗浄方法

水とナトリウムは急激に反応するので、ナトリウムが多量に付着した機器配管等の洗 浄には適していない。そこで、一般に水洗浄は、被洗浄物の表面にナトリウムが膜状に 付着している場合や水蒸気洗浄、アルコール洗浄、炭酸ガス処理等を実施した後に微量 に残るナトリウム、苛性ソーダのフィルムを除去するのに用いられる。

また、ナトリウムの表面積が小さく、水との反応が少なく、また物理的除去あるいは 水蒸気洗浄、アルコール洗浄が困難な複雑な隙間形状、ネジ部等の洗浄に用いられる。

急激な反応による発火、反応生成物や未反応ナトリウム等の飛散等を防止するため、 初期段階の洗浄は、噴霧状の水で反応状態を確認しながら徐々に行う。その後放射する 水量を増やし、反応がないことを確認した後、大量の水で洗浄する。

隙間等を対象とした水洗浄法として「温水減圧沸騰洗浄」が有効な方法である。これ は、洗浄槽空間部を減圧することにより、洗浄槽内に充填されている温水を核沸騰させ て発生水素の除去を容易にし、隙間部の洗浄効果を高めるようにしたもので、条件とし て水温 70℃、洗浄容器内圧が 10torr の場合、通常の温水洗浄に対して洗浄速度が 10 倍 以上になる優れた洗浄性を示す。適用例としては 50MW 蒸気発生器管台クレビス部の洗 浄の 2 次処理がある (8.3.3 参照)。また、本洗浄方法は「もんじゅ」の主循環ポンプ等 の洗浄を行う機器洗浄設備に採用されている。

(v) ナトリウム単体の燃焼処理方法

機器、部品等の物理的ナトリウム除去作業で発生したナトリウムや分析試料の残渣な どの不要になったナトリウムは、種々の形状を持ち、またナトリウム化合物が生成され ており、再使用は好ましくない。また、機器に付着したナトリウムも表面積が大きい性 状の場合に発火しやすく、物理的除去が難しい。このようなナトリウムの処理方法とし ては、燃焼処理は一般的である。燃焼処理は、排煙管理した設備内でナトリウムをバー ナ等により強制的に加熱、燃焼させ、以下のような

 $4Na+O_2 \rightarrow 2Na_2O$ (酸化ナトリウム)

 $2Na+O_2 \rightarrow Na_2O_2$ (過酸化ナトリウム)

酸化物として保管する方法である。燃焼により生成された酸化物は水で処理する。また 炭酸ガスを使用し、炭酸ナトリウム化させる方法もある。

 $\begin{array}{rcl} \mathrm{Na_2} \ \mathrm{O} + \mathrm{H_2O} & \rightarrow & 2\mathrm{NaOH} \\ \mathrm{2Na_2O_2} + 2\mathrm{H_2O} & \rightarrow & 4\mathrm{NaOH} + \mathrm{O_2} \uparrow \\ \mathrm{Na_2} \ \mathrm{O} + \mathrm{CO_2} & \rightarrow & \mathrm{Na_2CO_3} \end{array}$

燃焼処理中に注意しなければならないことは次の点である。

- ○溶融ナトリウム、生成酸化物等が床等に直接落下滞留して発火等が生じないように、 被処理物は鋼製の受け皿に入れる。特に、燃焼物中に水酸化ナトリウムが大量に含 まれる場合には、燃焼処理中に鋼製受け皿が腐食による損傷が急激に進行すること があるので、二重受け皿あるいは床ライナー等を設置する。
- ○未燃焼ナトリウムが残らないように金属棒で攪拌し、ナトリウムを完全に燃焼させる。
- ○燃焼処理中は大量の酸化ナトリウム等の煙が発生するため、作業者は煙を吸い込ま ないよう防塵マスク等を着用して作業する必要があると同時に、排煙処理装置によ る排煙管理が必要である。
- ○灯油等の鉱物油中に保管されていたナトリウムについては、鉱油をほぼ完全に除去 した上で燃焼処理しなければならない。鉱油はナトリウムと異なり火炎が大きく、 発熱量も多く設備の損傷を招くので、一緒に燃焼させるのは絶対に避けなければな らない。
- ○消火剤を含んだナトリウムの処理の場合も、ふるいにかけて消火剤をナトリウムと 分離した上で処理する。微量のナトリウムを含んだ消火剤は再使用に適さないので 専門業者に依頼し処分する。
- 燃焼残渣を水で処理する場合に、ナトリウムが燃焼処理後も酸化物に完全に変換さ れずに残渣の中に残っている場合がある。
- ○水処理後の廃液は、中和処理後排水しなければならない。

ナトリウム単体の処理とは異なるが、ナトリウム酸化物や水素化物が特殊な構造部に 大量に付着している大型コールドトラップの洗浄処理に燃焼処理が適用された。詳細は 8.4.2 を参照のこと。

(vi) 炭酸ガス処理方法 ^{5)~8)}

構造物の付着ナトリウムは通常不活性ガス雰囲気では安定であるが空気中に放置さ れると微少な水分と反応し、条件が整うと爆発、発火に至る。したがって、機器の洗浄 運搬に際し、できるだけナトリウムと空気の接触をさせないように工夫する必要がある。 このため複雑な構造物等は炭酸ガスを用いることにより表面に炭酸ナトリウムからなる 皮膜を作り、空気との接触を遮断し洗浄機器を大気中に放置しても付着したナトリウム が潮解しないよう安定化させる方法が取られることがある。また、構造物中のナトリウ ムが苛性ソーダになっている場合炭酸ガスを封入し、安定な炭酸ナトリウムに変質させ アルカリ腐食を防止する。

○不純物がないナトリウムの場合

第1段階:常温の被洗浄物のカバーガス中に処理用ナトリウムを置き、乾燥空 気を吹き込んでナトリウムを酸化ナトリウムとする。

 $4Na+O_2 \rightarrow 2Na_2O$ ($\Delta H=-208kcal/mol$)

第2段階:カバーガス中に炭酸ガスを封入し酸化ナトリウムを炭酸ナトリウム とし安定物質とする。

 $Na_2 O + CO_2 \rightarrow Na_2 CO_3$

なお、ナトリウムと炭酸ガスは高温(1,000℃程度)でないと反応しないため容 器内に炭酸ガスを入れただけでは付着ナトリウムを炭酸ナトリウムとすること はできない。したがって、第1段階を抜かした場合約1,000℃まで容器を昇温さ せる必要があるが実際には不可能である。

○ナトリウムが酸化している場合

上記のように酸化ナトリウムと炭酸ガスは容易に反応するため、炭酸ガスを封入 するだけでよい。

 $Na_2 O + CO_2 \rightarrow Na_2CO_3$

○ナトリウムが苛性ソーダになっている場合

炭酸ガスを封入し、次のような反応をさせアルカリ腐食を防止する。

 $\begin{array}{rcl} \mathrm{Na} \ \mathrm{OH} + \mathrm{CO}_2 & \rightarrow & \mathrm{Na}\mathrm{H}\mathrm{CO}_3 \\ \mathrm{2Na} \ \mathrm{OH} + \mathrm{CO}_2 & \rightarrow & \mathrm{Na}_2\mathrm{CO}_3 + \mathrm{H}_2\mathrm{O} \\ \mathrm{3Na} \ \mathrm{OH} + \mathrm{CO}_2 & \rightarrow & \mathrm{Na}_2\mathrm{CO}_3 + \mathrm{Na}\mathrm{H}\mathrm{CO}_3 + \mathrm{H}_2\mathrm{O} \end{array}$

なお、ナトリウムの付着厚みが数 mm の場合は、湿り空気等と炭酸ガスとの混合物を 使用し、付着ナトリウムの全量を炭酸ナトリウム化させることもできるが、その場合、 発生水素の除去等の対策が必要である。

このような安定化処理方法を大型で複雑な構造を有する機器の解体・洗浄作業に適用 した例としては、原子炉容器遮蔽プラグ断熱試験装置(SPINTA)(8.4.2 参照)および 50MW 蒸気発生器管束部の洗浄の3次処理(8.3.3 参照)の場合があげられる。

6.5.5 ナトリウムの廃棄

(1) 少量のナトリウムの廃棄

ナトリウム試験施設の解体撤去等に伴って発生する少量のナトリウムは通常ガスバ

ーナ等で加熱して燃焼処理する場合が多い。この場合、燃焼に伴って発生するエアロゾルを適切に除去する必要がある。洗浄により処理されたナトリウムの廃液の処理は 6.5.6 で述べる。

原子炉の運転により発生する少量の放射性ナトリウムとしては、燃料交換に伴って燃料集合体に付着したものや、保守・修理、試験・検査、廃棄等によって機器、部材等に 付着した状態で冷却系から持ち出されるものがある。これら少量ナトリウムは 6.5.4 に 記したように水蒸気によって洗浄され、廃液は原子炉施設から排出される他の放射性廃 液と同様に中和、ろ過、蒸発濃縮処理される。

(2) 多量のナトリウムの廃棄

(i) 非放射性ナトリウムの廃棄

ナトリウム試験施設の解体撤去等により不要となった多量のナトリウムを廃棄する ための処理技術開発が大洗工学センターで進められている。ナトリウムの廃棄は、ナト リウムを化学的に安定な物質へ転換し、中和処理してから廃棄する必要がある。ナトリ ウムの安定物質への転換手法には、水/蒸気処理法、炭酸ガス処理法、苛性ソーダ処理 法等があるが、現在開発を進めている手法は苛性ソーダ水溶液中にナトリウムを注入し て転換する苛性ソーダ処理法である。本手法は、安全性と効率性に優れ、米国や欧州で も実績を有している。

図 6.5-10 に、現在技術開発試験に用いているナトリウム転換装置の概略構成を例示す る。本装置は、反応容器にナトリウムを送るナトリウム注入系、苛性ソーダを循環して 反応熱の除去、濃度制御を行う苛性ソーダ循環系、反応により発生した水素ガスや苛性 ソーダミストを処理し不活性ガスで希釈して大気へ放出する排ガス放出系、転換された 余剰苛性ソーダを廃棄する中和排水系等で構成される。

ナトリウムの転換処理は、ナトリウムと苛性ソーダ水溶液とを安全に効率よく連続し て素早く反応させることが重要である。そのため試験装置では、注入されるナトリウム を小さな粒子状にして苛性ソーダ水溶液との接触面積を大きくするようにガス混合ノズ ルを用いている。また、注入ノズルは反応により新たに生成した高濃度苛性ソーダが固 着し閉塞しないよう、注入口のまわりから不活性ガスを流して、ノズル先端を苛性ソー ダから保護し拡散させることなどを工夫している。転換処理の制御は、苛性ソーダや水 素の濃度の挙動から反応状態を監視し、ナトリウム注入量によって制御している。反応 により新たに生成された苛性ソーダは、中和処理設備にて塩酸で中和された後、一般排 水として廃棄している。



図6.5-10 ナトリウム転換装置構成図

この他、試験装置固有の特徴として、反応容器等にはステンレス鋼(SUS316)を用 いていることから、苛性割れ(SCC)を引き起こす可能性がある。このため運転条件が 図 6.5-11 に示す割れ領域に入らないように温度と濃度が不動態化領域を超えないよう 制御している。また、排ガス放出系には苛性ソーダから発生した多量のミストによる閉 塞、腐食および大気放出を防止するため、排ガス中のミストを捕獲するミストトラップ、 湿分を除去するスクラバにより苛性ソーダを除去し、不活性ガスで水素を拡散してから 排気している。



図 6.5-11 苛性割れに及ぼす温度、濃度の関係 9)

(ii) 放射性ナトリウムの処理

原子炉の廃止に伴い冷却材として使用した多量のナトリウムを処理する必要がある。 また、冷却系統から抜ききれなかったナトリウムの処理も行なう必要がある。これらの 処理においては、1次系の放射性ナトリウムの処理が課題となる。

原子炉冷却系から抜き取られた多量のナトリウムの処理方法として、諸外国の例を以 下に説明する。

(a) 米国の例¹⁰⁾

EBR-II (1次系 330m³、2 次系 50m³)、FERMI1 (1 次系 290m³)のナトリウムは、 ANL-Wのナトリウム処理施設(SPF、Sodium Processing Facility)において水酸化ナ トリウムに転換された。SPF はナトリウムを水酸化ナトリウムに転換する施設である。 図 6.5-12 に SPF の概略系統図を示す。

処理装置は、ニッケル製反応槽内の 70wt%水酸化ナトリウム溶液中にナトリウムを窒 素ガスとともに下部から噴霧状に注入する。反応槽の 70wt%水酸化ナトリウムは、反応 容器内への水の注入により反応容器内水酸化ナトリウムの沸点を一定値に制御すること により濃度を 70wt%に維持する。



図 6.5-12 SPF の概略系統図¹⁰⁾

(b) 英国、仏国の例^{11,12)}

Rapsodie (1 次系 37ton) ではフラマトムが開発した"NOAH"プロセスにより約2ヶ 月で処理された。また、PFR、KNK、Superphenix もこの技術で処理する予定である。 図 6.5-13 に NOAH の概略系統図を示す。

NOAH プロセスの基本原理は、密封容器内で自由液面に向かい下部から噴出する約 10 モルの水酸化ナトリウム溶液にナトリウムを上部から注入するものである。ナトリウ ムは、水溶液中に急速に分散し、スムーズにかつ連続的に反応を起こす。この反応は発 熱反応であるので、容器を定常的に冷却している。

容器内の水酸化ナトリウム濃度は注入するナトリウムと水の比率により調整される とともに、余剰となった水酸化ナトリウム溶液は廃液として処理される。



図 6.5-13 NOAH の概略系統図 ¹²⁾

(c) SANDS プロセス ¹³⁾

SANDAS (Safe Na DeStruction) は、ベルギーの原子力研究センターで考案された 方法であり、ナトリウムを砂の粒子を含む流動床反応炉に注入し、流動ガスとしてアル ゴンか窒素ガスを用い、これに予熱した酸素と二酸化炭素ガスを加えて砂と炭化物の廃 棄物とする方法であるが、実用性は不明である。

6.5.6 洗浄処理廃液の処理

ナトリウム洗浄後に発生する廃液は強アルカリ性でそのまま一般排水すると水質の 汚濁により環境破壊につながる。

大洗工学センターの場合は、「一般排水溝における放出規制」において基準値を pH5.8 ~8.6 に設定している。関係法令では環境法の水質汚濁防止法および大気汚染防止並び に都道府県産業廃棄物処理要項により規制が行なわれる。(10.2.4 参照)

洗浄処理廃液の処理方法は、中和、再生、燃焼等があげられるが、主に不燃性廃液は中和後排液し、可燃性廃液は燃焼処理が行なわれる。

以下に、具体的なそれぞれの廃液処理方法を述べる。

(1) 中和処理

ナトリウム洗浄中および洗浄後における廃液の排水作業に先立って中和処理が行われる。中和剤には一般に塩酸が使用されている。

JNC TN9410 2005-011

(i) 廃液の排水作業に伴う中和処理

ナトリウムの水・蒸気・温水洗浄によって生じる廃液の中和処理方法は、それらの廃 液に塩酸(市販 25~30%)を徐々に加えつつ攪拌し、水素イオン濃度を pH 計で測定し、 液が中性(pH5.8~8.6)であることを確認した上で排水する。図 6.5-14 に排水処理装 置の一例を示す。



図 6.5-14 排水処理装置の構成例⁴⁾

(ii) 中和滴定

酸や塩基の水溶液の濃度を知るため、酸と塩基とが同当量ずつ混合したことを指示薬 を用いて行うことを滴定中和といい、ナトリウム処理洗浄後廃液によりナトリウムの洗 浄処理量の推定に用いられる。

(a) 中和滴定法の原理

中和反応に基づき酸またはアルカリの量を測定するための分析方法である。酸の標準 液(濃度が正確に既知の液)でアルカリを、またはアルカリの標準液で酸を滴定する場 合がある。ナトリウム洗浄廃液の滴定には前者が用いられる。

水酸化ナトリウムの溶液(アルカリ性)に塩酸の標準液を加えていくと、加えただけ の塩酸と水酸化ナトリウムが反応し塩化ナトリウム(中性)が生成する。

NaOH + HCl? $NaCl + H_2O$

酸の滴下が少ないときはまだ水酸化ナトリウムが残っているので滴定される液はア

ルカリ性を示す。水酸化ナトリウムが丁度塩酸で中和されると(これを中和点という) 液は中性になる。被滴定液の水素イオン濃度(pH)は、中和点で大きく変化するので pH の大巾な変化に応じて色変化をおこす色素(指示薬)を被滴定中に混入させておく と、その色調の変化を観察することにより中和点を知ることができる。

酸の消費量(ml)とその濃度から、それと当量関係にあるアルカリの量を計算により 求めることができる。

指示薬として用いられるフェノールフタレンの色変化はアルカリ性で深紅色、中性で 無色であり、鋭敏である。

(b) ナトリウムの水・蒸気洗浄における廃液中ナトリウムの直接滴定法

試料溶液を一定量取り、指示薬NR (ニュートラルレッド)等を用い塩酸標準液で中 和滴定をする。

(c) 廃アルコール中ナトリウムの直接滴定方法

試料溶液を一定量取り、指示薬B・C・G (ブロム・クレゾール・グリン等)を用い塩酸標準液で中和滴定する。

(2) 廃液処理

(i) 廃水処理

ナトリウム洗浄処理後の廃液は強アルカリ性なので水質を調査したのち中和処理を 実施して排水を行なう。

(ii) アルコール廃液処理

アルコールは排水中のCOD規制*1によりそのまま排出し、河川等に放出するのは不 適当である。非放射性アルコールの処理方法としては次の方法がとられる。

○少量であれば燃焼し、残渣を化学処理する。

○廃液からナトリウム分を分離処理してアルコールを回収し再使用に供する。

○廃液を回収保管し、産業廃棄物処理業者に処理を依頼する。

(a) 廃アルコールの燃焼方法

廃アルコールを直接バーナ等で燃焼させる方法である。大量の場合、廃アルコール処 理は都道府県知事が許可した産業廃棄物処理業者に処分依頼することが望ましい。

(b) 廃アルコール再生方法

廃アルコールの再生方法として廃液中に炭酸ガスまたはドライアイスを注入してナ トリウム分を沈殿させたのち、これをろ過して除去する方法がある。廃アルコールの再 生は基本的に下記の反応によって、可溶性ナトリウムアルコラートを不溶性アルキル炭 酸ナトリウムとして沈殿除去するものである。

> (アルコラート) $C_2H_5OH + Na \rightarrow C_2H_5ONa + 1/H_2 \uparrow$ (アルキル炭酸ナトリウム) $C_2H_5ONa + CO_2 \rightarrow C_2H_5NaCO_3 \downarrow$

ただし、廃アルコール中の水分含有量によって沈殿の溶解度および性状が変化するの で含水量1%以下の廃アルコールの再生に有効である。

なお、水分が残っているアルコールを再使用するとナトリウムと活発な化学反応を引 き起こす危険があるので含水アルコールの再使用はすすめられない。

(iii) 流動パラフィン廃液処理

流動パラフィン廃液の一般排水防止規制は水質汚濁防止法のノルマルヘキサン抽出 物質含有量規制*2で行っている。処理方法は流動パラフィン廃液中に沈殿したナトリウ ムをフルイ等でより分けた後ナトリウムについては単体にて燃焼処理を行なう。

ろ過後のパラフィンは都道府県知事が許可した産業廃棄物処理業者に処分依頼する ことが望ましい。

(iv) その他の廃油類処理

上記(iii)と同様に廃液中のナトリウムをろ過したのち、ナトリウムは燃焼処理を行なう。

残油類は都道府県知事が許可した産業廃棄物処理業者に処分依頼することが望まし い。

$\times 1$

COD規制とは水質汚濁防止法の化学的酸素要求量(Chemical Oxygen Demand) の略称であり、廃水の汚染度を示す一つの指標である。廃水中の酸化可能な物質(汚染 源となりうる物質)を酸化するのに必要とされる酸化剤量を求め、それに対応する酸素 量を ppm で表したものである。(水 11中の酸素要求量は 160mg)

地方自治体ごとに廃水中のCOD規制値を定め、みだりに汚染排水を河川等に放流し て環境汚染をまねかぬよう規制している。大洗工学センターでは法規制より厳しく、C OD許容基準値を 60ppm に定めている。

$\times 2$

ノルマルヘキサン抽出物質含有量規制(鉱油類含有量規制)は、廃水中の油脂類と炭 化水素の濃度を規制するもので、その制限値は 5mg/lである。その測定方法は以下の とおりである。廃水にノルマルヘキサンを加えて振りまぜるとノルマルヘキサンに油脂 類が溶け込むので、ノルマルヘキサン層をとり出し乾燥させる。ノルマリヘキサンは蒸 発し油脂類が残るのでその重量を測定し、それに基づき廃水中の濃度を求める。 JNC TN9410 2005-011

[参考文献]

- 1) 動力炉·核燃料開発事業団:"基礎高速炉工学"日刊工業社、第4章(1993年)
- 2) 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター: 共通作業要領集 「ナトリウムの取扱作業要領」(平成 16 年 9 月)
- 3) 小貫修、他: "ナトリウム処理室ハンドブック"、PNC ZN952 85-31 (1985)
- 4) 山本研、他: "ナトリウム洗浄に関する技術資料"、PNC ZN941 84-23 (1984)
- 5) 田所 裕、吉田英一:"湿り空気および湿り炭酸ガス環境における金属ナトリウムの 反応進展速度評価-ナトリウム冷却材安定化処理技術開発のための基礎実験"、JNC TN9400 99-085 (1999)
- 6) 平川康、中井悟: "大型ナトリウム機器の解体・洗浄手法の開発"、サイクル機構技報 No.15 (2002)
- 7) (財) 原子力研究バックエンド推進センター: "デコミニュース"、第24号 (2003)
- 8) Steven R. Sherman, S Pauel Henslee, et al. : "Unique process for deactivation of residual sodium in LMFBR systems", Spectrum 2002 (2002)
- 9) (財)腐食防食協会編: "腐食防食データブック"、(1995)
- 10) J.A.Michelbacher : 2nd Topical Meeting on Decommissioning, Decontamination & Reutilization of Commercial & Government Facilities (1999)
- 11) J.Roger : Decommissioning of Nuclear Installations (1994)
- 12) B.Burnett : International Conference on NUCLEAR DECOM 2001 (2001)
- 13)B.Petitfour,: The 8th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation (ICEM'01) (2001)

第7章 高速炉のナトリウムに係わる事故評価と対策

高速炉におけるナトリウムに関わる事故としては、機器・配管からのナトリウムの漏 えいに伴うナトリウム火災と、蒸気発生器における伝熱管からの水漏えいに伴うナトリ ウムー水反応の発生が主要なものとしてあげられる。本章ではこれらの事故について、 「もんじゅ」や高速炉の実用化に向けて実施されてきた研究開発成果に基く事象の形態 や挙動、事故の評価やその対策について概要を示す。

7.1 ナトリウム漏えい事故

高速炉プラントでは、ナトリウムの漏えい火災が生じた場合を想定して、その燃焼に 伴う熱的な影響、エアロゾル(燃焼生成物)の挙動、ナトリウム中に含まれる放射性物 質の挙動などを考慮した評価を行う必要がある。このため、サイクル機構では、ナトリ ウム漏えいに伴う燃焼やソースターム(事故時に環境へ放出される放射性物質の種類、 性状、量など)に係わる数多くの試験研究による事象の解明や解析コードの整備を進め てきた。本章では、主にサイクル機構で実施されたこれらの試験研究および解析研究を 中心にナトリウム漏えい事故に関する主要な課題についてその概要を説明する。

ナトリウムの化学的な性質については1.2節に記載されているので参照されたい。

7.1.1 ナトリウム漏えい形態と燃焼挙動

高温の液体ナトリウムは、空気中の酸素や湿分と主に以下の化学反応を生じて熱とエ アロゾル等を発生する¹⁾。

 $\begin{aligned} & 2 \operatorname{Na}(l) + \frac{1}{2} \operatorname{O}_2(g) = \operatorname{Na}_2 \operatorname{O}(s) & \Delta \operatorname{H}_{298,15} = -415 \, \text{kJ/mol} & (7.1\text{-}1) \\ & 2 \operatorname{Na}(l) + \operatorname{O}_2(g) = \operatorname{Na}_2 \operatorname{O}_2(s) & \Delta \operatorname{H}_{298,15} = -511 \, \text{kJ/mol} & (7.1\text{-}2) \\ & 2 \operatorname{Na}(l) + \operatorname{H}_2 \operatorname{O}(g) = \operatorname{Na}_2 \operatorname{O}(s) + \operatorname{H}_2(g) & \Delta \operatorname{H}_{298,15} = -173 \, \text{kJ/mol} & (7.1\text{-}3) \\ & \operatorname{Na}(l) + \operatorname{H}_2 \operatorname{O}(g) = \operatorname{Na} \operatorname{OH}(s) + \frac{1}{2} \operatorname{H}_2(g) & \Delta \operatorname{H}_{298,15} = -184 \, \text{kJ/mol} & (7.1\text{-}4) \end{aligned}$

上記反応で生成されたナトリウム酸化物は湿分の存在下でさらに反応する。また発生 水素は、ナトリウム燃焼環境下では酸素等と反応(再結合)する¹⁾。

$$\begin{split} & \text{Na}_2\text{O}(\text{s}) + \text{H}_2\text{O}(\text{g}) = 2\text{Na}\text{O}\text{H}(\text{s}) & \Delta \text{H}_{298.15} = -97\text{kJ/mol} \quad (7.1\text{-}5) \\ & \text{Na}_2\text{O}_2(\text{s}) + \text{H}_2\text{O}(\text{g}) = 2\text{Na}\text{O}\text{H}(\text{s}) + 1/2\text{O}_2(\text{g}) & \Delta \text{H}_{298.15} = -49\text{kJ/mol} \\ & (7.1\text{-}6) \\ & \text{H}_2(\text{g}) + 1/2\text{O}_2(\text{g}) = \text{H}_2\text{O}(\text{g}) & \Delta \text{H}_{298.15} = -242\text{kJ/mol} \quad (7.1\text{-}7) \\ & \text{Na}(\text{l}) + 1/2\text{H}_2(\text{g}) = \text{Na}\text{H}(\text{s}) & \Delta \text{H}_{298.15} = -56\text{kJ/mol} \quad (7.1\text{-}8) \end{split}$$

これらの燃焼反応を引き起こす現象は、ナトリウムの漏えい燃焼形態によって、以下の3種類に分類することができる(図 7.1-1)。

7.1 - 1



図 7.1-1 ナトリウムの漏えい燃焼形態

①プール燃焼(写真 7.1-1)

漏えいしたナトリウムが床にプール状に広がり、その表面で酸素や湿分と反応する 現象である。燃焼そのものは後述のスプレイ燃焼よりも穏やかであるが、ナトリウム 漏えい終了後にも燃焼が持続的に進行する可能性がある。一般には、下記のスプレイ 燃焼およびコラム燃焼に付随して生じる。

②スプレイ燃焼(写真 7.1-2)

配管等から漏えいするナトリウムが複数の液滴となって飛散、落下する状態におい て、液滴の表面でナトリウムと酸素および湿分が反応する現象である。

③コラム燃焼(写真 7.1-3)

配管等から漏えいするナトリウムが棒状または滝のように流下し、さらに床に衝 突・飛散する状態において、ナトリウムが酸素や湿分と反応する現象である。スプレ イ燃焼よりは穏やかな燃焼である。

漏えいの規模も事象の推移に影響を及ぼす因子であり、例えば以下のように分類して 考えることが可能である。

a 大規模漏えい

ナトリウム漏えい率が大きく、床面全体にナトリウムが広がるような規模の漏えい。 ナトリウムよりも周囲の酸素量が少ないことによって、漏えいナトリウムの全量が燃 焼しないうちに事象が終息することもある。しかし、一般には、単位時間あたりの燃 焼量が大きく、漏えいナトリウム自体の持つ顕熱の影響もあるため、大規模漏えい時 には熱影響は大きくなると考えられる。

b 小規模漏えい

ナトリウム漏えい率が小さく、漏えいナトリウムは床面全体に広がることなく、床 上の一部の領域に留まって燃焼するような規模の漏えい。大規模漏えいとは対照的に、 ナトリウムよりも酸素量が多い条件で燃焼が進行するため、局所的な熱影響に着目す ることが必要となる。



写真 7.1-1 プール燃焼



写真 7.1-2 スプレイ燃焼2)



写真 7.1-3 コラム燃焼3)

ナトリウムが空気中に漏えいして発火した場合の燃焼現象とその結果もたらされる 熱影響は、その概略から詳細まで理解を深めることが重要であり、高速炉の開発経験を 有する各国において数多くの試験研究が実施され解析コードが整備された。

サイクル機構においては、「もんじゅ」での事故発生の前に、主に大規模ナトリウム 漏えいを対象として、熱影響確認、解析コードの検証、漏えい対策設備の有効性実証の ための試験が実施され、事故の後に事故の事象の解明のために小規模漏えいや燃焼現象 の詳細メカニズムに着眼した試験が実施された。以下に、燃焼現象と熱影響に関してそ の概要を説明する。^{4,5)}

(1) 漏えい燃焼形態による整理

(i) プール燃焼

プール燃焼は、漏えいしたナトリウムが床等に溜まった状態で燃焼するものである。 その燃焼挙動は、プール表面からのナトリウム蒸発と雰囲気からの酸素供給に支配され る。このためナトリウムプール燃焼速度は、プールの温度、酸素濃度、プールへの酸素 供給条件(自然対流場/強制対流場)などに依存する。

直径 10~60cmのプールを主に用いて燃焼速度を測定した例によれば、プール燃焼速 度は酸素濃度に概ね比例する傾向が見られ、プール近くの雰囲気流速に強く依存する⁶⁾。 実機想定により近い規模の実験測定⁷⁻⁹⁾では、自然対流、プール面積 1~10m²、空気雰囲 気条件において、20~40 kg/m²h⁷⁾、17~27 kg/m²h⁸⁾というプール燃焼速度が報告され ている。プール面積が大きくなるにつれてプール中央部付近への酸素供給が不足し、燃 焼速度は低下する⁸⁾。

プール燃焼による熱影響としては、プールが接触している床などの構造材および雰囲 気ガスの加熱を考える必要がある。プールから構造材への伝熱は熱伝導が支配的だと考 えられることから評価は比較的容易であるが、プールから雰囲気への伝熱については、 対流伝熱、輻射伝熱に加えてエアロゾル(燃焼生成物)の放出に伴う熱移動が混在する ため、現象は複雑である。燃焼プールから建物構造物への伝熱については、輻射伝熱が 支配的(60~70%)という評価例がある⁹⁾。また、プール燃焼火炎内部の熱・物質移行 を詳細に解析してエアロゾル移行と伝熱・燃焼現象の関係を考察した結果、エアロゾル の雰囲気への放出移行割合はプール温度や燃焼速度が高くなり火炎高さが増大するにつ れて大きくなるものと評価されている¹⁰⁾。

(ii) スプレイ燃焼

スプレイ燃焼は、配管等から漏えいするナトリウムが複数の液滴となって飛散・落下 する状況で燃焼するものである。燃焼は液滴表面上におけるナトリウム蒸発と雰囲気か らの酸素供給に応じて進行する点においては基本的にプール燃焼と同様であるが、酸素 供給の駆動力が液滴運動に伴う強制対流である点が異なる。また、液滴サイズは通常 mm オーダーとなるため、燃焼に寄与する表面積はプールのそれよりも大きく、単位時 間あたりの燃焼量や熱影響もプール燃焼の場合よりも大きくなることが多い。 スプレイ燃焼は、プール燃焼と違って構造材に接触しない状態で進行するため、スプ レイ燃焼による熱は主に雰囲気に移行することとなる。したがって、単位時間あたりの 燃焼量が比較的大きいこととあいまって、スプレイ燃焼による熱影響としては、密閉さ れた雰囲気の温度上昇による加圧が問題とされる。そのため、既存のスプレイ燃焼試験 は、密閉雰囲気中における燃焼に伴う酸素消費や雰囲気圧力の推移に着眼して実施され ている。

一方、スプレイ燃焼挙動の細部を把握するために、単一液滴に関する静止または落下 状態での燃焼挙動についての詳細な観察・データ取得が進められている¹¹⁻¹⁵⁾。液滴周囲 にオレンジ色の発光が出現する時を「着火」と定義したとき、着火時の液滴温度は550 ~600℃となるとの研究例がある。

(iii) コラム燃焼

コラム燃焼はナトリウムが配管等から棒状または滝のように流下する状態で燃焼する 形態である。高速炉のように配管周囲が内装板、保温材、外装板と多層構造となってい る場合の現実的な漏えい燃焼形態と考えられているもので、そのコラム流は着火を伴わ ない下向きの漏えい形態となること、ナトリウム燃焼割合はスプレイ燃焼の場合よりも 小さくなることがサイクル機構の試験で示された¹⁶⁾。コラム燃焼を支配するのは、コラ ム流の外表面の燃焼よりもむしろ、コラム流が床等の構造物に衝突・飛散して形成され る液滴の燃焼である。この点でコラム燃焼はスプレイ燃焼に包絡されると考えられる。 コラム漏えい流を床に衝突・飛散させた場合の燃焼の程度は、同規模のスプレイ燃焼よ りも穏やかな熱影響となるとともに、落下高さによる燃焼速度実験式が求められている ^{17,18)}。

(2) 漏えい規模による整理

(i) 大規模漏えい

実プラントにおけるナトリウム漏えい燃焼の評価対象となるのは、「もんじゅ」の2次 主冷却系設備を例にとると、系統分離のための障壁を形成する建物・構築物の健全性で ある¹⁹⁾。酸素が豊富に存在する状況ではナトリウム燃焼量およびそれに伴う熱影響は漏 えい規模の増大につれて大きくなるため、一般的にはプラントにおける大規模ナトリウ ム漏えいが想定され、その際の雰囲気加熱による建物の内圧の上昇および建物を構成す るコンクリート等の温度の上昇が評価される。

大規模漏えい時には、ナトリウムの燃焼に伴う周囲温度の変化や酸素濃度の低下が著 しくなると考えられるため、その影響を考慮した評価が必要となる。また、建物を構成 するコンクリートは加熱されると内部の水分を放出するため、この水分がナトリウムや ナトリウム酸化物と発熱反応を生じること、水分とナトリウムの反応で水素が生成され、 さらに水素が酸素と再結合(発熱反応)を生じることなどについても考慮が必要である。 さらに、後述する「もんじゅ」の対策設備のように漏えいナトリウムを貯留室に移送す る方策が取られている場合には、それが事故時の熱影響へ与える効果を適切に評価する ことが重要である。

(ii) 小規模漏えい

漏えいの規模が小さくなると、漏えいナトリウムの一部が雰囲気中でスプレイ燃焼等 によって燃焼した後、残ったナトリウムは床ライナ上の限定された範囲内に留まってプ ール燃焼を生じる。この場合、ナトリウム量に比べて雰囲気酸素量が多いため、ナトリ ウムは床ライナ上でほぼ全量燃焼し尽くす。また、大規模漏えいに比べて酸素消費が少 ないため、プール燃焼が酸素濃度の高い状態で長時間持続し、床ライナの局所(漏えい ナトリウムが広がり堆積する範囲)の温度が比較的高温となりやすい特徴がある。「もん じゅ」ナトリウム漏えい事故はこのような小規模漏えい燃焼の典型事例と言える。

また、上記のように床ライナ温度が高温となる小規模漏えいにおいては、湿分の供給 が多くなると床ライナの腐食に対する配慮が必要となる。「もんじゅ」ナトリウム漏えい 事故の原因究明を目的とした実験のひとつ「燃焼実験Ⅱ」²⁰⁾において、床ライナ等の著 しい腐食減肉による破損が生じた。これは、本実験では

- ①もんじゅの当該事故室よりも小さな部屋で事故と同量のナトリウムを漏えい燃焼させたこと、
- ②漏えい燃焼挙動観察の目的で実験装置の壁にカメラ用の穴を設け部屋内へ空気を送り込んだこと等

の特殊な条件が重なって、雰囲気温度の高温化に伴うコンクリート部からの多量の水分 放出が生じ、ナトリウム漏えい中に床ライナ上の堆積物が溶融したことが原因となった ものである²¹⁾。腐食メカニズムについては、湿分供給過剰条件で溶融NaOHプールが形 成され、そこへ過酸化ナトリウム(Na₂O₂)が溶け込んで生じる過酸化物イオン(O₂²⁻) が床ライナ鋼板(Fe)を腐食させる機構(溶融塩型腐食:図7.1-2参照)が生じたも のと解明されている²²⁾。この現象の詳細については2.6.3に記載されている。



漏れたナトリウムとそれが燃焼した時に生成する酸化 ナトリウムが混合状態となり、鉄を溶かす腐食。 この状態では、床ライナ表面がほぼ窒息状態となり、 酸化ナトリウムが床ライナ(鉄)と反応して複合酸化 物を形成する。床ライナ温度が高い場合[700℃以上) では、形成された複合酸化物が溶融するので,腐食が進 行する。





ナトリウムが漏れだし、燃焼した時に生成する化合物 (過酸化ナトリウムと水酸化ナトリウム)が溶融状態 となり、急速に鉄を溶かす腐食。 この状態では、過酸化ナトリウムNa202から生じる過酸 化物イオンが強力な酸化剤となって床ライナ(鉄)を 腐食させ、かつ腐食生成物は直接溶融体環境に溶け出 し、保護膜の形成も期待できないため、急速に腐食が 進行することになる。

☆ 溶融塩型腐食の方が腐食減肉速度は大きい(約5倍)
 ☆ 過剰な湿分供給は溶融塩型腐食の発生原因となる

図 7.1-2 ナトリウム燃焼に伴う床ライナの腐食機構

(3) ナトリウム漏えい燃焼に関連する挙動

上記(1), (2)では配管等からナトリウムが漏えいする際の燃焼挙動を分類し概説した が、この他にもナトリウムの燃焼に関連する挙動として以下のような事象が挙げられる。

(i) ナトリウム・コンクリート反応²³⁻³⁰⁾

液体ナトリウムが高温状態でコンクリートと接触すると、ナトリウムと水分の反応と、 その反応生成物とコンクリート成分の反応が生じる。

$$\begin{split} &Na(l) + H_2O(g) = NaOH(s) + 1/2H_2(g) & \Delta H_{298.15} = -184 \text{kJ/mol} \\ &2NaOH(s) + \text{SiO}_2(s) = Na_2 \text{SiO}_3(s) + H_2O(g) & \Delta H_{298.15} = -127 \text{kJ/mol} \end{split}$$

ナトリウムとコン クリート中の含有水が 反応して水酸化ナトリ ウムと水素が生成され、 さらにシリカ (SiO₂) を多く含むコンクリー トの場合、水酸化ナト リウムとコンクリート 成分のシリカが反応す ることにより侵食が進 行する。不活性雰囲気 下で実施したナトリウ ム・コンクリート反応 試験におけるナトリウ ムプール表面の様子を 写真 7.1-4 に示す。ま



写真 7.1-4 ナトリウム・コンクリート反応時のプール表面 (プール表面の水素気泡を上から見た様子)

た、ナトリウム・コンクリート反応後のコンクリートの外観を写真7.1-5に示す。

ナトリウム・コンクリート反応においては、反応が開始する「しきい温度」が存在し、 玄武岩コンクリートでは約540℃、石灰岩コンクリートでは約570℃、磁鉄鉱コンクリ ートでは約470℃、「もんじゅ」で使用されている硬質砂岩コンクリートでは約530℃で ある。上記の化学反応式に示したようにナトリウム・コンクリート反応は発熱反応であ るため、一旦反応が開始すると反応域の温度は約900~1000℃に上昇し、反応界面はコ ンクリートの侵食につれて内部へ移動する。反応は開始直後は激しいが次第に穏やかと なる。侵食の速度は開始直後で8cm/h程度以下であり、トータルの侵食深さとして約10 ~20cmで反応がほぼ停止する。この反応停止のメカニズムは、主に反応生成物が反応界 面に溜まり、ナトリウムとコンクリートの接触を阻止するためと考えられている²³⁾。 (ii) 燃焼残渣中ナトリウムの再着火・再燃焼(再発火)

ナトリウム燃焼環境に窒素を供給し て燃焼を途中で停止した場合、もしく は雰囲気の酸素濃度が低下し、酸欠で 燃焼が途中で停止した場合、未燃焼の 金属ナトリウム(Na)と燃焼生成物

(Na₂O, Na₂O₂, NaOH等)が微細に 分散した燃焼残渣ができる。このよう な金属ナトリウムを含む燃焼残渣は、 30~50℃まで冷却した後であっても、 再び空気雰囲気に暴露された際に再着 火し、その火点が広がって再燃焼に至 ることがある(再発火)。このような現 象は、ナトリウム燃焼試験の後処理に おいて時おり見られる現象であるが、 その現象は実験的にも確認され、これ が生じるための条件の範囲がまとめら れている³¹⁻³³⁾。



写真 7.1-5 ナトリウム・コンクリート反応試験 後の円柱型コンクリート外観²³⁾



残渣温度50℃で乾燥空気に暴露 した直後に発煙が発生



5~6秒後に着火



火点が広がりナトリウムが 再燃焼



燃焼領域が全体に広がる



火炎が消失



燃焼が完全に終了

写真 7.1-6 ナトリウム燃焼残渣の再着火・再燃焼の様子³⁷⁾

さらに、約1~5gのナトリウムを用いた実験では、再着火・再燃焼の生じる燃焼残渣と 生じない燃焼残渣の成分が分析され、再着火・再燃焼の生じる理由について考察が成さ れている³⁴⁻³⁷⁾。参考文献 34-37)の実験での再着火・再燃焼の様子を写真 7.1-6 に示す。

燃焼残渣温度が約 30~50℃、雰囲気湿度が乾気~4.8 vol%の条件において、再着火の 生じる確率が高い燃焼残渣中の金属ナトリウム含有率は 40~60 wt-%(60~75 mol-%) であり、その範囲を外れると再着火の生じる確率が低下する。燃焼残渣を作るための初

期燃焼時に乾燥空気 を用いた場合、生じ た燃焼残渣を分析す ると金属ナトリウム が 40~60 wt-%で酸 化ナトリウム

(Na₂O)が40~60 wt-%、過酸化ナトリ ウムが1wt-%未満 であった。

ナトリウム機器や 配管等から空気中へ ナトリウムが漏えい したの場合、ナトリ ウムが溜まった床上 ではプール燃焼が生 じる。それを途中で 窒素ガスあるいはア ルゴンガスで強制的 に停止させた場合、 または窒息により停 止した場合、燃焼残 渣の表面は沈降した エアロゾルがある程 度存在するために、 黄白色になっている 場合が多い。プール 燃焼を途中で停止さ せた場合の燃焼残渣 を写真 7.1-7 に示す。 このような燃焼残渣 は、一見、再着火・



写真 7.1-7 プール燃焼を途中で 停止させた場合の燃焼残渣³⁸⁾



写真 7.1-8 燃焼残渣の内部³⁸⁾

再燃焼しないようにも見えるが、室温付近にまで冷えたとしても、表面を崩して堆積物 の内部を空気に曝露すると残渣の温度が急激に上昇し、再着火を生じる危険性が高いの で注意が必要である。燃焼残渣の内部は、金属ナトリウムと燃焼生成物が微細に混ざり 合ったもので、濃い灰色、軽石のような構造をしている場合が多い。燃焼残渣の内部を 写真 7.1-8 に示す。

(ⅲ) 固体ナトリウムの発火

空気雰囲気にあるナトリウムは通常、ある温度以上の液体状態で発火するが、固体状のナトリウムであっても、雰囲気湿分の供給があれば、ある時間経過の後に自然発火する場合がある。この現象は、平成13年10月31日に高速実験炉「常陽」メンテナンス 建家で発生した火災の発生原因として推定されているものである。(火災の詳細な状況については9.5.2に記載されている。)

火災発生原因を検討するために、火災発生現場の状況を推測・模擬した状況において 固体ナトリウム片を放置する実験が実施された^{39,40)}。その結果、ナトリウムの潮解水溶 液が吸収されない素材(酢酸ビニル、ポリ袋等)の上にナトリウムを置いた場合にはナ トリウムが発火しやすいことが確認された。この自然発火過程の様子を写真 7.1-9 に例 示する。

こうした発火が生じるのは、

- ① ナトリウムと湿分の反応による水酸化ナトリウムの生成
- ② 水酸化ナトリウムがさらに吸湿(潮解)することによる水溶液の生成
- ③ この水溶液中の水分がナトリウムと反応することによる水素の発生
- ④ ナトリウム酸化物(過酸化ナトリウム)と湿分の反応による酸素の発生
- ⑤ これらの反応がいずれも発熱反応であること

などが主要因となっているものと推定されている。


写真 7.1-9 固体ナトリウムの雰囲気湿分との反応による自然発火の様子39)

(iv) エアロゾル挙動

ナトリウム燃焼に伴って発生するナトリウムエアロゾルは、直径 0.1μ mから数 10μ mの分布を有し、主にNa₂O、Na₂O₂、NaOH、Na₂CO₃等から構成される粒子群である。 見た目には白い煙状であり、燃焼時にはその燃焼の状況や室内にある物体の見分けがで きない状態となることが多い。雰囲気に浮遊する間に時間の経過につれて凝集するため、 平均粒子径は時間とともに増大する。また、重力による沈降、濃度や温度勾配を駆動力 とする壁面沈着などにより、時間とともに浮遊濃度が減衰する。

NaOH は強アルカリであり、眼や皮膚への付着やロ・鼻からの吸引はアルカリやけど を起こすため注意が必要である。酸化物エアロゾルについても

湿分と反応して NaOH (水酸化ナトリウム) に変化しやすいため、同様に注意を要する。 ナトリウムエアロゾルが呼吸器系に沈着する挙動を評価する解析コードが開発され、吸 入を防止するためのマスクが開発されている。

ナトリウム漏えい事故時に発生するエアロゾルは建物内の重要な機器に付着するこ とも考えられる。このため、表 7.1-1 に示すように、事故後のプラント状態の監視を行 う上で重要と考えられる機器や電気計装部品を対象として、エアロゾル環境下での健全 性を確認する試験も実施され、事故後監視計装機器の健全性が維持されること、一次主 冷却系ポニーモータに特別な異常が見られずエアロゾル付着後にも安定した運転が達成

表 7.1-1 エアロゾル影響確認試験の対象と確認項目4)

試験対象		試験確認項目	
事故後 監視計装設備	高レンジエリアモニタ 制御棒位置検出用コネクタ オーバーフロータンク液面計 格納容器ケーブルペネトレーション	導通性 絶縁抵抗 試験体内部へのエアロゾル侵入の有無 シール部の健全性 各部温度変化(異常の有無)	
崩悽埶除去	一次主循環ポンプポニーモータ	絶縁抵抗 試験中の電流変化 各部温度変化 試験体内部の異常(エアロゾル侵入の有無)	
関連設備	二次冷却設備補助冷却器(ACS)	伝熱性能 各部へのエアロゾル付着量と付着状況 各部温度変化 空気出入口の差圧	

7.1.2 ナトリウム漏えいに伴うソースターム挙動

ナトリウム中に腐食生成物(CP)や核分裂生成物(FP)などの放射性物質が含まれ ている場合を想定すると、漏えいナトリウムから雰囲気への放射性物質の移行挙動を定 量的に把握することが重要となる。「もんじゅ」などの高速炉プラントでは、放射性物質 の含まれる一次系ナトリウムの漏えいが想定される場所は雰囲気を不活性にして(低酸 素濃度に維持して)、事故時のナトリウム燃焼による熱的影響等を抑制するようになって いる。しかし、漏えいナトリウムの蒸発やエアロゾル発生に伴って放射性物質も雰囲気 に放出されることが考えられ、また現実的には起こると思われないシビアアクシデント の評価においては、ナトリウム・コンクリート反応や空気雰囲気中での燃焼に伴う放射 性物質放出を考慮することが必要となる。このため、ナトリウムの蒸発、燃焼、ナトリ ウム・コンクリート反応を対象として、ナトリウム中の放射性物質移行挙動を調べる試 験研究と解析コード開発が実施されている⁴²⁾。以下では、サイクル機構で実施された研 究を例示しつつ、ナトリウム中の放射性物質の放出移行挙動の概要を示す。

(1) ナトリウムの蒸発に伴う放射性物質の放出

1次冷却材ナトリウムに放射性物質が含まれた状況のもとでナトリウム漏えいが生じ ると、たとえナトリウム燃焼が生じなくてもナトリウムおよび放射性物質が蒸発放出さ れる。冷却材ナトリウム中の放射性物質が原子炉容器内カバーガス空間に蒸発移行した 状況でカバーガスが漏えいする想定においても同様の挙動が考えられる。

上述の挙動を定量的に把握するために、セシウム、ヨウ素、テルルなど揮発性の高い FP核種を対象としたナトリウムからの蒸発試験が実施された⁴³⁾。試験には各FP核種の 非放射性同位体を使用し、液相と気相を等温条件とした平衡蒸発試験に加えて、実プラ ントの原子炉容器カバーガスやナトリウム漏えい事故環境により近い状況を模擬するた めに気相に温度勾配を与えた非平衡蒸発試験が行われた。これらの試験により、冷却材 ナトリウムの通常運転時から異常・事故時をカバーする広い温度範囲の条件におけるセ シウム、ヨウ素、テルルの気液平衡分配係数が求められるとともに、これが理論値に一 致することが確認された(図 7.1-3)。

また、非平衡蒸発試験で求めた気液分配係数が平衡蒸発試験のそれよりも小さいこと から、気液平衡分配係数を用いることで安全側の評価が可能であること

が示されている。さらに、テルルは液相中でナトリウムと化合物を形成し、純テルルよ りも蒸発しにくい形態となっているとの示唆が得られている。このように、ナトリウム の化学的な活性に起因し

て、FP はナトリウム中 に保持されやすい(雰囲 気へ放出されにくい)傾 向を示すことが多い。す なわち FP の放出特性は その化学形態にも強く依 存するため、表 7.1-2 に 示すような FP 核種その ものが有する特徴とナト リウム環境条件における 性質を考慮して評価を行 うことが重要である。



図 7.1-3 ナトリウム中よう素の気液平衡分配係数

(2) ナトリウムの燃焼に

伴う放射性物

質の放出

放射性物質を 含むナトリウム が空気雰囲気で 漏えいすること を想定すると、 ナトリウムは燃 合よりも多くの エアロゾル生成

グループ	19 1位	8	元 第
1	ナトリウムに非溶解性でガス	 参方ス 	Kr, Xe
定规的		② ハロゲン	Br, I
		③ アルカリ会員	Rb, Cs
2 デドリウムに溶解性で建築性	④ アンチモン、テルル	Sb, Te	
	20 동물 20 동물 20 동물	③ 道移元素	Ag. Cd
3	ナトリウムに非治解性の全翼で不得発性	③ 濃膠元素	Mo, Tc, Ru, Rh, Pd
4 ナトリウムに非激頻性の 酸化物で不得発性	② アルカリ土間	Sr, Ba	
	ナトリウムに詳遠解性の 酸化物で不得発性	⑧ 遷移元素	Y, Zr, Nb
		④ ランタノイド	La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu
		Ø 777/1F	Np. Pu, Am, Cm

が生じる。このような場合の気相へのFP放出移行挙動を調べるために、セシウムやヨウ 素を混入させたナトリウムをプール燃焼させて気相への移行量を測定する試験が実施さ れた⁴⁴⁾。その結果、ナトリウムプール燃焼時のセシウムおよびヨウ素の保持係数*は平 衡蒸発時の保持係数よりも大きな値となることが明らかにされている。これは前述した 非平衡蒸発時の移行挙動と同様に、気相における揮発性FPの拡散係数がナトリウムの拡 散係数よりも小さいことに起因するものと考えられている。

*保持係数:[ナトリウムプール中 FP 濃度]/[カバーガス中のナトリウム

に対する FP 濃度]で定義した値。この数値が大きいほど液体

ナトリウム中に保持されやすいことを意味する。

(3) ナトリウム・コンクリート反応に伴う放射性物質の放出

現実的に起こるとは思われないが、シビアアクシデントとして炉心が溶融し、その後 原子炉容器も破損して高温溶融物質が原子炉容器下部室へ落下することを想定すると、 放射性物質を含んだナトリウムと建物コンクリートの反応が起こり得る。ナトリウム・ コンクリート反応においては、プール表面におけるナトリウムの蒸発に加え、プール底 で発生した水素の気泡がプール表面で破砕する際に不揮発性 FP 粒子をも気相へ飛散・ 放出することが考えられる。

このような挙動における放射性物質放出挙動を調べるために、ナトリウム・コンクリ ート反応による不揮発性FP粒子の気相への放出移行に着目した試験研究が実施された ²⁴⁾。この研究では、非放射性の微粒子状FP模擬物質をナトリウム中に添加し、実際にナ トリウム・コンクリート反応を生じさせる試験を行うとともに、ナトリウムプール温度 や水素気泡発生速度の影響に着目した分離効果試験として、ナトリウムプール底部で水 素気泡を発生させる試験も行なわれた。これらの試験の結果から、以下のことが明らか となった。 ① ナトリウム・コンクリート反応が生じると、プールからのエアロゾル発生速度はナト リウムの自然蒸発速度よりも大きくなる。これは発生する水素ガス気泡がプール表面 を擾乱するためであるが、この効果には温度依存性がある。ナトリウム・コンクリー ト反応時のエア



(4) FP エアロゾル挙動

液体ナトリウムとともに放出された FP は雰囲気中でエアロゾルとなり格納施設内を 移動する。この FP エアロゾルは、ナトリウムエアロゾルと同様に、時間の経過につれ て雰囲気中の濃度が減衰する。このため、事故時の放射性物質の移行を評価する目的で、 エアロゾル挙動に関する研究が古くから進められている。

FPエアロゾルに関する研究としては、その浮遊・沈降挙動を評価するために必要とな る物性や空力特性、測定技術、フィルターによる捕集技術、狭い流路内の挙動など多岐 にわたる試験研究が行われ、エアロゾルの粒径変化と浮遊濃度・沈着量等を予測する解 析コードが開発されている。例えば、(2)で述べた揮発性FPを含むナトリウムのプール 燃焼試験⁴⁴⁾では、浮遊エアロゾル中のナトリウムとセシウム、ヨウ素の重量比が濃度 減衰過程で変化しないこと(図 7.1-5 参照)、すなわちナトリウムエアロゾルと揮発性FP の混合エアロゾルの挙動は単一成分エアロゾルと同じ手法で評価できることが確認され ている。



解析条件

ナトリウム燃焼解析; SPMコード

ナトリウムプール温度	450°C
雰囲気 Oz 濃度	396
生成エアロゾル性状	Na ₂ O

 エアロゾル挙動解析 ; ABC·INTGコード

エアロゾル発生率	SPM上古計算	
容器内温度、圧力	結果を使用	
エアロゾル粒径	1 µm	
エアロゾル密度	0.3g/cm³	

図 7.1-5 セシウム、よう素を含んだナトリウムのプール燃焼時 に発生した混合エアロゾル濃度の時間変化

7.1.3 解析モデルと計算コード

本節では、ナトリウム漏えい燃焼とそれに伴う熱的影響を評価するための解析コード、 発生したエアロゾルの挙動を対象とした解析コード、ならびにナトリウム燃焼やエアロ ゾル挙動と放射性物質挙動など事故時の格納容器内事象推移を総合的に取り扱う解析コ ード等について紹介する。

(1) ナトリウム燃焼解析コード

ナトリウム燃焼解析コードは、プール燃焼時またはスプレイ燃焼時の建物温度・内圧 評価を目的として、まず欧米で開発が進められた。米、仏、独国で開発された解析コー ドを国内開発コードとともに表 7.1-3 に例示する⁴⁵⁻⁵⁹⁾。これらの解析コードの多くは解 析対象空間や構造物を1点または1次元で近似するものである。

プール燃焼とスプレイ燃焼について、代表的な計算モデルの概念図をそれぞれ図 7.1-6、 図 7.1-7 に示す。

プール燃焼は、プールと雰囲気間の自然対流熱/物質伝達を駆動力として雰囲気から 酸素や湿分が供給されるという考え方に基づいている。また、この考えの発展形として、 プール表面近傍にナトリウム蒸気と酸素等が反応する火炎面を考慮するモデル(フレー ムシートモデル)が開発・利用されている^{56,60,61)}。スプレイ(液滴)燃焼については、 図 7.1-7 のように酸素や湿分の供給を軸対象物体に対する強制対流熱/物質伝達の相関 式から計算するもののほか、燃料液滴と同様のD²則(液滴表面積が一定速度で減少する との燃焼理論)によるものなどがある。 「もんじゅ」ナ トリウム漏えい事 故後には、7.1.1(2) では、7.1.1(2) でしたようなそ れまれてたますり着 でいなかわちり がないすなりしたの が のの化学で、 が る 熟えいに 規 構 造物 局 所の高温化

などをも考慮した広範な漏 えい規模に対する評価が必 要となった。このため、サ イクル機構ではこれらの事 象推移を取り扱う各種工学 モデルを備えたASSCOPS Ver.2 が整備され、「もんじ ゆ」事故後の設備改善検討 に使用された^{58,62)}。本コー ドによる密閉容器内スプレ イ燃焼実験の解析結果を図 7.1-8 に示す。

ASSCOPS コードで取り 扱う物理現象は以下のよ うに分類され、これはナ トリウム漏えい燃焼時の 熱影響評価を行う上で考 慮すべき現象を表したも のと言える。

- 化学反応:スプレイ燃 焼、プール燃焼、湿分 の反応、水素の生成・ 再結合
- 2 熱の移行:対流・輻 射・伝導伝熱

表 7.1-3 国内外で開発された主な

ナトリウム燃焼解析コード3)

国名	プール燃焼	スプレイ燃焼	混合燃焼
米国	SOFIRE ⁴⁵⁾	SPRAY ⁴⁶⁾ NACOM ⁴⁷⁾ SOMIX ⁴⁸⁾	CONTAIN ⁴⁹⁾ SPCA-II ⁵⁰⁾
フランス	FEUNA 51)	PULSAR ⁵²⁾	PYROS ⁵³⁾ FEUMIX ⁵⁴⁾
ドイツ			NABRAND 55)
日本	SPM ⁵⁶⁾	SOFIA-II ⁵⁷⁾	ASSCOPS ⁵⁸⁾ HISLAC ⁵⁹⁾



図 7.1-6 プール燃焼計算モデルの概念図⁴⁾



図 7.1-7 スプレイ燃焼計算モデルの概念図4)

```
    物質の移行:ガス成分(酸素、湿分、水素)、コンク
リートからの水分放出、ナ
トリウム化合物の組成変
化(Na2O、Na2O2、NaOH)、
ナトリウム化合物の移動
(プールからの放出/エ
アロゾルとして浮遊/プ
ールへの沈降等)、部屋間
および部屋内外間の各物
質の移行
```

一方、近年は数値解析技術 の飛躍的向上に伴い、現象を 可能な限り機構論的に解析評 価する手法の整備も進められ、 図 7.1-9 に示すようなナトリ ウム燃焼詳細解析コード体系 が開発されている^{63,64)}。

燃焼空間の流動を多次 元で解析するAQUA-SF コード⁶⁵⁾、液滴燃焼の直 接シミュレーションを行 うCOMETコード⁶⁶⁾、ナ トリウム飛散挙動を評価 する粒子法コード MPS-3D⁶⁷⁾、化学反応定 量評価コードBISHOP⁶⁸⁾、 プール火炎内挙動の詳細 評価手法⁶⁹⁻⁷¹⁾は、ナトリ ウム漏えい燃焼事象を構 成する各種現象のメカニ ズム解明や詳細評価に活 用された。



図 7.1-9 ナトリウム燃焼詳細解析コード体系63,64)

AQUA-SFコードによる小規模プール燃焼実験の解析結果を図 7.1-10 に示す。この実 験は内容積約 3m³の円筒型鋼製容器内で雰囲気を換気しながらナトリウムを漏えい燃焼 させたものであるが、雰囲気ガス空間を多次元で解析することにより、燃焼火炎近傍が 高温、空気入口近傍が低温となるという試験結果の傾向と良く一致する結果が得られて いる。ゾーン(多領域)モデルに基づくSPHINCSコード⁷²⁾は、これら詳細解析コード

で得られた

知見を取り込みつつ、安全設計・評価においてナトリウム燃焼時の熱影響評価を広い想定条件のもとで数多く実施するのに適する。SPHINCS コードによる小規模プール燃焼実験の解析結果を図 7.1-11 に示す。床ライナが局所的に高温となる小規模漏えい燃焼に関して、プール堆積部とプール外部の間に形成される床ライナ温度分布が精度良く解析されている。

(2) エアロゾル挙動解析コード

エアロゾル挙動解析コード ABC-INTGコード⁷³⁾が、高速炉の冷却 材漏えい事故時等に想定される放射性 物質を含んだナトリウムエアロゾル の放出後の物理挙動を解析する目的 で開発された。この解析コードが取 り扱う物理挙動は以下のものである (図 7.1-12 参照)。

①粒子の凝集(ブラウン運動、重力沈降速度差、および乱流による凝集)
 ②粒子の沈着(ブラウン拡散および熱泳

動による壁への沈 着)

 ③粒子の沈降(重力に よる床への沈降)
 ④粒子の流出(隣接セ

ルへの漏えいおよ

び換気による排出) なお、対象とする解析 空間では雰囲気ガスは 対流によって十分に混 合されている(エア



図 7.1-10 AQUA-SF コードによる小規模プール 燃焼実験の解析結果



床ライナ温度の解析結果



図 7.1-12 ABC-INTG コードで取り扱う主要物理現象

ロゾルは均一に分散されている)と 考え、エアロゾル粒子の粒径分布は 多群で表現する。計算に必要となる エアロゾル発生量や各部温度条件を 入力で指定し上記の物理挙動を計算 することにより、解析空間内におけ る浮遊エアロゾルの濃度と粒径分布、 壁付着量、床沈降量などの時間推移 が求められる。

ABC-INTG コードは、米国 Atomic International 社の LTV 試 験やハンフォード研究所(HEDL) の CSTF AB1 試験など大小規模の ナトリウム燃焼試験データによりそ の解析結果の妥当性が検証されてい る(図 7.1-13 参照)。

また、ECの主催したベンチマー ク解析に参加し、欧州の解析コード と同等の解析能力を有することが確 認されている(図 7.1-14 参照)。



図 7.1-13 エアロゾル濃度に関する ABC-INTG 解析値と HEDL CSTF AB1 試験結果の比較

(3) 格納施設安全解析コード 格納施設安全解析コード

(CONTAIN-LMR) ^{74,75)}が高
 速炉のシビアアクシデント事象
 が炉容器外へ進展した場合の格
 納施設内の現象を解析するため
 に開発された。この解析コード
 のオリジナル版は米国のサンディア国立研究所(SNL)で開発
 され⁷⁶⁾、JNCはSNLおよび独国
 KfK (現FZK)、GRSと協同で改
 良を進められてきた。

CONTAIN-LMR が取り扱う 主要現象の関連および同コード の有する主要計算モデルをそれ ぞれ図 7.1-15、図 7.1-16 に示す。



図 7.1-14 EC ベンチマークテストによる エアロゾル挙動解析コード間の比較



図 7.1-15 CONTAIN-LMR で取り扱う主要現象の関連性



図 7.1-16 CONTAIN-LMR の計算モデル

取り扱う挙動は以下のように 分類できる。

- (1)ナトリウム燃焼(プール燃焼と スプレイ燃焼)
- ②ナトリウム・コンクリート反応③炉外溶融物質(デブリ)ベッド

の挙動

- ④核分裂生成物(FP)の挙動
- ⑤ナトリウムによる水素の誘導燃 焼
- ⑥ナトリウムエアロゾル挙動
- ⑦格納施設雰囲気における種々の 化学反応

CONTAIN-LMR コードの一部 の計算モデルを使った解析例とし て、ナトリウム・コンクリート反 応によるコンクリートの侵食と水 素ガス生成の解析結果を図 7.1-17 に示す。



図 7.1-17 ナトリウム・コンクリート反応 による生成水素ガスとコンクリート減肉量 についての解析値と実験測定値の比較

いずれも実験値と良い一致を示している。また、図 7.1-18 にはナトリウム燃焼で発生 したエアロゾルの挙動を実

験値との比較で示す。この 実験は EC で主催されたエ アロゾル挙動解析コードの ベンチマーク問題として示 されたものである。

CONTAIN-LMR コード を使用してシビアアクシデ ント時の格納施設内解析を 行う場合には、高速炉格納 系を図 7.1-19 に例示する ようなマルチセル・ネット ワークとしてモデル化し、 事故の進展に伴う熱流力現 象、エアロゾル挙動、放射 性物質挙動を計算する。



図 7.1-18 EC エアロゾルベンチマーク時の エアロゾル濃度の時間変化の解析値と実験測定値の比



図 7.1-19 CONTAIN-LMR 解析で用いた高速炉格納系モデルの例

このような解析は高速炉プラントの確率論的安全評価(PSA)研究の中でソースター ム評価として実施されており^{77,78}、CONTAIN-LMRによる複数ケースの解析結果をも とに図 7.1-20 に示すような放射性物質放出割合を確率との関連で示すことも可能であ る。

7.1.4 実機ナトリウム漏えい対策設備と事故後の対応

ナトリウム燃焼実験および 解析コードの開発により、実機 において想定される事象とその 影響を把握することが可能とな り、対策の方法も検討され、そ の効果が実証されてきた。本節 では、海外炉におけるナトリウ ム漏えい対策設備、事故以前の 「もんじゅ」 2 次冷却系ナトリ ウム漏えい対策設備、「もんじ ゆ」 2次主冷却系ナトリウム漏 えい事故後の設備改善策につい て述べる。ナトリウム施設の一 般的なナトリウム火災対策につ いては 9.2 節に、火災後の措置 については9.3節に、国内外の ナトリウム漏えい事故例につい ては9.5節にそれぞれ記載され ている。

(1) 海外炉におけるナトリウム漏えい対策設備

原子炉容器を含む1次主冷却 系が収納されている原子炉格納 容器内については、ナトリウム が漏えいしても放射性物質を含 むナトリウムが燃焼しないよう





に配管等が通る各部屋を窒素雰囲気としている。非放射性ナトリウムである2次主冷却 系が収納されている原子炉補助建物においては、機器等のメンテナンス性を考慮して空 気雰囲気としていることから、ナトリウム漏えいに備えてナトリウム燃焼に伴う熱的・ 化学的影響の緩和と燃焼の区域を限定するための設備対応策を講ずる必要がある。

ナトリウム漏えい燃焼対策に関する実験については、1970年代から各国において精力 的に実施された⁷⁹⁾。燃焼抑制を対象としたものはドイツのカールスルーエ研究所の Huberらの実験⁸⁰⁾や、フランスのカダラッシュ研究所の実験が、窒素注入による消火を 対象としたものに米国ハンフォード研究所(HEDL)の実験^{81,82)}がある。ドイツ・カー ルスルーエ研究所で考案されたナトリウム燃焼抑制用の受皿を図 7.1-21 に、フランスで 考案されたナトリウム燃焼抑制受皿を図 7.1-22 に示す。 いずれも、非放射性ナトリウムを用いる2次主冷却系の床上に設置し、漏えいしたナトリウムを貯留して窒息消火させるための構造を有している。



図 7.1-21 カールスルーエ研究所で考案された ナトリウム燃焼抑制受皿(基本構造)⁷⁹⁾



図 7.1-22 フランスで考案されたナトリウム燃焼抑制受皿⁷⁹⁾

(2) 「もんじゅ」2次主冷却系のナトリウム漏えい対策設備

「もんじゅ」では、ナトリウム漏えい速度が 100ton/h 程度の大規模なものに対し、 図 7.1-23 に示すようなナトリウム漏えい対策設備を設置してある。

配管から 100ton/h 程度の速度でナトリウムが漏えいした場合、床ライナで受け止められ、漏えいナトリウ

ムは燃えながらも 1/100の勾配を有する 床ライナを流れ、連通 管を介して貯留室の床 ライナ上へ速やかに移 送回収される。貯留室 の床ライナ上に溜まっ たナトリウムは、燃焼 抑制板の働きによって 窒息し、燃焼が停止す る。

このような対策設 備がナトリウム漏えい 時に有効かつ健全に機 能することを保障する ために、以下の項目に ついて実験的な確認・ 実証が行われてきた4)

0

 漏えい箇所から貯 留部までの漏えい ナトリウムの流動 が円滑であること。
 貯留槽に回収した

図 7.1-23 「もんじゅ」2 次冷却系の ナトリウム漏えい対策設備⁴⁾

漏えいナトリウムの燃焼を燃焼抑制板で抑制できること。配管から漏えいするナトリ ウムが、ライナを敷設していない天井等でコンクリートと直接接触しないこと。

③ 床ライナおよび鉄筋コンクリート建物が熱的・化学的・機械的に損傷しないこと。 実証試験においては、上述の一連の事象推移の中から、ナトリウムの漏えい形態と漏 えいナトリウムの流動性および燃焼抑制板の燃焼抑制効果が機能実証のためのポイン トとして着目された。初めに、部分機能試験において、個々の設備に要求される性能が 満足することが確認され、その後、一連の事象推移を総合的に模擬した総合機能試験が 実施され、各部機能試験結果との整合性またはスケール効果が確認されることによって ナトリウム漏えい対策設備全体の有効性と健全性が実証された。 これら「もんじゅ」用のナトリウム漏えい対策実験の大半は、サイクル機構(当時動燃)大洗工学センターの大規模ナトリウム漏洩燃焼試験施設(SAPFIRE)の装置を用いて実施された。ナトリウム漏えい対策設備総合模擬試験装置を図 7.1-24 に示す。



図 7.1-24 ナトリウム漏えい対策設備 総合模擬試験装置⁴⁾

(3) 「もんじゅ」2次主冷却系ナトリウム漏えい事故後の設備改善

「もんじゅ」2次主冷却系ナトリウム漏えい事故(その詳細については9.5.1に記載 されている)以降、事故の原因が分析され⁸³⁾、摘出された課題に対応する設備改善策の 検討がなされた^{84,85)}。ナトリウム漏えいに対する設備改善の概要を図7.1-25に示す。



図 7.1-25 「もんじゅ」2 次主冷却系ナトリウム漏えいに対する 設備改善の概念⁸⁴⁾

改善策は、大別すると以下の6項目にまとめられる。

- ① ナトリウム漏えいの早期検出と運転員の支援
- ② 換気空調設備の改善
- ③ ナトリウムドレン機能の強化
- ④ ナトリウム燃焼抑制機能の強化
- ⑤ コンクリートからの水分放出抑制
- ⑥ 貯留室の対策

ここでは、上記④、⑤に関して、その概要を紹介する。

ナトリウム燃焼抑制機能の強化に関しては、ナトリウム燃焼に積極的な抑制の目的で 窒素ガス注入設備を設け、ナトリウム漏えい事故発生後、建物の事故発生区画(通気遮 断することができない部屋をまとめたもの)内に窒素ガスを注入する。事故時の窒素注 入開始段階においては区画内の酸素濃度を下げる必要があるため、高流量で窒素ガスが 注入され、酸素濃度が下がってからは低酸素濃度を維持する程度の低流量で窒素が供給 される。

次に、原子炉補助建物の燃焼抑制機能をさらに向上させるためには、2次主冷却系1 ループあたり(「もんじゅ」は3ループを有する)16~18室ある部屋を、部屋毎に区画 化(通気遮断)することが最良であるが、以下の理由により3区画とすることが計画さ れている。

- a. 大型機器が床面を縦に貫通する部分の機密処理が難しいこと。
- b. ナトリウム漏えい燃焼時の過度の建物内圧力上昇を避けるためには適度な空間容積 が必要であること。
- c. 現状の換気空調設備ダクトルートが機器配置上大幅に変更できないこと。
- d. 床ライナを共有している隣り合った部屋については同一区画にまとめる必要がある こと。
- e. 工事物量の低減と他の設備改善策との整合性。

なお、区画化に伴いナトリウム漏えい燃焼事故時の区画内圧力上昇を抑制するために、 圧力開放ダンパが設置される。

コンクリートからの水分放出抑制に関しては、壁・天井のコンクリート温度が上昇し ないよう断熱材を敷設する。

7.1.5 実機安全評価における事故評価事例

本項では、高速増殖原型炉もんじゅの場合を例として、ナトリウム漏えい燃焼事故の 評価事例を示す⁸⁶⁾。

(1) 1次冷却材漏えい事故

1次冷却材漏えい事故は、原子炉出力運転中に、冷却材バウンダリの配管が破損し、1 次冷却材ナトリウムが漏えいする事故として考えたものである。配管破損の形態として、 1次主冷却系配管における割れ状の漏えい口を想定し、炉心冷却能力および漏えいナト リウムによる熱的影響を解析するとと もに、被ばく評価を行っている。ここ では、漏えいナトリウムによる熱的影 響と被ばく評価について概説する。

(i) 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

<解析条件>

計算コードSPRAY-IIおよび

SOFIRE-MIIを用いて、事故時のナト リウム燃焼量、雰囲気温度および格納 容器の内圧、温度の時間変化を解析し ている。解析では、ナトリウム燃焼量 等に関して実際よりも十分に厳しい結 果を得るような解析条件*を設定して いる。(*例えば、室内の初期酸素濃度 を設計条件2%に余裕をみて3%と設定 する。)解析は、ホットレグ配管(中間 熱交換器入口)破損の場合とコールド レグ配管(1次主冷却系循環ポンプ出 口)破損の場合の2種類について実施し、



 図 7.1-27 1次冷却材漏えい事故 (ホットレグ配管破損):
 漏えいナトリウムによる熱的影響(2)
 1次主冷却系室(下部室)温度変化⁸⁶⁾



 図 7.1-26 1次冷却材漏えい事故 (ホットレグ配管破損): 漏えいナトリウムによる熱的影響(1)
 1次主冷却系室(上部室)温度変化⁸⁶



図 7.1-28 1 次冷却材漏えい事故(ホット レグ配管破損):漏えいナトリウムによる 熱的影響(3)原子炉格納容器内圧及び 温度変化⁸⁶⁾

その時のナトリウム漏えい量はそれぞ れ 160m³、210 m³と設定している。 <解析結果>

ホットレグ配管破損の場合の解析結 果を図 7.1-26 から図 7.1-29 に示す。

漏えいナトリウムが落下する1次主 冷却系室(上部室)および漏えいナト リウムが貯留される1次主冷却系室 (下部室)のそれぞれの床ライナの最 高温度は約470℃および約410℃であ り、設計温度530℃以下にとどまる。 建物コンクリートの最高温度は約 120℃であり、また事故発生30日後に は約90℃に低下しており、コンクリー トの健全性が損なわれることはない。

原子炉格納容器の内圧上昇は約 0.0037MPaであり、最高使用圧力0.05 MPaを下回ること、また温度上昇もわ ずかであるため、格納容器の健全性が 問題になることはない。



図 7.1-29 1 次冷却材漏えい事故(ホット レグ配管破損):漏えいナトリウムによる熱 的影響(4)1次主冷却系室床コンクリート 温度変化⁸⁶⁾

(ii) 被ばく評価

<評価条件>

漏えいしたナトリウムとともに格納容器内に放出された放射性物質の一部が格納容器 外へ漏えいする可能性を考え、周辺公衆への放射線被ばくのリスクを評価している。上 記①のナトリウム燃焼解析結果に基づき、燃料欠陥率を1%と仮定し、漏えいナトリウ ムを貯留する部屋に放出される核分裂生成物として希ガス(漏えいナトリウム中の全量 および格納容器内1次アルゴンガス中の全量)とよう素(燃焼ナトリウム中の全量およ び格納容器内1次アルゴンガス中の全量)の両者を考えている。放出されたよう素の95% はエアロゾルの形態をとり、エアロゾル状よう素はABC コードで求めたプレートアウ ト等による減衰を考慮するものとしている。

<評価結果>

ホットレグ配管破損の場合について計算した結果を例にとると、大気中へ放出される 核分裂生成物の量は、

・よう素(I-131 等価)が約 6.3×10⁸Bq(約 0.017Ci)、

・希ガス(ガンマ線 0.5MeV換算)が約 3.3×10¹²Bq(約 88Ci)

となり、敷地境界外における最大の被ばく線量は、

・小児甲状腺被ばく線量が約 1.3 µ Sv (約 0.00013rem)、

ガンマ線による全身被ばく線量が約 26 µ Sv(約 0.0026rem)、

となった。このことから、放射性物質の放出量は小さく、周辺の公衆に対して著しい放 射線被ばくのリスクを与えることはない。

(2) 2次冷却材漏えい事故

2次冷却材漏えい事故は、原子炉出力運転中に2次主冷却系配管が破損し、2次冷却 材ナトリウムが漏えいする事故として考えたものである。炉心冷却能力および漏えいナ トリウムによる熱的影響を解析している。ここでは、漏えいナトリウムによる熱的影響 の解析について概説する。

(i)漏えいナトリウムによる熱的影響の解析

<解析条件>

計算コード ASSCOPS を用いて、漏えいナトリウムの流出・移送過程(漏えいナトリウムが漏えい口から床ライナ上に流出落下し、床ライナ上を流れて連通管開口部に達する過程)および貯留後(連通管を介して2次ダンプタンク室の床ライナ上に流入・貯留された後)の熱的影響を解析している。

流出・移送過程に関する解析(図 7.1-30 参照)では、事故時の建物内圧上昇に関して 実際よりも十分に厳しい結果を得るような解析条件を設定している。



図 7.1-30 解析モデルの概要(2次主冷却系配管室、流出・移送過程) 87)

室内空間容積が最大の2次主冷却系配管室における漏えいを想定し、配管の割れ上の 漏えい口として十分大きな、長さD/2、幅t/2(Dおよびtはそれぞれ管の直径および厚さ) のスリットを考え、相当面積の円孔(15cm²)から冷却材が流出するものとしている。 ナトリウム漏えいが継続する時間は、系統内の冷却材を2次ダンプタンクおよび2次オ ーバフロータンクへ緊急にドレンすることを考慮して1900秒としている。

貯留後の解析(図 7.1-31 参照)では、ナトリウム燃焼量等に関して実際よりも十分に 厳しい結果を得るような解析条件を設定している。漏えいナトリウムによる熱負荷が最 も大きい蒸発器室での漏えいを想定し、漏えいナトリウムが蒸発器室内で燃焼した後に 2 次ダンプタンク室に 49t のナトリウムが流入するとしている。貯留されたナトリウム は表面で燃焼抑制板の下部の雰囲気と反応して燃焼する。

<解析結果>

流出・移送過程の場合の解析結果として、内圧変化を図 7.1-32 に、雰囲気および床ラ イナの温度変化を図 7.1-33 に示す。内圧上昇は約 4.3kPa であり、原子炉補助建物当該 室の耐圧 58kPa[gauge]以下にとどまる。



図 7.1-31 解析モデルの概要(貯留後) 87)



2 7.1-32 2 次王府却府禰之い事故: 漏えいナトリウムによる熱的影響(1) 2 次主冷却系配管室内圧変化⁸⁶⁾

図 7.1-33 2次主冷却材漏えい事故:
 漏えいナトリウムによる熱的影響(2)
 2次主冷却系配管室温度変化⁸⁶⁾

貯留後の2次ダンプタンク室における建物コンクリートの温度変化を図7.1-34に、雰囲気および床ライナの温度変化を図7.1-35に示す。建物床コンクリートの最高温度は約140℃であり、コンクリートの健全性が損なわれることはない。







図 7.1-35 2次主冷却材漏えい事故:
 漏えいナトリウムによる熱的影響(2)
 2次ダンプタンク室温度変化⁸⁶⁾

JNC TN9410 2005-011

[参考文献]

- 1) 日本原子力研究所:"液体ナトリウム取扱い安全指針"、JAERI 6019 (1968).
- 2) 中原崇文、他:"ナトリウムスプレ燃焼試験 成果報告書-第1分冊: ナトリウムスプレ燃焼実験-"、PNC TJ222 82-16(1), (1982)
- 3) 宮原信哉、他:"大規模ナトリウム漏洩燃焼試験(V) 二次系ナトリウム漏洩事故の事象推移に関する総合模擬試験, Run-D2—"、PNC TN9410 86-113, (1986)
- 4) 大野修司、他:" ナトリウム漏洩燃焼に関する研究"、動燃技報 No.92, pp.18-32 (1994)
- 5) 宮原信哉、他: 高速増殖炉における冷却材ナトリウムの漏えい燃焼対策"、日本燃焼 学会誌、第45号133巻、pp.141-151 (2003)
- 6) Newman, R. N.:"THE IGNITION AND BURNING BEHAVIOUR OF SODIUM METAL IN AIR," Progress in Nuclear Energy, Vol.12, No.2, pp.119-147 (1983).
- 7) Cherdron, W. and Jordan, S.:"THERMODYNAMIC CONSEQUENCES OF SODIUM LEAKS AND FIRES IN REACTOR CONTAINMENTS," IWGFR/67, PP.57-77 (1988).
- 8) Malet, J. C.:"IGNITION AND COMBUSTION OF SODIUM -FIRE CONSEQUENCES- EXTINGUISHMENT AND PREVENTION," IWGFR/92, pp.13-37 (1996).
- 9)川部隆平、他"ナトリウム漏洩対策設備基礎試験"、日本原子力学会「昭和 60 年会」、 D49 (1985)
- Yamaguchi, A. and Tajima, Y.:"Numerical Simulation of Non-Premixed Diffusion Flame and Reaction Product Aerosol Behavior in Liquid Metal Pool Combustion," J. Nucl. Sci. Tech., 40, No.2, pp.93-103 (2003).
- 11) Richard, J.R., et al.:"SPONTANEOUS IGNITION AND COMBUSTION OF SODIUM DROPLETS IN VARIOUS OXIDIZING ATMOSPHERES AT ATMOSPHERIC PRESSURE," 12th Symp. On Combustion, pp.39-48 (1969).
- 12) Morewitz, H.A., et al.:"EXPERIMENTS ON SODIUM FIRES AND THEIR AEROSOLS," Nuc. Eng. Design 42, pp.123-135 (1977).
- 13) 佐藤研二、他: "静止ナトリウム液滴の自発着火過程の温度測定、"第40回燃焼シンポジウム講演論文集、pp.547-548 (2002)
- 14) 深田博一、他: ナトリウム液滴の着火遅れ時間に及ぼす酸素濃度、液滴直径、温度、 相対速度の影響、" 第40回燃焼シンポジウム講演論文集、pp.421-422 (2002)
- 15) 堂田哲広、他: "ナトリウム液滴の落下燃焼挙動に関する実験研究(第3報)、" 第 40 回燃焼シンポジウム講演論文集、pp.419-420 (2002)
- 16) Himeno, Y., et al.:"Engineering Scale Test on Sodium Leak and Fire Accident and Its Consequences in Auxiliary Building of Fast Breeder Reactors," LIMET'88, pp.202-1-202-9 (1988)
- 17) 大野修司、他: "ナトリウム棒状落下流の燃焼速度とエアロゾル放出速度"、日本原子力学会「1990年会」、C13 (1990)
- 18) Ohno, S., et al.:"Sodium Columnar Fire Test and Code Development at PNC," IWGFR/92, pp.385-396 (1996).
- 19) 可児吉男:"「もんじゅ」の安全性について"、日本原子力学会誌 Vol.45, No.3, pp.40-44 (2003).
- 20) Seino, et al.:"Sodium Fire Tests for Investigating the Sodium Leak in Monju,"

IWGFR/92, pp.297-306 (1996).

- 21) 動燃事業団高速増殖炉もんじゅ建設所: 40%出力試験中における2次主冷却系ナト リウム漏洩事故について(第5報報告書)"、(1997)
- 22) 青砥紀身: 大気中ナトリウム漏洩流下部における鉄系材料の腐食機構"、動燃技報 No.103、pp.35-45 (1997).
- 23) 畝本敏行、他:"ナトリウム-コンクリート反応基礎試験(Ⅲ)",

JNC TJ270 84-01, (1984)

- 24) S. Miyahara, et al. :"Sodium Aerosol Release Rate and Nonvolatile Fission Product Retention Factor during a Sodium-Concrete Reaction," Nucl. Tech., Vol.97, pp.212-226 (1992)
- 25) R.P. Colburn, et al. :"Sodium Concrete Reactions," ENS Int. Meeting, Seattle, (1979)
- 26) A.J. Mahncke, et al.: "Breeder Reactor Faulted Cavity Liner Feature Tests," ENS Int. Meeting, Seattle, (1979)
- 27) R.U. Acton, et al.: "Sodium Interaction with Concrete and Firebrick," ENS Int. Meeting, Seattle (1979)
- 28) J. Dufresne, et al.: "Sodium Concrete Interaction," Int. Topical Mtg. on LMFBR Safety and Related Design and Operational Aspects, Lyon(1982)
- 29) C. Casselman : "Consequences of Interaction between Sodium and Concrete," Nucl. Eng. and Design, 68 (1981)
- 30) W. Cherdron, et al.: "Particle and Energy Release from Sodium Concrete Interactions," Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, Tokyo (1992)
- 31) 廖 赤虹, 鶴田 俊, 斉藤 直:" 窒素消火したナトリウム固体残渣の着火挙動", 第 37 回燃焼シンポジウム講演論文集, D344, pp.517-518(1999).
- 32) 廖 赤虹, 鶴田 俊, 斉藤 直:"ナトリウム酸化生成物の反応性と含有の過酸化物の割合", 第38回燃焼シンポジウム講演論文集, C111, pp.53-54 (2000).
- 33) 鶴田 俊, 廖 赤虹, 斉藤 直: "ナトリウム酸化物と溶融ナトリウムの反応", 第 38 回燃焼シンポジウム講演論文集, C112, pp.55-56 (2000).
- 34) 大野修司,石川浩康,宮原信哉,他:"ナトリウム再着火挙動実験",JNC TN940099-081 (1999).
- 35) 石川浩康, 大野修司, 宮原信哉: "ナトリウム燃焼残渣の安定化", 第 39 回燃焼 シンポジウム講演論文集, A322, pp.377-378 (2001).
- 36) 石川浩康,大野修司,宮原信哉 "ナトリウム燃焼残渣の再燃焼防止 (1)小規模燃焼残渣による安定化基礎試験",日本原子力学会 2003 年(第 41 回)春の年会要旨集, L54 (2003).
- 37) 石川浩康, 大野修司, 宮原信哉: 窒素注入後ナトリウム燃焼残渣の炭酸ガス安定化 条件確認基礎実験", JNC TN9400 2002-081 (2003).
- 38) 石川浩康, 大野修司, 宮原信哉: 窒素注入後ナトリウム燃焼残渣の炭酸ガス安定化 条件確認確証実験 — Run-F9-1, Run-F9-2 —", JNC TN9400 04-038 (2004).
- 39) サイクル機構:「常陽」メンテナンス建家火災事故調査委員会報告書、および同報告 書添付資料4.(2001)
- 40) Aoto, K., et al.: "A PHENOMENOLOGICAL STUDY ON MECHANISM OF SPONTANEOUS COMBUSTION OF SODIUM AT ROOM TEMPERATURE IN THE ATMOSPHERE," 29th INTERNATIONAL SYMPOSIUM ON COMBUSTION, 4-18-1196 (2002)

JNC TN9410 2005-011

- 41) 川田耕嗣,他"空気雰囲気に於ける電気計装品の耐ナトリウムエアロゾル健全性試験-Run-C3-," PNC TN9410 87-069, (1987)
- 42) 姫野嘉昭: 高速増殖炉工学基礎講座 6.安全工学,"原子力工業,第36巻,第2号, pp.71-79 (1990)
- 43) Haga,K.,et al.: "EQUILIBRIUM AND NONEQUILIBRIUM PARTITION COEFFICIENTS OF VOLATILE FISSION PRODUCTS BETWEEN LIQUID SODIUM AND THE GAS PHASE," Nuc. Tech., Vol.97, pp.177-185 (1992)
- 44) 中桐俊男, 他"ナトリウム燃焼に伴う FP 放出と混合エアロゾル挙動試験―ヨウ素、 セシウム試験―," JNC TN9400 2003-069, (2003)
- 45) Beiriger, P., et al.: "SOFIRE II USER REPORT," AI-AEC-13055 (1973).
- 46) Shire, P.R.: "SPRAY CODE USER'S REPORT," HEDL-TME 76-94 (1977).
- 47) Tsai, S.S.:" The NACOM Code for Analysis of Postulated Sodium Spray Fires in LMFBRs," NUREG/CR-1405 (1980).
- 48) Vaughan, E.U. and Mori, K.K. :"THE SOMIX-2C SODIUM SPRAY FIRE CODE," Proc. Int. Topical Mtg. on Fast Reactor Safety, pp.937-942, Knoxville (1985).
- 49) Murata, K.K., et al.: "CONTAIN LMR/1B-Mod.1, A Computer Code for Containment Analysis of Accidents in Liquid-Metal-Cooled Nuclear Reactors," SAND91-1490 UC-610 (1993)
- 50) Smith, T.W.:"THE SPCA-II COMPUTER CODE FOR ANALYSIS OF SODIUM FIRE ACCIDENTS," Proc. Int. Topical Mtg. on Fast Reactor Safety, pp.933-936, Knoxville (1985)
- 51) Duverger De Cuy, G.:"COMPUTING THE EFFECTS OF A CONTAINED SODIUM SHEET FIRE: THE "FEUNA" CODE," IWGFR/28, pp.76-80 (1978)
- 52) Le Saux, W. and Malet, J.C.:"THE MODELLING OF SODIUM JET FIRES IN A TWO-DIMENSIONAL COMPUTER CODE (PULSAR 2.1)," IWGFR/92, pp.349-356 (1996).
- 53) Rzekiecki, R., et al.:"Large sodium pool fires in a closed or in a naturally vented cell," Proc. Int. Conf. Science and Technology of Fast Reactor Safety, pp.69-74, Guernsey (1986)
- 54) Rigollet-Pichon, L. and Malet, J.C.:"THE MODELLING OF SODIUM JET FIRES IN A GLOBAL COMPUTER CODE – FEUMIX 3," IWGFR/92, pp.357-368 (1996).
- 55) Cherdron, W., et al.: "Sodium Fire Research Programs for SNR Safety in the FRG," IWGFR/67, pp.38-42 (1988).
- 56) Miyake, O., et al:" Sodium Pool Combustion Codes for Evaluation of Fast Breeder Reactor Safety," J. Nuc. Sci.

Tech., 28[2], pp.107-121 (1991).

- 57) Kawabe, R., et al.: "EXPERIMENTS AND ANALYSES OF SODIUM SPRAY COMBUSTION," Proc. LMFBR Safety Topical Meeting, pp.61-66, Lyon (1982)
- 58)大野修司、松木卓夫:"ナトリウム燃焼解析コード ASSCOPS の開発と検証、"サイクル機構技報 No.11、pp.93-104 (2001)
- 59) Okabe, A., et al.:"DEVELOPMENT OF INTEGRATED ANALYSIS CODE FOR SODIUM SPILL ACCIDENT IN MULTI-CELL SYSTEM IN LMFBRs (HISLAC)," Int. Topical Mtg. on Reactor Physics and Safety, New York, pp.351-361 (1986)
- 60) Sagae,, K. and Suzuoki, A.: "Development of Analytical Model for Sodium Pool Combustion," J. Nuc. Sci. Tech., 22[11], pp.870-880 (1985).
- 61) Kikuchi, Y.: "Investigation of Burning Rate of Sodium Pool Fires," J. Nuc. Sci.

Tech., 22[11], pp.83-85 (1986).

- 62) 清野裕、他: 高速増殖原型炉もんじゅのナトリウム漏えい対策(6) ナトリウム燃 焼解析による対策の評価",日本原子力学会「1998 年秋の大会」E23 (1998)
- 63) Yamaguchi, A., et al.: "NUMERICAL Methodology TO EVALUATE FAST REACTOR SODIUM COMBUSTION," Nucl. Tech., Vol.136, pp.315-330 (2001)
- 64) 山口彰: "高速増殖炉におけるナトリウム燃焼の解析手法," 混相流 17 巻 3 号、 pp.259-266 (2003)
- 65) Takata, T., et al.: "Numerical investigation of multi-dimensional characteristics in sodium combustion," Nuc. Eng. Design, 220, pp.37-50 (2003).
- 66) Okano, Y., Yamaguchi, A.: "Direct Numerical Simulation of Sodium Liquid Droplet Combustion in Forced Convection Air Flow," ICONE-7, Paper H10-1 (1999)
- 67) Iida, M.:"Three Dimensional Particle Method Code for Sodium Leakage Analysis in Liquid Metal Reactor," ICONE-7, Paper H9-2 (1999)
- 68) 岡野靖、山口彰 "ナトリウム燃焼解析評価手法の開発(13) 化学平衡計算コード BISHOP の開発と検証-、"日本原子力学会「1998 年秋の大会」、G14 (1998)
- 69) Doda, N., et al.: "Prediction of Release Rate of Burnt Sodium as Aerosol," J. Nuc. Sci. Tech., Vol.38, No.1, pp.30-35 (2001).
- 70) Doda, N., et al.,: "Numerical Simulation of Sodium Pool Fire," Nuc. Tech., Vol.144, pp.175-185 (2003)
- 71) Yamaguchi, A. and Tajima, Y.:"NUMERICAL INVESTIGATION OF MASS AND HEAT TRANSFER IN SODIUM POOL COMBUSTION," Num. Heat Transfer, Part A, 41, PP.697-709 (2002).
- 72) Yamaguchi, A. and Tajima, Y.: "Validation study of computer code SPHINCS for sodium fire safety evaluation of fast reactor," Nuc. Eng. Design, 219, pp.19-34 (2003).
- 73) 宮原信哉、姫野嘉昭:"エアロゾル挙動解析コード ABC-INTG (インプ ット・マニュアル)," PNC TN9520 86-010 (1986)
- 74) Miyake, O., et al.,: "Development of CONTAIN Code for FBR Severe Accident Analysis," Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants (ANP'92), Tokyo (1992)
- 75) Seino, H. et al.,: "Computer Code Development for Sodium Fire and Source Term Evaluation of FBR," Int. Topic. Mtg. Sodium Cooled Fast Reactor Safety (FRS'94), Obninsk (1994)
- 76) Murata, K., et al.,: "CONTAIN LMR/1B-Mod.1, A Computer Code for Containment Analysis of Accidents in Liquid-Metal-Cooled Nuclear Reactors," Sandia Report SAND91-1490 UC-610 (1993)
- 77) Kondo, S., et al.,: "Integrated Analysis of In-Vessel and Ex-Vessel Severe-Accident Sequences," Int. Fast Reactor Safety Meeting, Snowbird (1990)
- 78) Nonaka, N. et al.,: "Characterization of LMFBR Severe Accident Progression," Int. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants (ANP'92), Tokyo (1992)
- 79) Ballif, J. L., Ford, Bacon & Davis Utah Inc.,: "Liquid Metals Fire Control Engineering Handbook," HEDL-TME-79-17 UC-41, 79a, pp.53-142 (1979).
- 80) Huber, F., Menzenhauer, P., and Peppler, W.,: "INVESTIGATION OF SODIUM

AREA CONFLAGRATIONS AND TESTING OF A PROTECTIVE SYSTEM," Nuclear Engineering and Design, 35, pp.155-162 (1975).

- 81) Hillard, R. K. and Muhlestein, L. D.,: "SODIUM FIRE CONTROL BY SPACE ISOLATION WITH NITROGEN FLOODING – FFTF PROOF TEST F2," HEDL-TME-74-34 (1974).
- 82) Boehmer, W. D. and Hillard, R. K.,: "SODIUM FIRE CONTROL BY SPACE ISOLATION, OPEN CATCH PAN AND NITROGEN FLOODING FFTF PROOF TEST F5," HEDL-TME-75-98 (1975).
- 83) 伊藤和元,山口彰,和田雄作,他:「もんじゅ」なとりうむ漏えい事故に関する技術報告", 日本原子力学会誌 39(9), pp.704-732 (1997).
- 84) 茂垣克己,池田真輝典,中井良大,伊藤和元: 高速増殖原型炉「もんじゅ」のナトリウム漏洩対策," サイクル機構技報 6, pp.1-9 (2000).
- 85) 菊池裕彦,長谷川操,田中量久,谷本浩一,池田真輝典: 高速増殖炉「もんじゅ」 における窒素ガス注入によるナトリウム火災対策, 日本原子力学会和文論文誌 1(1), pp.69-79 (2002).
- 86) サイクル機構:高速増殖原型炉もんじゅ原子炉設置変更許可申請書、平成 13 年 6
 月(平成 14 年 11 月一部補正)、(2002)
- 87) 岡部綾夫、他: 高速増殖原型炉「もんじゅ」2次主冷却系設備におけるナトリウム 燃焼解析 (II)"、JNC TN2400 2003-002, (2004)

7.2 ナトリウムー水反応事故

高速炉の蒸気発生器では、厚さ数ミリの伝熱管壁を介してナトリウムと水/蒸気 との熱交換(図 7.2-1 左参照)が行われるため、万が一伝熱管壁に貫通欠陥が生じる と、低圧のナトリウム中へ高圧の水/蒸気が噴出する。この場合、化学的に活性な ナトリウムと水の反応により図 7.2-1 右に示すような隣接する伝熱管への損傷が生 じて、損傷規模の進展による 2 次冷却系の圧力上昇、水漏えい後の補修に伴う稼働 率の低下など、蒸気発生器伝熱管を含む 2 次冷却系やプラントへ影響を及ぼす可能 性がある。

そこで原型炉「もんじゅ」の建設においては、信頼性の高い蒸気発生器を開発す るため、図 7.2・2 に示すように 1MW 蒸気発生器試験施設に続いて 50MW 蒸気発生 器試験施設(「もんじゅ」蒸気発生器の約 1/5 スケール)を建設し、設計や運転に関 する各種データを取得するなど、十分な経験と実績が積まれてきた。また、蒸気発 生器水漏えい時の安全性を確認するため、SWAT 試験施設を用いたナトリウムー水 反応実験等により、現象の把握および隣接する伝熱管や2次冷却系へ及ぼす影響評 価などの研究開発が進められた。これらの成果を反映することにより、「もんじゅ」 蒸気発生器では、ナトリウム中に水/蒸気が漏えいした場合、その量が少ないうち に水素検出計やカバーガス圧力計等で検出し、原子炉を停止するとともに、伝熱管 内の水/蒸気を抜き取り、ナトリウムー水反応を安全に停止するように設計されて いる。



図 7.2-1 蒸気発生器での水漏えい事象^{1),2)}



図 7.2-2 高速炉蒸気発生器の開発ステップ

7.2.1 蒸気発生器伝熱管破損とナトリウムー水反応 1,2)

以下に、ナトリウム-水反応に関するこれまでの実験や研究等から得られた主な 知見を概説する。ナトリウムの一般的な化学的な性質については 1.2 節に記載され ている。

(1) ナトリウム-水反応の特徴

ナトリウム-水反応に関係する化学反応のうち、特に重要なものは次の 2 つである。

$Na + H_2O \rightarrow$	$NaOH + 1/2H_2$	(7.2-1)
$2Na + H_2O -$	\rightarrow Na ₂ O + H ₂	(7.2-2)

ナトリウム中に漏えいした水/蒸気は周囲のナトリウムと反応し、反応生成物で ある水素ガス、腐食性の強い NaOH、Na2O および反応熱を伴う高温高速の混相噴流 (以下、反応ジェットと略す)を形成し、その先端部は 1,200℃以上に達する。反応 ジェットはエロージョンとコロージョンの相乗効果を持つ流れであるため、これが 隣接する伝熱管に損傷を及ぼす。その典型的な現象は、ウェステージと呼ばれる管 壁の損耗である。この場合の、隣接する伝熱管や2次冷却系へ及ぼす影響の可能性 など、水漏えい時の安全性確保を目的に、図 7.2-3 に示すように 1970 年から日本の

蒸気発生器体系を対象とした SWAT 等試験施設による研究 1, 2, 3)が行われてきた。



もんじゅSGを対象とした安全性研究

- 1. 破損伝播現象の把握と設計基準水漏えい(DBL)の選定
- 2. 大漏えい事故に対する2次冷却系の健全性確保
- 3. 水漏えい検出系の開発
- 4. 水漏えい事故時の運転・処置法の習得

図 7.2-3 高速炉蒸気発生器の開発経緯

水漏えいの初期で、欠陥孔径が小さく反応ジェットが隣接する伝熱管に達しない ような場合は、図 7.2-4 に示すような自身の漏えい孔を拡大するセルフ・ウェステー ジまたは漏えい孔自己拡大と呼ばれる現象がみられる。この現象は、漏えい孔の断 面でナトリウム側に滞溜する反応生成物が伝熱管表面のコロージョンを引き起こし、 このためナトリウム側で漏えい孔の拡大が始まり、それが水側に進行することによ って発生する。しかし初期の漏えい孔径がある値より小さいと、反応生成物によっ て漏えい孔が塞がれて水漏えいが止まる(セルフ・プラグまたは自己閉塞)現象も 見られる。

水漏えい規模が更に大きくなると、図 7.2-5 に示すように、前述のウェステージ現 象、高温の反応ジェットの衝突による局所加熱と高い内圧により伝熱管が破裂する 高温ラプチャ現象、および水素ガスの生成による圧力の発生や熱流動現象が重要と なる。発生する圧力には、ミリ秒オーダの時間で現われる音響波動現象である初期 スパイク圧と、秒オーダの時間で現われる発生水素ガスの蓄積に起因する準定常圧 とがある。

ナトリウム-水反応は、水漏えい規模によって現象自体も異なってくるため、通 常は以下のように水漏えい率を領域で分けて考える方法が定着している。

微小漏えい:~10 ⁻¹ g/s	= セルフ・ウェステージ現象
小漏えい: $10^{-1} \sim 10 \mathrm{~g/s}$	= ターゲット・ウェステージ現象
中漏えい: 10 \sim 2000 g/s	= マルチ・ウェステージ現象
大漏えい: 2000 g/s~	= 熱流動現象



図 7.2-4 微小漏えい現象³⁾

ここで、小漏えいと中漏えいについては、現象的には基本的な相違はない。しか し、反応ジェットの広がりに違いがあり、これによって発生する現象に質的な違い が生じることから、一般的には分けて考える。

一方、蒸気発生器内の水漏えいを検出する方法として、当初種々の検出器が考え られてきた。その中で、その後の開発経験から最も実用性の高いものが化学式と音 響式とされた。前者には、ナトリウムー水反応によって発生する水素を拡散膜を介 して検出する水素検出器と、水素と同時に発生する酸素に着目し、この酸素を検出 する固体電解質式の酸素計とがある。後者には、水漏えい時に発生する音響を検出 する音響計がある。水漏えい規模がやや大きくなり系内の圧力変化を伴うようにな ればナトリウム液面計や圧力計も使用することが出来る。

(2) ナトリウムー水反応の研究と知見

蒸気発生器 は高速炉プラントの中でも重要な機器の一つであるため、日本の高速 炉開発では原子炉本体の開発研究は実験炉「常陽」で、 蒸気発生器の開発研究は 50MW 蒸気発生器試験施設等でと並列開発の体制が採られた。 この蒸気発生器開発 においては、ナトリウム-水反応が一つの重要な研究テーマであった。ナトリウム -水反応研究の初期には小規模な試験研究が行われていたが、原型炉「もんじゅ」 を開発・建設するに当たり大規模試験の必要性が認識されたことから大洗工学セン



図 7.2-5 小~大水漏えい現象³³⁾

ターにナトリウム-水反応試験施設が建設され、その装置を用いて 1970 年から試 験が開始された。当初はSWAT-1 試験施設による大漏えい試験研究のみであったが、 その後は目的に応じた SWAT-2~5 試験施設が建設され、多角的・重層的な研究が行 なわれた。ナトリウム-水反応に関する当初の課題は、最大どの程度の規模の水漏 えいが起こり得るか、またその場合、他の機器あるいは原子炉本体に対してどのよ うな影響を与えるか、どうすればより早く水漏えいを検出できるか、などであった。 このような課題に答えるため、原型炉 蒸気発生器を対象とした研究開発では、次の 4つの大きな目標が設定された。

① DBL (Design Basis Leak,設計基準水漏えい)の選定およびその保守性の検証

- ② DBL 規模の水漏えい事故に対する 2 次系の健全性確保
- ③ 水漏えい検出系開発
- ④ 水漏えい時の運転法または処置法の修得

上記①の DBL の選定には、まずデータベース構築の必要があった。そこで、「も んじゅ」の蒸発器および過熱器の伝熱管材である 2・1/4Cr-1Mo 鋼およびオーステナ イト系ステンレス鋼を用いて、小漏えいから中漏えいを経て大漏えいに至る範囲の ウェステージおよび微小漏えいの漏えい孔自己拡大について現象の把握とデータの 蓄積が行なわれた。これらデータを基に、「もんじゅ」の DBL を評価するための伝 熱管の破損伝播解析コード LEAP が開発された。

②に関する試験研究では、大漏えい時の水漏えい率を変化させて、各種の蒸気発
生器設計案に対するナトリウム-水反応時の蒸気発生器内の圧力・温度挙動が把握 された。また、試験結果を「もんじゅ」蒸気発生器に適用するための大漏えいナト リウム-水反応総合解析コード SWACS が開発された。

③に関する試験研究では、水素計、酸素計および音響計の開発が行なわれた。この中で、水素計については実用化され、音響計については現在も開発が継続されている。

④に関する試験研究では、大漏えい試験後の運転・後処理を通して、このテーマ に関する貴重な経験が蓄積されてきた。

以下では、①に関連する主な試験研究とその成果を中心に概説する。

(3) ウェステージ現象

(i) 微小漏えい

漏えい孔自己拡大および自己閉塞挙動の解明のため、SWAT-4 試験施設を用いて 初期漏えい率とナトリウム温度を変化させた試験が行なわれた。これにより、漏え い孔自己拡大には、反応生成物によるコロージョンが強く作用していることが明ら かにされた。すなわち、孔の自己拡大は時間と共にナトリウム側から水側に進行し、 このため図 7.2-4 に示すように孔の断面がスリバチ状となり、拡大が水側に達した時 点で水漏えい率の増大が起こる。自己拡大が完了すると、漏えいの孔径は伝熱管の 水側で最小となる。この最小孔径は、ナトリウム温度、材質および初期漏えい率に はほとんど依存せず、一様に等価直径で 0.3~0.85mm ϕ であり、それは「もんじゆ」 の蒸発器伝熱管の小漏えい規模の孔に相当する。漏えい率の時間変化については、 10⁻²g/s 以下の初期漏えい率では、反応生成物が漏えい孔を閉塞するために一担漏え い率が減少し、数日から数十日後に拡大する。しかしながら、ステンレス鋼では初 期漏えい孔径が 30 μ m 以下、2-1/4Cr-1Mo 鋼では 70 μ m 以下においては完全閉塞 する。試験で得られたデータから、セルフ・ウェステージ率 Sw (mm/s) が漏えい 率 LR (g/s) とナトリウム温度 T (K) で求められた。

 $S_w = \exp(9.7 + 0.86 \cdot \ln L_R - 9743/T)$ (7.2-3)

(ii) 小漏えい

この水漏えい率領域に関する試験研究は1972年より着手され、SWAT-2試験施設 を用いて豊富なデータが蓄積された。

試験では、ナトリウム中に漏えいノズルとターゲット伝熱管が対向して設置され、 漏えいノズルから水蒸気を噴出させてターゲット伝熱管に反応ジェットによる損傷 が与えられた。試験パラメータは、ナトリウム温度、ノズル・ターゲット間距離、 漏えい率等である。ウェステージデータで最も重要なのは、ウェステージによって 伝熱管の管壁が貫通するまでの時間である。この時間については、単位時間当りの 損耗深さを表わすウェステージ率 WR (mm/s) で整理された。 図 7.2-6 はノズル・ターゲット間 距離を 17.5mm の一定とし、ナトリ ウム温度を 480℃とした場合の水漏 えい率とウェステージ率の関係を、 「もんじゅ」蒸発器および過熱器材 について示されたものである。 図よ り高温強度に優れたオーステナイト 系ステンレス鋼が 2・1/4Cr-1Mo鋼よ り耐ウェステージ性に優れることが 判る。図のウェステージ率は、ノズ ル・ターゲット管距離が 17.5mm の 場合について次式で整理される。

 $W_{R} = 252 \exp \left[-\{ 0.255 \\ (\ln L_{R}/5.12)^{2} + 5460/T \} \right]$ (7.2-4)

近年では、将来炉蒸気発生器の伝 熱管材候補である高 Cr 系鋼のウェ ステージデータが蓄積⁴⁾されて いる。その一例を図 7.2-7 に示す。 これによると、9Cr 系鋼はステ ンレス鋼と 2・1/4Cr-1Mo 鋼の間 に位置し、12Cr 鋼は 9Cr 系鋼よ りさらに耐ウェステージ性に優 れることが明らかになった。

(ⅲ) 中漏えい

中漏えい領域では、小漏えい と異なって1つの反応ジェット の中に複数の伝熱管が同時に包 まれるため、反応ジェットの伝 熱管表面での反射、散乱および 伝熱管配列を考慮に入れる必要 がある。中漏えいを小漏えいと 比較すると、反応ジェットが相 対的に長くなり伝熱管ピッチを 超える。このため、反応ジェッ



図 7.2-6 伝熱管材質をパラメータとした 漏えい率とウェステージ率の関係(1)¹⁾



図 7.2-7 伝熱管材質をパラメータとした 漏えい率とウェステージ率の関係(2)⁴⁾

トの最も温度の高い先端部 が隣接する伝熱管表面に焦 点を結ばなくなり、隣接伝 熱管の損傷も穏やかとなる。 試験研究では、SWAT-1 およ び SWAT-3 試験施設を用い て、最初は 2·1/4Cr-1Mo 鋼 による蒸発器運転条件での ウェステージ現象の全体像 を把握するための試験が行 なわれた。図 7.2-8 は漏えい 率 190g/s の試験結果の一例 で、漏えいが伝熱管 No.21 の破損と周囲の数本の伝熱 管に同等の減肉(黒塗の部 分)が引き起こされた。ま たカバーガス中液面近傍、 伝熱管サポート部、伝熱管 溶接部等に対するウェステ ージ試験や過熱器条件での 試験が行なわれ、このよう



図 7.2-8 中漏えいによる複数本伝熱管破損例 1)

な環境下においてでも特に激しいウェステージは生じないことが確認された。

このように、水漏えい率が増大するにつれてウェステージ率は低下してくるが、 水漏えい率が 2kg/s 程度の領域では、伝熱管が反応ジェットに覆われて局所的な加 熱を受けることから、管内を冷却しないガス加圧管等において、管壁温度の上昇に より機械的な強度が低下して、内圧により破裂する高温ラプチャ現象が見られた。 このような破損は、1987年の英国 PFR 過熱器での水漏えい事故でも発生している。 高温ラプチャ現象については、(5)にて後述する。

(4) 大漏えい

大漏えいが伝熱管の破損伝播を引き起こす原因としては、次の3つが考えられる。 ① 反応現象に伴う機械力(流体力、熱応力)

- ② 反応熱による機械的強度低下時の高温ラプチャ現象
- ③ ウェステージ現象

これらについては、SWAT-3 試験施設を用いた大漏えい試験(漏えい率 6.7~ 15kg/s)が行なわれ、そこで得られた結果から以下の結論が得られた。まず①の機械 力については、ヘリカル管束部を対象とした試験から機械的な力による破損は全く 認められなかった。②については、高温化による高温ラプチャ現象発生の可能性を 示す痕跡は認められなかった。③については、大漏えいにおいてもウェステージは 発生するが、中漏えいによるウェステージ率と較べると格段に低く、問題となる値 ではなかった。

(5) 高温ラプチャ現象⁵⁾

SWAT-3 試験施設でのナトリウム-水反応実験等から以下の傾向が明らかになっ た。水漏えい率が 100g/s 以下では、隣接管では純粋にウェステージによる減肉が破 損伝播の原因となり、2 次破損発生に要する時間は 1 分オーダである。水漏えい率が 数百 g/s を超えると、伝熱管表面の広範囲がウェステージにより減肉するため、減肉 された部分が内圧により膨らんで破損する形態が見られるようになる。その場合で も、2 次破損発生までにおよそ 1 分以上を要しており、ウェステージ率から推定され る破損時間と同オーダであることから、このような破損形態はウェステージによる 減肉の影響が支配的であるといえる。

一方、水漏えい率が中~大漏えい境界域(2kg/s前後)になると、管内が冷却されていないガス加圧管で、ウェステージの影響が有意に現われない短時間に高温ラ プチャ型の破損が発生する結果が観察された。例えば、SWAT-3 試験施設でシリーズ のうち Run16、17、19 は 2kg/s 前後の水漏えい試験が行われた。Run16 では隣接 管に静止水管 6 本のほか多数のガス加圧管を配置して試験が行なわれたが、1 本の静 止水管と 24 本のガス加圧管が主に高温ラプチャにより破損した。Run16 で高温ラプ チャ型の破損が多発した原因は、ガス加圧管を使用したことにより、実機では当然 期待できる伝熱管の内部冷却効果が無視されたためと考えられた。そこで、Run19 では Run16 の配列を再現しながら、ガス加圧管 3 本を流水管に置き換え、ナトリウ ム温度については 100℃以上高くするなど、Run16 よりさらに厳しいナトリウム条 件で試験を行った。その結果、流水管には全く高温ラプチャの発生がなかった。これ らの結果は、高温ラプチャには管内の冷却効果が非常に重要であることを示唆して いる。また Run17 は「もんじゅ」の部分負荷運転条件を模擬した試験であるが、こ の条件ではいずれも隣接管に破損が起きなかった。これは、初期ナトリウム温度が 低く、また、注水がサブクール水であったことから、生成した反応ジェットの温度

が相対的に低かったためと考え られる。この結果は、高温ラプ チャにはナトリウム側の加熱条 件も大きく影響することが示唆 されている。

以上の試験結果に構造的な要因も考慮し、実機蒸気発生器での高温ラプチャ挙動に影響する主要なパラメータが図 7.2-9 のようにまとめられた。このよう



7.2 - 9

な高温ラプチャ現象に対する評価手法を開発するため、1990年頃から試験および解 析研究(図 7.2-3 参照)が進められた。それらの研究で得られた主な知見を以下で概 説する。

(i) 構造評価モデルの開発⁶⁾

(a) 伝熱管の高温領域における破損防止の考え方

蒸気発生器伝熱管の運転温度域(約500℃以下)における破損防止にあたっては、 1時間以内の短期事象については、JIS 高温引張試験(JI 蒸気発生器 0567-1993) による引張強さが、長期事象についてはクリープ効果で強度が低下するためクリー プ破断強さが適用される。これに対して、ナトリウム-水反応時の 900℃を超える 高温域では、クリープ効果が顕著となる。この領域では明らかなひずみ速度依存性 が確認され、10%/sの強度は 10%/min の約 2 倍となる。また、クリープ試験で JIS 高温引張試験に準拠した引張強さの 2 倍までの応力を負荷しても瞬時破断すること はなく、クリープ速度に則る安定した時間依存性を示す。以上から、ナトリウム-水反応に伴う高温域での伝熱管破損防止の考え方として、時間依存のクリープ破断 強さを強度評価の基本とし、以下のように保守的に安全裕度が定められた。

(b) 高温強度基準値の策定

2·1/4Cr-1Mo 鋼のクリープ試験結果から、Larson-Miller 法を適用して次式が得ら れた。

 $T_{k}(\log \alpha_{R}t_{R}+11.28) = 28732 \cdot 7019\log \sigma$ (7.2-5) ただし、 T_{k} :絶対温度(K),1198 \leq T k \leq 1473、 t_{R} :破断時間(s) σ :応力(N/mm²) α_{R} :時間係数(-)

試験結果の一例として1100℃のデータを図7.2-10に示す。このように平均傾向(α _R=1)と試験結果の良好な対応を確認できる。図から10%/sの高速引張試験データ は、10secでのクリープ破断強さと同等かそれ以上となっている。

強度基準値の設定に当たっては、クリープ破断強さに対する安全裕度として時間 係数 α_R=3 が設定された。この係数は、データのばらつき等の材料的因子と、内圧 負荷を受ける円筒構造の急速加熱破断に対する構造因子とを考慮して、試験データ を十分に下回るものである。延性破断の防止に対しては、解析上の簡便性も考慮し て 10sec でのクリープ破断強さで制限された。 (ii) 伝熱管破損模擬試験
 (TRUST-2)⁷⁾

高温強度基準値の妥当性を 確認するため、TRUST-2 試験 装置により伝熱管を高周波誘 導加熱および窒素ガス加圧に よる破損試験が行なわれた。 (a) 伝熱管材料

材質は 2・1/4Cr-1Mo 鋼とし、 JIS 規格材(T2 材)と「もん じゅ」蒸気発生器仕様で製作 した実機相当材の 2 ヒートが 用いられた。サイズは実機と 同じ公称値をベースとするが、 試験条件によっては外面を旋 削して薄肉とした。試験前に





温度測定点の各断面について外径と肉厚を周方向 90 度毎に測定し、試験後の破損口 に最も近い位置の測定値が採用された。

(b) 試験方法

伝熱管を高温に設定・保持した後、管内を急速に加圧する試験では、破損まで加 圧して破損圧力を得る①延性破断試験と、破損圧力以下で保持して破損時間を得る ②クリープ破断試験が行なわれた。また、管内の圧力を設定・保持した後、急速加 熱して破損時の温度を求める③急速加熱試験も行なわれた。①では初期設定温度を 1000,1100,1200℃とし、②では初期設定圧力を約 11MPa (110 kg/cm²g) とした。

(c) 試驗結果

延性破断試験と強度基準 値の比較を図 7.2-11 に示す。 試験データは、強度基準値 に対して応力係数がほぼ 1.1~1.5の範囲にある。

1100℃でのクリープ破断 試験と強度基準値の比較を 図 7.2-12 に示す。データは、 短軸引張クリープ(時間係 数 1)と比較して破断時間 が 2/3 程度に低下した。この 相違は、伝熱管では周方向 応力、引張試験では軸方向



図 7.2-11 TRUST-2 試験と引張延性強度基準の比較⁷⁾

応力が支配的となる変形 機構の違いに起因する。以 上の結果から、強度基準値 の適用は、データのばらつ きや構造的な因子を除い ても、応力係数にして約 1.1 の安全裕度を有する ことが示された。

(iii) ナトリウムー水反応試験(SWAT-1R)⁸⁾

SWAT-1R 試験施設により反応ジェットの影響を 受けた伝熱管の温度デー タを取得し⁹、安全評価に



図 7.2-12 TRUST-2 試験とクリープ強度基準の比較⁷⁾

適用すべき実効熱伝達率の実験式が導びかれた。

(a) 試験方法

SWAT-1R 試験施設による実験(Run HT-1~HT-3)では蒸気発生器管束部を直管 で模擬した試験体が反応容器内に設置され、そこでナトリウムと水の反応がおこな われた。試験体は2枚の側板と伝熱管(31.8mm^Φ、3.8mm^t)で構成され、初期破損 管1本、熱伝達率測定用の計測管2本およびダミー管40本が、蒸気発生器管束部ピ ッチで配列された。計測管には、熱流束を得るため熱電対を外壁面から0.7mm と 3.3mmの深さに埋め込まれ、反応ジェットの温度測定のため、熱電対が外壁面から 2mm 浮かせて設置された。外壁面温度 Tw、熱流束 q、実効熱伝達率 h は、非定常 熱伝導方程式に基づき、計測管内の2点の温度から算出された。

(b) 試験結果

ー例として、RunHT-1について反応ジェット温度と管壁温度の差:T_f-T_wとhの 相関を図 7.2-13に示す。これよりナトリウム単相流の熱伝達率相当でhが一定にな る領域と、反応ジェットの熱流束一定を表す右下がりの領域が確認できる。

反応ジェットを水素とナトリウムの二相流でモデル化して、気相温度 $T_g \ge T_f$ で近似すると、最終的に以下の実験式が得られる。ここで α はボイド率、 T_b はナトリウムの沸点で、添字 l はナトリウム、g は水素を表す。実験データから T_f および熱流束と熱伝達率の最大値 q_{max} 、 h_{max} を与えることで、データを包絡する h が求められる。

$$q = \text{MIN}(q_{\text{max}}, h_{\text{max}}(T_b - T_w))$$
(7.2-6a)
$$h = \text{MIN}(\frac{q}{T_f - T_w}, h_{\text{max}})$$
(7.1-6b)

7.2 - 12



図 7.2-13 反応域温度と実効熱伝達率との相関(SWAT-1R RunHT-1)⁸⁾

7.2.2 解析モデルと計算コード

以下に、ナトリウム-水反応関連の計算コードについて、主な解析モデルと特徴 を記載する。

- (1) 破損伝播解析コード
- (i) ウェステージ型破損伝播解析コード:LEAP¹⁰⁾
- (a) 破損伝播の定義

蒸気発生器伝熱管に小破損が発生すると、ナトリウム-水反応によりフレーム状 の高温ジェットを形成する。この反応ジェットが隣接管に当たると、ウェステージ 作用により新しい孔をあけ、放置すれば次々に隣接する伝熱管を破損させながら漏 えい規模を拡大していく。これを破損伝播と定義する。

(b)) モデルの概要

破損伝播現象を次のような過程として考え、LEAP コードの解析モデルが構成された。

- ① 伝熱管に小破損(小漏えい)が発生する。
- ② 漏えい孔から噴出した水/蒸気が、管外のナトリウムと反応し、高温の反応ジェ ットとなって隣接する伝熱管(ターゲット管)に衝突する。
- ③ ターゲット管のウェステージが進行し、一定時間経過後、ターゲット管が貫通する。
- ④ 貫通したターゲット管は、貫通孔から反応ジェットを噴出し、再び他管にウェス テージをおよぼす。

⑤ 一方、漏えい孔は自己拡大(セルフウェステージ)し、段階的に漏えい率を増大し、ウェステージの拡がり範囲、ウェステージ率もそれに伴って変化する。

⑥ ①~⑤の過程が繰り返される。

この間、蒸気発生 器の水漏えい検出 計により漏えいが検 出され,オペレータ 操作等により水側ダ ンプが行なわれる。 水側ダンプの進行に 伴って蒸気発生器 運転条件が序々に変 化し、ウェステージ の進行に影響を与え る。

 水側ダンプが終了す ると、ナトリウムー 水反応は停止し、破 損伝播過程は終了す る。

これらの現象モデル のフローを図 7.2-14 に 示す。この解析モデルに おいては、7.2.1(3)節で 求めたウェステージ率 の実験式が使用される。



図 7.2-14 破損伝播現象モデルのフロー¹⁰⁾

(ii) 高温ラプチャ解析コード: TRUE^{8, 11)}

(a) 応力算定方法

伝熱管の周方向応力σは、以下に示す薄肉円筒の公式により算定される。pは圧力、 Di は内径、t は板厚である。ここでの公称径 Di+2(1-k)t は、平均径(k=0.5)よりも 安全側であり、JIS 圧力容器設計式となっている k=0.4 が適用される。

 $\sigma = p[D i + 2(1-k)t]/2t \qquad (7.2-7)$

(b) 温度算定方法

反応ジェットが伝熱管に当たると、伝熱管周方向に温度差が生じるが、ここでは 厳しい条件とするため、最高温度を周方向均一に与える一次元モデルで評価される。 伝熱管壁の代表温度は、肉厚方向に生じる温度分布の平均値とする。

伝熱管の温度分布は、伝熱管内外の温度・熱伝達率が境界条件として与えられる と、熱伝導方程式により評価できる。すなわち、温度伝導率を a、時間を t、管壁 温度をTとすると、以下となる。

 $\partial T / \partial t = a \nabla^2 T$ (7.2-8)

これを半径 r の1 次元円筒座標形で表し、Crank-Nicolsonの陰解法で差分化して、 数値的に解く。境界条件としては、管内外の熱伝達率から計算される内外壁面の熱 流束が与えられる。新しい時刻での温度を計算する際には、Gauss の消去法により 連立方程式を解く。得られた温度分布Tの平均(= $\int T r dr/\int r dr$)は、Simpson の 1/3 則あるいは 3/8 則の数値積分で求めることができる。

(c) 破損の判定

延性とクリープを考慮し、延性破損の判定は、i)で計算される管壁応力が、ii) で計算される管壁温度に対応して定まる強度基準値を超えた時点とする。

クリープ破損の判定は、累積損傷 Dc を計算して、それが1を超えた時点とする。 Dc は、管壁応力・管壁温度の作用時間 Δ t とクリープ破断実験式により計算される 破断時間 t Rの比の総和として求めることができる。

 $Dc = \Sigma (\Delta t_i / t_{Ri})$ (7.2-9)

(2) 大漏えいナトリウム-水反応総合解析コード:SWACS¹²⁾

(i) 解析対象

解析の対象は、大漏えいが発生した事故蒸気発生器(以下で述べる準定常圧計算 ではカバーガス空間を有しかつ放出系がこの空間に接続されている形式を対象とす る)とそれと連結している健全な蒸気発生器、2次主冷却系機器である配管、ポンプ、 弁、および中間熱交換器等である。解析時間は、破損した伝熱管から噴出した水/ 蒸気とナトリウムとの反応によって初期スパイク圧が発生し、この圧力が系内を伝 播・減衰し、その後水素のビルドアップによって上昇する圧力が圧力開放系(放出 系)により大気圧まで減衰されて、ナトリウムー水反応が終了するまでである。

(ii) 主な計算機能

SWACS コードでは、ナトリウム-水反応によって生じる事象を現象別に4つに分け、各々に対して独立した計算モジュール(水噴出率、初期スパイク圧、圧力波伝播、および準定常圧計算モジュール:図7.2-15参照)を有している。各計算モジュールは計算結果の引渡し、あるいは連動計算によって結合されている。主な機能を以下に述べるが、詳細な解析モデルは報告書等¹²⁾を参照されたい。

(a) 水噴出率計算モジュ

ール: SWAC-11

蒸気発生器内で伝熱管 が瞬時完全破断した場合 の破断口両端からの水噴 出率変化が計算される。計 算対象は、入口/出口ヘッ ダおよび破断口を境界と した内の水/蒸気の流動で あり、サブクール水、飽和 二考慮した一次元流動を 連続の式、運動方程式、エ ネルギー保存式より計算 される。数値解法には修正 ICE 法が用いられている。



図 7.2-15 SWACS の計算モジュール結合関係¹²⁾

(b) 初期スパイク圧計算モジュール:SWAC-57

ナトリウム-水反応が起こった直後より、ミリ秒オーダで観察される衝撃的な圧力 上昇、いわゆる初期スパイク圧が、発生した水素ガス気泡が球状に等温膨張すると仮 定して計算される。反応部は球モデル、離れた部分では柱モデル、界面移動モデルで ナトリウムの圧縮性を考慮した一次元水撃方程式を特性曲線法により解く。境界とし て自由液面、盲端、流路分岐等を、圧力開放系としてはシングル型およびダブル型の ラプチャディスクを考慮することができる。

(c) 圧力波伝播計算モジュール:SWAC-5K

事故蒸気発生器で発生した初期スパイク圧が、事故 蒸気発生器から配管系を通り 2 次主冷却系内に伝播する過程が計算される。2 次主冷却系を等価な配管にモデル化 することにより、ナトリウムの圧縮性を考慮した一次元水撃方程式を特性曲線法で解 く。本計算は初期スパイク圧計算の柱モデル部の計算と同一である。ただし、初期ス パイク圧計算で用いられる球モデルの代わりに圧力既知境界として特定の位置の圧 力時間関数が入力で与えられる。境界の取り扱いは上記 ii)と同様である。

(d) 準定常圧計算モジュール:SWAC-13

初期スパイク圧が減衰した後、水素ガスがナトリウムをピストン状に押し上げ、伝 熱管破断発生の蒸気発生器内の圧力が再び上昇しはじめ、放出系が作動し圧力が開放 される過程のナトリウム/水素ガス流動および準定常圧挙動が計算される。計算対象 は放出系を含めた2次主冷却系全体で、これをノードとリンクのネットワークにモデ ル化し、連続の式と運動方程式を陰解法で解く。計算ではナトリウムは非圧縮性とし て取り扱い、ナトリウム/水素ガスの二相流の流動は一次元スリップモデルで取り扱 かわれる。

(3) 水漏えい検出特性解析コード:SWAC-10¹³⁾

(i) セーフティ・マップ

蒸気発生器伝熱管壁に水漏えいが生じると、隣接伝熱管壁がウェステージされ、 放置すれば短時間で侵食されて、二次破損が生じる場合がある。この破損伝播を防 止するためには、小漏えいを検出して伝熱管内保有水を大気中にブローし、ナトリ ウムへの水の噴出を止める必要がある。小漏えいの検出法として、「もんじゅ」蒸気 発生器では水素濃度計が用いられる。これは、ナトリウムと水の反応生成物の一つ である水素によって、ナトリウム中およびカバーガス中の水素濃度が通常の運転レ ベルから異常に上昇するのを検知して水漏えいを検出するものである。この検出法 では、水漏えい点から水素計が設置されている場所への水素の輸送遅れ時間、水素 計構造上からくる測定遅れ時間などにより、検出するのにある時間が必要である。 さまざまな 蒸気発生器運転条件と水漏えい条件において、水漏えいが始まってから、 水素を検出して二次破損防止対策の効果が現われるまでの時間と、ウェステージに より二次破損が生じる時間を比較することにより、二次破損を防止し得る条件領域 が明らかとなる。通常、これらは「セーフティ・マップ」と呼ばれる図上で比較表 示される。この「セーフティ・マップ」を作成する計算コードとして、SWAC-10 コ ードが開発された。

(ii) 計算体系

図 7.2-16 に SWAC-10 コードの計算体系を示す。2 次ナトリウム系は中間熱交換 器、ヘルカル伝熱管、有液面型蒸気発生器(過熱器、蒸発器)、主循環ポンプから構 成されている。純化系は蒸発器出口側のコールドレグ配管のポンプ入口部付近に設 置される。蒸発器のナトリウム液面は、オーバーフローラインからダンプタンクへ 常時ナトリウムが流入し、ダンプタンクから汲み上げラインにより蒸発器の入口配 管部に戻されることで一定に保たれている。水素検出系は、ナトリウム中には過熱 器出口 E および蒸発器出口 J に、カバーガス中には過熱器および蒸発器に各々取り 付けられている。両検出計ともニッケル膜の拡散型検出器をモデル化している。水 /蒸気系は蒸発器、気水分離器、過熱器を通り、タービン系に連なる。隔離弁は蒸 発器入口、気水分離器出口、過熱器出口に設けられる。水/蒸気の大気放出系は蒸 発器出口、過熱器入口、過熱器出口配管に大気放出配管が結合されている。蒸発器 入口からの放出系は放出配管にブロータンクが結合されている。



図 7.2-16 SWAC-10 コードの計算体系¹³⁾

(ⅲ) 計算モデル

セーフティ・マップは、小漏えいが蒸発器または過熱器の伝熱管部で発生した時、 隣接伝熱管がウェステージを受け破損するまでの時間(許容損耗時間)と、漏えい 発生時から発生水素を検出し、水/蒸気系のブローによりナトリウムー水反応が停 止するまでの時間(反応停止時間)を同一水漏えい率に対して表わしたものである。 反応停止時間と許容損耗時間の大小を同一水漏えい率 (初期漏えい率)に対して比 較することにより、隣接伝熱管が破損するか否かを判定することができる。反応停 止時間が許容損耗時間よりも短ければ、漏えいが発生しても隣接伝熱管を破損させ ずにプラントを停止することができる。このセーフティ・マップにより、小漏えい 時の検出能力を評価する方法は J. A. Ford らにより開発された。

(4) 機構論的ナトリウム-水反応解析コード (SERAPHIM^{14, 15)})

ウェステージでは、反応ジェットの広がりと腐食性反応生成物の濃度分布の評価 が、また高温ラプチャでは温度分布の評価が重要である。反応ジェットでは、ジェ ット界面で最もナトリウムー水反応が進行するため、ジェット界面近傍で高温、高 腐食環境になることが予想される。その一方で、反応界面では反応生成物として水 素ガスが発生し、ナトリウムー水反応そのものを抑制する効果も併せ持つ。このよ うに、ナトリウムー水反応現象は多成分多相流を伴った非常に複雑な伝熱流動現象 と言える。

従来のナトリウム-水反応モデルは、実験結果を包絡するように反応式 (7.2-1),(7.2-2)の比率並びに反応速度を評価してきた。一方、昨今の数値計算技術や 計算機性能の目覚ましい進歩により、化学反応を分子レベルでの評価(分子軌道法 (MO))や、より複雑な物理モデル,解析体系の伝熱流動現象評価が可能となってき ている。ナトリウム-水反応現象についても、蒸気発生器内の詳細な現象評価を目 的とし、より機構論的な反応モデルの構築並びに化学反応を伴う多成分多相流伝熱 流動解析手法の開発が試みられている。

(i) 分子軌道法(MO)を用いたナトリウム-水反応評価¹⁶⁾

分子軌道法(MO)では、原子または分子の電子配位状態を評価する。化学反応は、 反応種(ナトリウム原子と水分子)が近づくことでお互いの電子状態が変化し、反 応生成物へと分子構造を変化させることで評価することができる。その際、反応前 後での電子状態の変化がポテンシャルエネルギの変化(ポテンシャルエネルギ曲面) で表わされる。化学反応はポテンシャル曲面の極小値(ポテンシャルエネルギ曲線) に沿って進行する。このポテンシャル曲面を用いることで、反応速度を理論的に評 価することが可能となる。

図 7.2-17 にポテンシャル曲面の例を示す。図は酸化ナトリウム (Na₂O) と水素分子(H₂)が解離する際のポテンシャルエネルギ曲面である。水素分子と酸化ナトリウムが最も近づいている状態では、水素分子は酸化ナトリウムに対して垂直(relative angle = 90°)に配しているときが最もポテンシャルエネルギが低い。また両者の重心間距離(barycentric distance)が離れるにつれ、ポテンシャルエネルギが極小となる配置状態が、垂直から水平へと徐々に変化している。化学反応過程を示すポテンシャル曲線は図中の矢印に相当し、ポテンシャルエネルギの最大値(反応時のエネルギ障壁)は 330kJ/mol (78kcal/mol)となる。



図 7.2-17 MO による化学反応評価²⁶⁾

図 7.2-18 はナトリウム-水反応における代表的な反応経路のポテンシャル曲線を まとめたものである。ナトリウムと水が単体で独立して存在している状態を基準点 (ポテンシャルエネルギ=0)としている。図 7.2-17 で得られたポテンシャル曲線 は図 7.2-18 の緑色(hydrogen molecule path)に相当する。また図中の complex は水 和状態を示す。



図 7.2-18 ナトリウムー水反応のポテンシャルエネルギ曲線²⁶⁾

各反応経路で見られる最大ポテンシャルエネルギ値(エネルギ障壁)は、反応の 起こりやすさに相当し、エネルギ障壁が低いほど反応が起こりやすく(反応速度が 高く)なる。水酸化ナトリウム(NaOH)の生成ではエネルギ障壁は 200kJ/mol (48kcal/mol)であるが、酸化ナトリウムでは 330 or 580kJ/mol(78 or 138kcal/mol) と水酸化ナトリウムに比べて高い。このことより、ナトリウム-水反応での主要な 生成物は、水酸化ナトリウムであることが予想される。これは熱力学化学平衡(Gibbs 自由エネルギ極小化法)による評価結果 ¹⁷⁾とも一致している。

図7.2-18に示す反応は、ナトリウムと水の水和状態(H₂O...Na complex, H₂O...Na² complex)を除き、全て基準点よりもポテンシャルエネルギが高く、吸熱反応となっている。実験で見られるナトリウムー水反応は発熱反応であり、実験的知見と矛盾している。ここで示した MO 計算は分子や原子の総数が少なく、全て気相状態を仮定した計算結果となっている。また一部の反応経路では水素原子の生成を仮定している。実際の反応では、反応生成物の凝縮潜熱や水素分子の結合エネルギが存在するため、最終的には発熱反応となる。このことは、反応が進行し始めるとエネルギが常時供給され反応が継続するが、初期の反応進行のためには何らかのエネルギ供給が必要であることを示唆している。一方で、ナトリウムと水の水和反応はエネルギ障壁のない発熱反応である。恐らくナトリウムと水が接触した後、水和によりエネルギが供給されナトリウムー水反応へと進展しているものと予想される。

分子軌道法によるナトリウム-水反応の評価は、基本的に気相状態を仮定したも のであり、液体ナトリウムと水または水蒸気との反応への適用性については慎重な 議論が必要である。しかしながら、従来の実験では困難であった、詳細な反応機構 を解明する非常に有効な手法であると言える。

(ii) ナトリウム-水反応のモデル化

蒸気発生器伝熱管から水が漏えいした場合、急激な減圧沸騰により水蒸気へと気 化する。またジェット界面は化学反応により発熱されるため、界面近くの水はより 気化しやすい。このため、ナトリウム-水反応のモデル化に際し、水は気相状態(水 蒸気)でナトリウムと接触すると仮定した。一方ナトリウムは、漏えい初期では液 相のみであるが、化学反応による発熱で気化することも考えられる。そこで、液体 ナトリウム表面で水蒸気と反応する表面反応モデルと、気相となったナトリウムが 水蒸気と反応する気相反応モデルの2種類とした。それぞれのモデルの概念図を図 7.2-19に示す。

(a) 表面反応モデル

表面反応モデルは、液体ナトリウム表面で水蒸気と反応する機構を模擬したもの であり、ナトリウムの蒸発が見られない漏えい初期に支配的な反応である。そのモ デル化に際しては、強アルカリと水との反応に関する従来知見を用いた。以下に用 いた仮定とその根拠となった知見を示す。

化学反応速度は無限大とする

水蒸気のナトリウム液表 面への輸送速度に比べ、表 面での化学反応は十分に速 い

② 反応生成物は全て気相側 へ移行する

水分子はナトリウム原子 を引き剥がすように取り囲 む(図 7.2-19(a)参考)。こ のため、反応性生物は液中 に留まるよりも、気相側へ と移行する。

③ 反応エネルギは気相側へ付加する

反応によるエネルギがナトリウム 液相側へ移行することは、その原子構 造より以下の点で不利である。まず、 単原子分子であるため振動モードが少 なく、運動エネルギとしての授受が反 応生成物に比べ非効率である。また液 体金属であるため、電子の励起状態が 細分化しており、反応エネルギを細分 化しなければ電子が励起されない。

水蒸気のナトリウム液表面への輸送 速度に関しては、物質輸送と熱輸送の アナロジーを用いる¹⁵⁾。





(b) 気相反応モデル

液体ナトリウムが反応熱により加熱・昇温されると、ナトリウム蒸気が放出される。気相反応は、気相状態のナトリウムと水蒸気との反応機構をモデル化している。 (図 7.2-19(b)参考)

気相反応の一般的な解法としては、主要な素反応もしくは総括反応の経路を推定 し、アレニウス型反応速度を用い評価する。ここでは分子軌道法の評価結果(図 7.2-18)を参考にし、以下に示す総括反応を仮定した。

$$Na + H_2O \rightarrow NaOH + \frac{1}{2}H_2$$
 (7.2-10)

 $2Na + 2H_2O \rightarrow 2NaOH + H_2 \tag{7.2-11}$

 $2Na + H_2O \rightarrow Na_2O + H_2 \tag{7.2-12}$

7.2 - 23

$$Na + NaOH \rightarrow Na_2O + \frac{1}{2}H_2$$

$$(7.2-13)$$

(7.2-10)と(7.2-11)は同様な反応ではあるが、生成物が水素原子か水素分子かで反応 経路は全く異なっている。

各総括反応の反応速度定数はアレニウス型を用いると、以下によりあらわされる。

 $k(T) = A_0 T^{B_0} \exp\left(\frac{E_0}{T}\right)$ (7.2-14)

ここで、*T*:温度[K], *A*₀, *B*₀, *E*₀:定数である。各総括反応の定数(*A*₀, *B*₀, *E*₀) については、分子軌道法の解析結果を用い、反応経路中に遷移状態(Transition State) がある場合には遷移状態理論¹⁸⁾により、遷移状態が無いものについては Capture 理論¹⁹⁾により評価する。

分子軌道法による反応速度評価の精度は、桁数が合う程度²⁰⁾と言われている。また気相反応をより詳細に評価するためには、主要な素反応過程の把握や基礎実験による検証が必要であり、今後の課題となっている。

(iii) 数値計算モデル

混相流モデルとして、ナトリウム液相,水液相ならびに多成分ガスの多流体モデ ルとし、圧力に関しては1圧力モデルを採用した。数値解法としては、HSMAC (Highly Simplified Maker And Cell)法²¹⁾を用い、混相流への適応に関しては松本 等の手法²²⁾を参考にした。ナトリウムー水反応では、高圧水または水蒸気が数気圧 程度の液体ナトリウム中に漏えいするため、特に気相側では圧縮性を考慮する必要 がある。HSMAC 法は本来、非圧縮性流体への解法である。そこで、圧縮性が加味 できるよう、密度の時間発展項の評価を HSMAC 法へ組み込んでいる。本モデルの 圧縮性問題への適応性については、高圧飽和水のブローダウン実験²³⁾の検証解析に よりその妥当性を確認している²⁴⁾。

多流体モデルでは、比較的大規模な体系の計算が可能であるが、その一方で、各 相間の接触面積(界面積濃度),運動量交換やエネルギ交換を記述する、構成方程式 が必要となる。これら構成方程式は従来、流動様式(flow regime)毎に記述されてい る。ナトリウムー水反応の様に3次元性の強い現象では、従来の1次元的な流れ場 から評価された構成方程式では適用に限界があり、新しい構成方程式の開発も試み られている²⁵⁾。構成方程式の高精度化(複雑な流動場への適応)は多流体モデルの 今後の重要な課題となっている。

7.2.3 実験例とその結果および計算コードとの比較

以下に、前節で述べた各計算コードの実験データによる検証例を概説する。

(1) 破損伝播解析コードの検証

- (i) 破損伝播解析コードの検証¹⁾
- (a) 破損伝播シミュレーション試験

各種の試験結果を実機蒸 気発生器の事故シナリオに 合わせて工学的に確認し、 また開発した計算コードの 検証のため SWAT-3 試験施 設により「もんじゅ」 蒸気 発生器 条件を模擬した破 損伝播シミュレーション試 験が行われた。試験では、 56 本の模擬伝熱管に圧力 15MPa の水/蒸気を満たし、 小漏えいから始まる破損伝 播を発生させた。結果の一 例 (Run 14) を図 7.2-20 お よび図 7.2-21 に示す。4次 破損で、漏えい率は最大値 に到達し、その後は実機 蒸 気発生器 の水系隔離・ブロ ー操作を模擬した注水系の 減圧操作によってナトリウ ムー水反応は終息した。

(b) 検証解析

LEAP コードの検証が、破 損伝播シミュレーション試 験結果を用いて行なわれた。 図 7.2・21には Run14の破損 伝播による水漏えい率の変 化と共に同一条件での LEAP コードによる計算結 果が比較して示されている。 図より LEAP コードは破損 伝播の進展速度および規模 のいずれも保守的に評価し ている事が判る。





図 7.2-21 SWAT-3 Run14 試験と LEAP 計算結果の比較¹⁾

(ii) TRUE コードの検証¹¹⁾

(a) 伝熱管破損模擬試験(TRUST-2)

高温ラプチャ解析モデルの検証および裕度評価のためのデータを得る目的で TRUST-2 試験が実施された。この試験では、誘導コイルの内側に設置したガス加圧 伝熱管を非接触で高周波誘導加熱(均熱幅 200mm)して破損させる。伝熱管の外壁 面には熱電対が複数設置されており、破損に至るまでの外壁温度および管内圧力の データが取得される。伝熱管は外径 31.8mm、公称肉厚 3.8mm の 2・1/4Cr-1Mo 鋼 で、その下部を固定し、上部は施栓して熱膨張を吸収できる自由端となっている。 試験パラメータは伝熱管肉厚、温度、および圧力で、昇温および昇圧の方法を変え て合計 15 ケースの試験が行なわれた。

(b) 検証解析

15 ケースについて、試験の圧力・温度を境界条件として計算し、試験結果と比較 された。図 7.2-22 に、試験での破損時刻 t_{試験}と相違の程度(=(t_{試験}-t_{解析})/t_{試験} ×100)を示す。これより、伝熱管の破損モードとして、累積損傷が僅かに増加する ものの、延性が破損条件となる「延性破損」、相当応力が引張強さを下回る状態で累 積損傷が増大してクリープが破損条件となる「クリープ破損」、および累積損傷が有 意に増大している状態で延性の破損条件となる「クリープを伴う延性破損」に分類 できることがわかった。

解析モデルの保守性に関しては、解析の破損時刻 t_{解析}は何れも t_{試験}を最大 50%程 度下回ることで確認できる。試験での時間係数 α_Rを推定するため、クリープ破損の

試験データ (●印) から 破損時刻を一致させる 時間係数が算出された。 その結果、試験データは およそ 1.5~2.0 の範囲 にあり、解析モデルで使 用した時間係数 3 は十 分保守側であることが わかる。延性破損の試験 データについては、図 7.2-23 で試験と解析の 破損温度を比較すると、 解析が破損温度をおよ そ 100℃低く評価して おり、十分に保守側であ る。



図 7.2-22 TRUST-2 試験と解析の破損時間の比較

(2) 大漏えいナトリウムー水反応総合解析
 コードの検証¹⁾

(i) 大漏えい試験

DBL 規模の大漏えい ナトリウムー水反応事 象に対する、蒸気発生器 を含めた 2 次系の健全 性確認試験は1970年よ りスタートした。第 1 ステップでは、SWAT-1 (対「もんじゅ」スケー ル比 1/8)を用いて基礎 的な研究が積み重ねら

れ、次の第 2 ステップ ではスケールアップし



図 7.2-23 TRUST-2 試験と解析の破損温度の比較^{7),11)}

- た SWAT-3(同比 1/2.5) による総合試験が行なわれた。
 - [SWAT-1 試験]

SWAT-1 試験施設 による試験の目的は以下の通りである。

- ① 初期スパイク圧、準定常圧と注水率との関係を知る。
- ② 放出系の作動性能を見る。
- ③ 反応生成物の処理・洗浄等基本的技術を修得する。

また、SWAT-3 完成後は SWAT-1 の特徴を生かした次のような試験が行なわれた。

- ④ 放出系配管内流動特性試験
- ⑤ 放出系非予熱条件下での熱過渡試験

[SWAT-3 総合試験]

SWAT-3 試験施設は「もんじゅ」2次系をほぼ忠実に模擬した縮尺率 1/2.5のモ デルで、図 7.2-24 にそのレイアウトを示す。

SWAT-3 試験の目的は以下のとおりである。

- ① 実機蒸気発生器解析に用いる計算コード開発のための検証データを得る。
- ② 2 次冷却系および蒸気発生器本体の大漏えいナトリウムー水反応に対する健全性 を確認する。
- ③放出系の作動特性を確認する。
- ④ 大漏えい時の隣接伝熱管 2 次破損の可能性を探る。
- ⑤ 反応生成物の大量処理に関する経験を蓄積する。

SWAT-3 装置施設による大漏えい試験は Run1~7 の合計 7 回実施された。実験パラ メータの主なものは、内部構造物の構造、水漏えい位置、水漏えい率、放出系配管 の取付け位置、である。注水位置については、最も発生圧力が高いと予想されたへ リカルコイル下部を主 として、ダウンカマ部で も注水が行なわれた。水 漏えい率としてはスケ ール則に基づいて「もん じゅ」蒸気発生器換算で 3~5DEG(両端破断本 数)の設計基準漏えい率

(DBL)相当とし、水漏えい時間はいずれも約10秒である。注水率8.8~7.9kg/sで行ったRun3を代表例として、試験時の圧力挙動を図7.2-25に示す。

時間軸は対数表示で ある。まず、注水開始直 後に急峻な波形を持つ 圧力パルス(初期スパイ ク圧)が発生する。初期 スパイク圧は、ナトリウ ム中を音速で伝播し2 次系配管を通過して中 間熱交換器や他の機器 に圧力波として現れる。 初期スパイク圧はカバ ーガス部液面からの反 射波等で次第に減衰す る (~50msec)。しかし その後発生する水素ガ スの蓄積による圧力ビ ルドアップ(準定常圧上 昇)が現われてくる。や がて圧力開放板の作動 圧に達すると開放板が 破裂して、容器内の 水素はナトリウム を伴って放出系配管を



図 7.2-24 SWAT-3 試験施設¹⁾



図 7.2-25 大漏えい実験時の圧力挙動 (SWAT-3Run3)¹⁾

通って収納容器に流出する。系内の圧力が収納容器に設置された大気放出圧力開放 板の作動圧に達すると、ミスト分離器によりナトリウムは分離されて、水素ガスの み大気放出され、系内の圧力上昇は抑えられる。

(ii) 検証解析

大漏えい現象の解析対象とする状態量としてまず圧力がある。すでに説明したよ うに、圧力には初期スパイク圧およびその伝播圧力並びに準定常圧力がある。圧力 のほかにナトリウム-水素ガス流動による流体力なども設計上重要な状態量である。 これらの物理量は水漏えい率に支配される。

SWACS 検証の一例として、初期スパイク圧モジュールによる圧力計算結果を SWAT-3 Run3(ヘリカル下部注水)試験結果と比較して図 7.2-26 に示す。また、図 7.2-27 に、SWAT-3 Run3 結果と準定常圧計算モジュールでの計算結果の比較を示す。 解析は実験結果を保守側に評価することが確認できる。



図 7.2-26 初期スパイク圧に関する 実験値と計算値の比較¹⁾

図 7.2-27 準定常圧に関する実験値と 計算値の比較¹⁾

(3) 水漏えい検出特性解析コードの検証¹⁾

(i) 水漏えい検出計試験

蒸気発生器で水漏えいが発生した場合は、被害の拡大を食い止めるために早急に 検出することが重要であり、このためには信頼性の高い検出計が必要である。そこ で、各種の検出計を試験によって調べ、その中から実機に使用可能なものとしてニ ッケル拡散膜型の水素計が開発された。開発された水素計の小漏えいナトリウムー 水反応に対する検出特性の評価を行うため、SWAT-2 および 50MW 蒸気発生器試験 ループを使用した水素挙動試験が行なわれた。

まず試験では、ナトリウム中およびカバーガス中の水素のバックグラウンド濃度 を評価するために、コールドトラップの水素捕獲効率、伝熱管からの水素拡散率お よびナトリウムとカバーガスの気液面間における水素移行挙動が調べられた。結果 からコールドトラップの効率を得て、伝熱管からの水素拡散率については蒸発器の 2・1/4Cr-1Mo 鋼管で 10⁻¹¹g/cm⁻²s のオーダ、過熱器のステンレス鋼管についてはほと んど無視できる値であるとの結果が得られた。水素のバックグランド濃度について は、カバーガス中で化学的に非平衡状態にあること、すなわち、濃度は数 Vppm 以 下に低下しないことが明らかになった。この値は、化学的気液平衡濃度の数 10 倍で ある。ナトリウム中の水素濃度については、化学的な平衡状態にあることが確認さ れた。

ナトリウム-水反応によって発生する水素は、その一部がナトリウム中に溶解し て水素計で検出される。そこで、発生した水素のうちナトリウム中に溶解し水素計 に検出される割合が測定された。試験では、50MW 蒸気発生器試験ループの過熱器 出口側ナトリウム配管に水の注入と水素ガスの注入が、また蒸発器についてはその 内部に水素ガスの注入が行われ、注入操作以降の水素計出力が測定された。結果の 一例を図 7.2-28 に示すが、水素ガスの注入と比べ水を注入した方が水素の検出割合



図 7.2-28 ナトリウム中水素検出割合¹⁾

(ii) 検証解析

SWAC-10 コードは、種々の水漏えい率に対して水素計の応答時間と隣接伝熱管の 反応ジェットによる破損

時間を計算する。入力デー タは、コールドトラップの 水素捕獲効率、伝熱管の水 素検出割合、隣接管の破損 伝播時間および水素計の 性能データ等で、出力はナ トリウムー水反応に伴う ナトリウム中およびカバ ーガス中の水素濃度の増 加である。図 7.2-29 に、 解析の結果を、前述の 50MW 蒸気発生器試験ル ープを用いて行った試験 で得られた結果と比較し て示す。図から SWAC-10 コードがナトリウムー水 反応によるナトリウム中 の水素濃度上昇を適度に 保守的に評価しているこ とが判る。



(4) 機構論的ナトリウム-水反応解析コード(SERAPHIM)

SERAPHIM コードでは、SWAT-1R 試験結果 ⁹⁾の検証解析ならびに、SWAT-1R 試 験条件を用いたナトリウム-水反応の感度解析 ²⁶⁾がおこなわれている。ここでは、 感度解析として、ナトリウム側初期圧力と水酸化ナトリウム(NaOH)の蒸発の影響を 評価した結果について紹介する。

(i) 解析条件

図 7.2.30 に解析体系とメッシュ分割を示す。解析体系は直径が 400mm,高さ 1800mm の円筒容器で、下部に破損伝熱管を模擬したパイプがある。漏えい口は伝 熱管の上部に設置され、急激な反応領域の膨張を抑制するためにノズル形状となっ ている。漏えい口からは 17.0MPa, 625K の水蒸気が 743K のナトリウム中に流出す る。 解析では漏えいロを圧力境界条件とし、コード内部で漏えい速度が計算される。 表 7.2-1 に解析条件を示す。別途実施した分子軌道法による評価結果(7.2.2(4))を もとに、表面反応では水酸化ナトリウム(NaOH)のみが生成されると仮定された。な お本解析では、従来気泡流で主に用いられている構成方程式が用いられた。

感度解析のパラメータとしては、液体ナトリウム側の圧力(0.2, 0.6MPa)と、水酸化ナトリウムの蒸発の有無である。表 7.2-2 に解析ケースを示す。



図 7.2-30 SERAPHIM コードの解析体系²⁶⁾

表 7.2-1 SERAPHIM コードによる感度解析条件

 Initial conditions 			 Constitutive equations 	
[Water vapor]			[Area density]	
Temperature	: 625	[K]	Nigmatulin model	
Pressure at the leakage	: 17.0	[MPa]	[Phase friction]	
Leakage size	: 3.3×3.3 [mm]			
[Sodium]			Martinelli-Nelson model	
Temperature	: 743	[K]	[Vaporization and condensation]	
Analytical conditions			Silver-Simpson model	
Mesh arrangement : $33 \times 33 \times 55$ (approximately 60,000 cells)				
Time step : 1.0	[μ s]			
Analysis time : 100	[ms]			
Sodium compounds in the surface reaction				
: NaC	DH (I)			

表 7.2-2 SERAPHIM コードによる感度解析ケース

Case	Initial pressure (sodium) [MPa]	Evaporation of NaOH
Case 1	0.2	Off
Case 2	0.6	Off
Case 3	0.2	On

パラメータの選択理由は以下である。熱力学化学平衡による計算 17)では、圧力が 上昇するにつれ理論断熱温度が上昇する傾向が得られている。その一方で、実際の ナトリウムー水反応では伝熱流動場の影響があり、熱力学化学平衡と同様な傾向と なるとは限らない。また、水酸化ナトリウムは大気圧での沸点が 1.390℃27)であり、 ナトリウム-水反応時の最高温度(1,100~1,371(2500F)℃^{5,28)})と比較しても無視 できない。そこで、水酸化ナトリウムの蒸発の影響が評価された。

(ii) 感度解析結果

(a) 初期圧力依存性

解析結果を図 7.2-31 に示す。液体ナトリウム側の圧力が3倍(Case 1:0.2MPa, Case 2:0.6MPa)異なるため、気相領域の広がり方は大きく異なっているが、図 7.2-31(b)に示す気相最高温度は、顕著な違いが見られていない。また図 7.2-31(c)に 示すように液体ナトリウムと水蒸気との界面は、いずれのケースにおいても水素ガ スで覆われている。



図 7.2-31 圧力感度解析結果(100ms)²⁶⁾

図 7.2-32 は気相最高温度の時刻暦変化を示したものである。図に示すように、最高温度は初期圧力に依存せず、いずれも約 1,400℃でほぼ一定となっている。図 7.2-31(c)に示すように、液体ナトリウムと水蒸気との界面は水素ガスで覆われている。このため、水蒸気のナトリウムへの供給、ナトリウム-水反応による水素ガスの生成ならびに伝熱流動場との平衡状態が、ほぼ一定の最高温度という結果になったものと考えられる。同様な平衡状態が Case 2 (0.6MPa)でも得られたため、最高温度に顕著な違いがなかったものと考えられる。



図 7.2-32 気相最高温度履歴(圧力感度解析)²⁶⁾

(b) NaOH 蒸発

解析結果を図 7.2-33 に示す。図 7.2-33(a)に示すように、気相領域の広がりは NaOH の蒸発の有無に関わらずほぼ同様であるが、図 7.2-33 (b)に示すように最高温度は減少している。なおこの時の気相成分に示す NaOH ガスの濃度は、最大で 10%程度(体積分率)であり、NaOH の蒸発潜熱が最高気温に与える影響が大きいことが伺える。



図 7.2-33 NaOH 蒸発感度解析結果(100ms)²⁶⁾

最高温度の時刻暦変化を図 7.2-34 に示すが、蒸発が無いケース(Case 1)に比べ約 200℃(1,200℃)低下している。NaOHの蒸発を考慮した解析での最高温度は従来知見(1,100~1,371(2500F)℃)と概ね整合している。



図 7.2-34 気相最高温度履歴 (NaOH 蒸発感度解析)²⁶⁾

熱力学データ²⁹⁾によると、NaOH 蒸発潜熱と、反応式(7.1-10)の反応熱は以下となる。

 $\begin{aligned} Na(l) + H_2O(g) & \to NaOH(l) + 1/2H_2 \quad , \Delta H_{298}^0 = -177.46 \text{kJ/mol} \quad (-42.4 \text{kcal/mol}) \quad (7.2-15) \\ NaOH(l) & \to NaOH(g) \quad , \Delta H_{298}^0 = 219.12 \text{kJ/mol} \quad (52.3 \text{kcal/mol}) \quad (7.2-16) \end{aligned}$

ここで(1)は液相を(g)は気相を意味し、負値は発熱を示す。NaOHの蒸発潜熱は反応式(7.1-10)の反応熱よりも大きく、気相の NaOH を生成する反応は吸熱反応となる。従って、NaOH の蒸発潜熱はナトリウムー水反応における最高温度に重要な影響を与えるものと考えられる。

機構論的なナトリウム-水反応解析コードの開発により、本項で取り上げたよう な、より詳細な現象評価が可能と成りつつある。今後は実験検証解析を行い、コー ドの妥当性を評価しつつ、より詳細な現象評価,蒸気発生器設計支援等に適用する ことが期待される。

7.2.4 実機ナトリウム-水反応対策設備と事故後の対応

以下に、原型炉「もんじゅ」蒸気発生器でのナトリウム-水反応対策設備と水漏 えい事故後の対応操作について概説する。

(1) 水漏えいシナリオ

過去のナトリウムー水反応事象の発生は、そのほとんどの原因が溶接欠陥に基づ

くものである。1962年の米国のフェルミ炉や 1987年の英国の PFR の事故では例外 的に、ナトリウムの流力振動のために伝熱管が損傷してナトリウムー水反応を招い た。これは伝熱管の支持間隔が不適当で、このために伝熱管の振動を防止出来なか ったことが原因と推定されており、近年の高度な流動解析による蒸気発生器設計に おいてはその予測・対応が十分可能である。溶接欠陥に基づく漏えいは、英国の PFR やフランスのフェニックス炉で発生している。

ナトリウム-水反応現象に対して蒸気発生器を始めとする 2 次系機器の健全性を 評価する上で、ナトリウム-水反応の初期事象およびその拡大シナリオを設定する 必要がある。そこで過去の事故事例を参考に次のようなシナリオを設定した。ただ し、以下のシナリオの各段階では漏えい検出系の作動を期待していない。

- ①まず、何等かの原因で伝熱管の溶接箇所等にクラックが生じ、そこから微小漏えいが発生する。
- ②微小漏えいのうち、あるケースでは自己閉塞するが、他のケースではセルフ・ウェステージのために漏えい孔自己拡大を生じ、小漏えい規模に進展する。また自己閉塞した漏えい孔が、再び開孔する場合もある。
- ③拡大した反応ジェットは時間の経過と共に隣接管に対して中漏えい規模の新たな 漏えいを発生させる。
- ④更に伝熱管損傷伝播現象を繰り返しながら漏えい規模を拡大し、遂には圧力開放 板の破裂を伴う大漏えいにまで進展する。
- ⑤大漏えいでは圧力開放系が作動して発生圧力の開放と水・蒸気系の隔離と水ブロ ーによる反応現象の停止を自動的に行う。

しかし、海外炉での例から、ほとんどの漏えいは①または②の時点で検出され、 その後の蒸気発生器の水系減圧操作および原子炉停止操作によって漏えい規模が進 展する事なく終息に至っている。①または②の時点で検出されず、水漏えい規模が 進展した特異な例としては、1987年に発生した PFR 過熱器の大漏えい(高温ラプ チャ)事故がある。(事故の概要は 9.5.3 に記載されている)本事故の発生および拡 大原因は、内筒隙間からのナトリウムバイパス流に起因する伝熱管振動が生じたこ と、水素計が故障したまま運転していたこと、過熱器に高速ブロー系が設置されて いなかったことに集約される。しかしながら、「もんじゅ」蒸気発生器では、バイパ ス流の原因となる内筒構造は無い上に伝熱管振動を引き起こさないよう設計されて いること、運転中は常に高感度の水素計(各冷却系統当たり5基)で監視されてい ること、また蒸発器・過熱器とも急速ブロー系を備えているなど必要な対策が採ら れていることから、PFR のような特異な水漏えい事故が発生することはない。しか し、この事故を契機として高温ラプチャーに関する関心が高まったことを踏まえ、 実証炉向けに開発・整備された高温ラプチャー型破損評価手法を適用して、「もんじ ゅ」蒸気発生器での高温ラプチャに対する裕度拡大のための設備改善を計画し、 7.2.5(1)(ii)に示すような安全裕度の評価を行っている。「もんじゅ」蒸気発生器の 水漏えい対策を以下に記載する。

7.2 - 37

(2) 蒸気発生器設備と水漏えい対策

「もんじゅ」蒸気発生器は強度ならびに環境との共存性に優れた材料の選択、高 い品質管理による設計・製作、かつ水側およびナトリウム側ともに高い純度管理の もとに運転が行なわれるため、水漏えいが発生する可能性は少ない。万一の蒸気発 生器伝熱管水漏えいに備えて、漏えいの有無を常時監視し、伝熱管破損を未然に防 止するための水漏えい検出設備を設けるとともに、たとえ伝熱管破損が発生した場 合でも 2 次主冷却系の過渡の圧力上昇を防止するための圧力開放系およびナトリウ ムー水反応生成物収納設備を設けている。また、反応生成物による 2 次主冷却系の 汚染を抑制するために、蒸気発生器の出入口止め弁を設けている。

(i) 蒸気発生器

「もんじゅ」蒸気発生器の主な特徴として、蒸発器と過熱器が分離されているこ と、カバーガス空間を有すること、ヘリカルコイル形の伝熱管からなる管群を有す ることが挙げられる。ナトリウムー水反応に関する設計上の配慮の観点から、これ らの特徴を以下に記す。

(a) 蒸発器と過熱器の分離

蒸気発生器は蒸発器と過熱器に分離されており、それぞれにおいて水漏えい検出 設備および圧力開放のための反応生成物放出ノズルを有している。

(b) カバーガス空間

蒸気発生器にはカバーガス空間を設け、ナトリウム側の熱的影響を直接管板に与 えないよう保護しているが、同時に伝熱管破損時の衝撃的な圧力波を緩和する役目 も持たせている。万一の水漏えいにより発生した水素は、流動ナトリウム中に溶存 されるもの、またはガスの形でカバーガス中に流入するものが考えられるため、蒸 発器および過熱器のナトリウム出口配管部、カバーガス空間部から導管を介して水 素を検出する設備を設けている。

(c) ヘリカルコイル管群

管群を構成する伝熱管には、高温強度も充分で、かつ水蒸気およびナトリウム環 境との共存性を有する材料として蒸発器にはフェライト系鋼(2・1/4Cr-1Mo鋼)を、 過熱器ではオーステナイト系ステンレス鋼(SUS321)を採用している。

管寸法は蒸発器では外径約 31.8mm、肉厚約 3.8mm、過熱器では外径約 31.8mm、 肉厚約 3.5mm である。

管群は多数のヘリカルコイルから成り立っており、伝熱管の配列ピッチは蒸気発 生器の基本伝熱設計上の配慮と製造・加工性を考慮した上で軸方向、半径方向とも 約 50mm としている。製造時には、伝熱管溶接部は非破壊検査により、その健全性 を確認している。

(d) 胴および反応生成物放出ノズル

伝熱管破損時に発生する圧力に充分耐えられる胴を有するとともに、ナトリクム -水反応によって発生する反応生成物を速やかに収納設備に開放する反応生成物放 出ノズルを設けている。

(ii) 水漏えい検出設備

「もんじゅ」では、蒸気発生器伝熱管水漏えいに対して数種の検出計が設置され ている。小漏えいに対してはニッケル膜イオンポンプ型の水素計により、2次主冷却 系ナトリウム中、もしくは蒸気発生器カバーガス中の水素濃度変化を監視する。こ の水素検出の原理はニッケル膜の片側を真空引きとし、真空側に拡散・透過してく るガスの圧力を測定するものである。比較的大きな水漏えい規模に対しては、蒸気 発生器カバーガス圧力上昇をカバーガス圧力計により検出する方式と、ラプチャデ ィスク(開放板)の開放信号を検出する方式がある。

図 7.2-35 にナトリウム中水漏えい検出設備の系統図を示す。カバーガス中水漏え い検出設備も同様な系統を構成している。



図 7.2-35 ナトリウム中水漏えい検出設備系統概念図

なお、蒸気発生器での高温ラプチャに対する裕度拡大の観点から、カバーガス圧 力計に関しては、従来の2out of 2から2out of 3で漏えい検知を行えるように2個 /ループから3個/ループへ圧力計を増設し、その検出設定値を0.17MPaから0.15MPa へ変更する計画である。

(iii) ナトリウム-水反応生成物収納設備

(a) 機能

伝熱管破損時、2次主冷却系の過度の圧力上昇を防ぐとともに反応生成物のうち液

体成分を収納容 器に分離回収し、 気体成分のうち 水素ガスを燃焼 させ安全に大気 へ放出する。

(b) 基本構成
 図 7.2-36 にナ
 トリクムー水反
 応生成物収納設
 備の系統を示す。
 主たる設備とし
 て圧力開放板、配
 管、反応生成物収



図 7.2-36 ナトリウム・水反応生成物収納設備系統説明図 31)

納容器、大気開放弁、点火器がある。

(c) 作動

蒸気発生器伝熱管破損によってナトリウムー水反応が発生するが、圧力開放板が 開放することにより、2次主冷却系内圧力が過度に上昇しないように配慮されている。 ナトリウムー水反応生成物収納設備の系内圧力の上昇に対する、過圧防止のため収 納容器出口に圧力開放板を設けている。これらの圧力開放板はそれぞれ通常運転中 の圧力に対して作動しないこと、かつナトリウムー水反応によって発生する圧力上 昇に対しては、早期に圧力開放が可能となるように、その開放設定圧力が決められ ている。

反応生成物は原子炉補助建物屋上に設置されている生成物収納容器に配管を通し て回収され、気体成分は収納容器内で液体と分離され収納容器を出て燃焼処理され る。

(d) 反応生成物について

ナトリウムー水反応により次の生成物が発生する。

気体成分:水素(H₂)

液体成分:水酸化ナトリウム (NaOH)、ナトリウム水素化合物 (NaH)

固体成分:ナトリウム酸化物(Na₂O)

収納設備に流入または存在する成分としては上記の他に

気体成分:アルゴン、窒素

液体成分:未反応ナトリウム

- が含まれている。
- (iv) 水・蒸気系およびブロー系ライン

水・蒸気系およびブロー系ラインを図 7.2-37 に示す。

過熱器出口の主蒸気枝管には、ナトリウムー水反応事故時等にループ毎に蒸気発 生器を隔離するための止弁を設けている。また、過熱器出口主蒸気枝管破断やナト リウムー水反応事故後の蒸気発生器減圧時等に蒸気発生器を急速に隔離するため、 逆止弁を設けている。

原子炉トリップ後停止した蒸気発生器を早期に低圧で保管するため、蒸発器出ロ ドレン弁、過熱器出ロドレン弁を設けている。原子炉トリップ時には給水を停止す るとともに、これらのドレン弁を開とし、蒸気発生器内保有水・蒸気をブローする。

蒸気発生器伝熱管水漏えい時の蒸気発生器水・蒸気側のしゃ断を目的として、給 水止弁、過熱器入口止弁、過熱器出口止弁を設けている。これらの弁は、水漏えい 時に閉となる。

また、蒸気発生器伝熱管水漏えい時の蒸気発生器内部保有水・蒸気の急速ブロー を目的として、蒸発器入口放出弁、蒸発器出口放出弁、過熱器入口放出弁、過熱器 出口放出弁を設けている。これらの弁は、水漏えい信号により急速開となる。なお、 蒸気発生器での高温ラプチャに対する裕度拡大の観点から、蒸発器入口放出弁の個 数を1個から2個、蒸発器出口放出弁を2個から3個へ増設される。

(v) 窒素ガスパージライン

水・蒸気系のブローに続いて、残留保有蒸気をパージするとともに、その後の管 内の圧力を 2 次主冷却系ナトリウム側より高く保持し、ナトリウムの管内への侵入 を防止する目的で窒素ガスパージラインが設置されている。

窒素ガスは窒素ガス供給系設備の供給ヘッダより分岐され供給される。供給ヘッ ダからの供給配管には窒素ガス封入用の弁(通常時閉り)および逆止弁が設けられ ており、約 0.8MPa(7kg/cm²g)に保持される。

伝熱管水漏えい信号により上記の封入弁は開となり、水・蒸気系のブローによる減 圧が進み約 0.8MPa になると窒素ガス封入が始まる。パージ効果を得るため、パー ジ初期に存在する蒸気の数倍の体積に相当する窒素ガスを供給する。パージ操作完 了後、引続き管内側の圧力をナトリウム側より高圧に保持する操作は、ナトリウム のドレン操作が完了するまで続けられる。


31) ١١] 水・蒸気ブロ 7.2 - 37

(3) 水漏えい時の運用法

水漏えい時の運用法を図 7.2-38 に示す。その概要を以下に記載する。

(i) 小漏えい時

ナトリウム中またはカバーガス中水漏えい検出設備において水素濃度または濃度 変化があらかじめ設定されている上限値を超えると、漏えい警報が発する。運転員 は誤信号でないことを確認した上で、水漏えい信号を手動ボタンによって発する。

以後、漏えいループの2次主冷却系循環ポンプ主モータがトリップされ、2次主冷 却系ナトリウム流量は減少し、「回転数低」または「流量低」信号により原子炉はト リップされる。原子炉トリップにより下記の操作が開始される。

- 1次、2次主冷却系全ループの循環ポンプ主モータがトリップされ各ポンプはポニーモータ運転に引継がれる。
- ② 全ループの補助冷却設備が起動され崩壊熱除去が開始される。
- ③ 給水ポンプが停止し蒸気発生器への給水が断たれる。また水漏えい信号により 漏えいループの蒸気発生器ナトリウム側をしゃ断して、蒸気発生器内反応生成物 の2次主冷却系への拡散を極力抑制する。

また、発生した漏えいを出来るかぎり急速に終止させるため、次に記す自動操作 を採用している。

- a 漏えいループ蒸気発生器の水側をしゃ断して、水・蒸気の蒸気発生器への流入を防止する。
- b 蒸気発生器保有水を急速に大気へブローする。
- c 急速ブロー後、蒸気発生器水側へ窒素ガスを導入し、内部に残留した水・蒸気を大 気へパージする。
- d パージ操作完了後、管側の窒素ガス圧力を2次主冷却系より高く保持し、ナトリウムが伝熱管に侵入することを防止する。この操作は漏えいループの2次主冷却系ナトリウムのドレンが完了するまで続けられる。

(ii) 中大漏えい時

中大漏えい時の運用法は基本的には小漏えい時の運用と同様であるが、漏えいル ープの1次主冷却系、2次主冷却系および補助冷却設備は停止される。崩壊熱除去は 他の健全2ループにより行なわれる。なお、過熱器内での伝熱管破損時には、圧力 開放板の開放が検知される。その他に過熱器の液面異常現象としても現われる。こ の場合は図7.2-39に示す経過をたどり蒸発器圧力高となってトリップに至る。





図 7.2-39 カバーガス圧力高までの経過

7.2.5 実機安全評価における事故評価事例

以下に、原型炉「もんじゅ」蒸気発生器の安全評価として、水漏えい事故解析結 果の例を示す。

- (1) 破損伝播評価
- (i) ウェステージ型破損伝播 (LEAP) ³¹⁾
- (a) 解析対象
- ① 伝熱管1本完全破断以下の領域において、一定で持続する水漏えい率に対し、隣接伝熱管が破損伝播する時間と水漏えい検出計による検出時間との水漏えい検出特性図のイメージを図7.2-40に示す。これから、以下を設定する。
- ②0.1g/s 以上の水漏えい率の領域では、ナトリウム中水素計によって検出されるより早く隣接伝熱管か破損し、水漏えい規模の拡大が始まる可能性がある。従って、水漏えい規模の設定には 0.1g/s 以上の水漏えい率に対して破損伝播を考慮することが必要となる。
- ③ 水漏えい孔が自ら拡大する現象の実験例が存在するが、本現象が発生した場合は 漏えい孔の拡大に伴い 0.1g/s 以上の水漏えい率になるので、上記②の伝熱管破損 伝播対象領域に含まれる。以上により、水漏えい規模の設定は 0.1g/s から伝熱管

1本完全破断までの領域を対象とし、破損伝播の効果を考慮して評価する。



水漏えい率

図 7.2-40 水漏えい検出特性図のイメージ

- (b) 破損規模の評価
- ① 評価には LEAP コードを使用する。LEAP コードは、水漏えいが開始してから 隣接伝熱管がウェステージ破損し、新たな破損孔からのウェステージ作用も考慮 して、水漏えい規模の時間的変化を計算する。その際、水漏えいの検出時間およ び検出後の蒸気発生器内部保有水・蒸気のブロー操作による水・蒸気側減圧特性 も考慮できる。
- ② 評価条件
 - ・水漏えい規模の評価対象範囲は、0.1g/sから伝熱管1本破断相当水漏えい率までとする。
 - ・プラント自動停止操作は圧力開放板開放検出信号によるものとする。
 - ・隣接伝熱管のウェステージ率、2次破損孔径の相関式は実験データを包絡する式 を用いる。
- 3 結果の評価
 - ・図 7.2-41 に 0.1g/s から伝熱管 1 本破断相当の初期水漏えい率に対し、破損伝播 による最大水漏えい率と圧力開放板開放時間の解析結果を示す。
 - ・最大水漏えい率は、初期においては、1本瞬時完全破断であり一定時間経過後に おいても3本完全破断相当を超えることはない。
 - ・従って、実機蒸気発生器の水漏えい規模の想定として、初期スパイク圧力評価



図 7.2-41 最大水漏えい率および圧力開放板開放時間 32)

- (ii) 高温ラプチャ型破損伝播(TRUE)⁵⁾
- (a) 評価の方法

解析手順を図 7.2・42 に示す。第1ステップでは、定常および水ブロー時の水側熱 流動を水ブロー解析コード BLOOPH で解析し、蒸気発生器全体の伝熱管内水側状態 量(圧力、エンタルピ、流量)を計算する。第2ステップでは、反応熱で加熱され る伝熱管の全体および局所加熱部を対象に、BLOOPH で得られた水側状態量とナト リウム側の温度・熱伝達率を境界条件として、伝熱管内の水・蒸気温度と熱伝達率 を RUPIN で計算する。第3ステップでは、反応ジェットの温度・熱伝達率および RUPIN で得られた温度・熱伝達率を境界条件として、最大加熱部での伝熱管壁の温 度と強度を TRUE コードで解析する。



図 7.2-42 高温ラプチャ解析の手順 5)

(b) 評価条件

蒸発器の定格、40%および10%給水運転条件について評価を行う。

水漏えい検出としてカバーガス圧力計を想定し、水漏えい検出後は、急速ブロー 中の温度や応力等の時間履歴の変化を追った評価を行う。

想定水漏えい位置としては、管束部を上部、中部、下部(上部:リンク⑬~⑮、 中部:リンク⑨~⑫、下部:リンク⑤~⑧、図 7.2-43 参照)に分け、厳しい部位 2 ~3 ケースを選定する。

- (c) 水側境界条件
- ① 水ブロー開始前の水側条件

水ブロー開始前までは定常的なナトリウム流動があることから、RUPIN で全体 加熱(ナトリウムからの反応熱の入熱)と局所加熱(反応ジェットからの入熱) を重畳して評価する。全体加熱によるエンタルピ上昇の計算では、伝熱管内の水 側輸送遅れおよび伝熱管を介したナトリウムと水・蒸気との熱交換を考慮する。 局所加熱によるエンタルピ上昇および管内熱伝達率の計算では、反応域内の温度 分布を RUPIN に与える。

② 水ブロー開始後の水側条件

水ブロー開始後には水ブローに伴う管内流動変化を与えて、局所加熱による水 側状態量の計算を行うが、ナトリウム流動は停止することから全体加熱の計算は 行わない。

水ブロー時の過渡解析に用いた BLOOPH の解析モデルを図 7.2-43 に示す。水 ブロー解析は蒸気発生器廻りのナトリウム系と水・蒸気系を対象とする。水・蒸 気側の熱流動は、各ノードについて連続の式、エネルギー式および相変化並びに 圧縮性を考慮した状態方程式を解き、各ノード間について流体慣性を考慮した運 動方程式を解く。

③ ナトリウム側境界条件

ナトリウム側反応域の温度と管外熱伝達率は、SWAT-3 試験での測定値から保 守的に求めた。反応域の温度は、定格運転条件と 40%給水運転条件では図 7.2-44(a)の分布の最高温度を、10%給水運転条件では図 7.2-44 (b)の分布の最高 温度を用いた。また、管外熱伝達率は図 7.2-45 の包絡線に基づき、反応域の温度 に対応させて用いた。







図 7.2-44(a) 定格及び 40% 給水運転条件に適用する反応域 モデルと SWAT-3 Run19 温度分布の比較⁵⁾



図 7.2-44(b) 10%給水運転条件に適用する反応域モデルと SWAT-3 Run17 温度分布の比較⁵⁾

(e) 伝熱管肉厚条件

蒸発器伝熱管 の曲げ加工前の 肉厚データを統 計処理し、肉厚が 正規分布に従う として、肉厚の最 小値を設定した。 これより曲げ加 工代と使用末期 までの腐食減肉 を差し引いて管 東母材部の肉厚 を 3.70mm とし た。ただし溶接部 では、開先加工後 の最小肉厚に曲 げ加工代などを 考慮した値から腐 食減肉を差し引い た 3.22mm とした。

高温ラプチャ評 価では、図 7.2-46 の実験式から計算 されるウェステー ジ率を用い、上で求 めロー界から水ブロス肉 開始までのう エス肉析上の初期肉 厚とする。





1000

水リーク率 (g/s)

図 7.2-46 中~大漏えい規模でのウェステージ率実験式⁵⁾

10000

100000

図 7.2-45 反応域温度と実効的熱伝達率との相関 (Run19)⁵⁾

(f) 結果の評価

設備改造後体系

での主要な解析結果は以下の通りである。

0.0001

0.00001

100

定格での水ブロー開始前の条件では、管内流動による除熱効果が大きいため、図 7.2-47に示すように解析用伝熱管肉厚を3.5mmと十分保守的にした場合でさえ管壁 温度は最高で 831℃に止まる。最も厳しい位置は、限界熱流束が相対的に小さく、 膜沸騰に遷移しやすい管束部中部となる。しかしこの部位においても、応力と引張 強さとの比(応力比)は0.86に止まり、延性破損の条件には達しない。水ブロー開 始後、管内蒸気流の停滞が生じるため、伝熱管温度上昇による引張強さの低下が生 じるが、減圧効果により応力が低下するため、応力比は0.86に止まる。累積損傷は 管束部中部で最も大きくなるが、0.34に止まりクリープ破損が発生する条件には達 しない。

40%給水運転条件では、水ブロー前は定格運転条件よりも水・蒸気側流量が小さ く、 POST-CHF 熱伝達率が小さくなるので、伝熱管温度の上昇が大きいが、圧力が 低いため、応力比は小さい。一方、水ブロー開始後は、40%給水運転条件の場合が、 水ブロー開始時の伝熱管温度が高いことと、流量の停滞時間が長くなるため、伝熱 管温度が高温に維持される時間が長くなり、相対的に累積損傷が大きくなる傾向が

あるが、延性破損およびク リープ破損ともに発生する 条件には達しない。

10%給水運転条件では、 40%給水運転条件と比べて、 水・蒸気側が低流量である ため全体加熱の影響の時間 遅れが大きいこと、および 反応域温度が低いこと等の 影響により、水ブロー前に ついては、伝熱管温度の上 昇割合は小さくなる。しか し、水ブロー開始後につい ては、10%給水運転条件の 場合が流量の停滞時間が長 くなり、伝熱管が高応力下 で高温に維持される時間が 長くなるため、累積損傷が 大きくなる傾向があるが、 延性破損およびクリープ破 損ともに発生する条件には 達しない。



図 7.2-47 高温ラプチャ評価の例(定格、管束部中部)⁵⁾

(2) 大漏えい時発生圧力評価 (SWACS) ³¹⁾

(i) 事故シナリオ

この事故は、原子炉出力運転中に、何らかの原因で蒸気発生器の伝熱管が破損し、 ナトリウムー水反応による顕著な圧力上昇が生じるような大規模な水漏えい事故と して考える。この事故が生じると、発生する圧力により事故蒸気発生器並びに当該 ルーブの健全な蒸気発生器、2次主冷却系機器・配管、および中間熱交換器等の設備 が損傷を受ける可能性がある。この場合、ナトリウムー水反応生成物収納設備の動 作により2次主冷却系内の圧力上昇は抑制されるとともに、蒸気発生器内部保有水・ 蒸気のブロー等のプラント自動停止操作が行われ、ナトリウムー水反応現象は速や かに停止される。また、安全保護系の動作により原子炉は自動停止し、補助冷却設 備による崩壊熱除去運転に移行し、事故は安全に終息する。

(ii) 結果の評価

表 7.2-3 に主な評価条件と評価結果をまとめて示す。

		設定	(値)	根拠			
	破損位置	蒸発器管束部门	下部	水漏えい率が厳しく、液面からの			
				深さが大となる。			
	対象ループ	2 次主冷却系西	中間熱交換器での圧力が最も厳し				
	ープ			くなる。			
解	初期状態	初期定常運転条件		給水側圧力が最も高い状態であ			
+15				り、水漏えい率が厳しくなる。			
朳		初期スパイク圧	準定常圧				
条	水漏えい規模	1本瞬時完全	4本完全破断	破損伝播の効果を考慮。			
		破断	相当				
件	圧力開放板の開		蒸気発生器	各々の開放板設定圧力に対して 10%の誤差幅を見込む。			
	放圧力 (差圧)		0.33MPa				
			収 納 容 器				
			0.165 MPa				
	f T 値	827kmol/mol	650kmol/mol	f:水素/水モル転換比 (mol/mol)			
				T:発生水素の絶対温度(K)			
解析結果		結果		判定			
		初期スパイク圧	準定常圧	これらの圧力による膜応力は構造			
	蒸発器胴部	約 2.3MPa	約 0.9MPa	材料の弾性範囲内であり、各機器			
米	中間熱交換器	約 1.2MPa	約 1.3MPa	の健全性が保たれる。			

表 7.2-3 SG 伝熱管破損大漏えい事故

また、初期スパイク圧および準定常圧の時間履歴を図 7.2-48 に示す。水漏えい規 模としては 7.2.5(1)の解析結果に基づき、初期スパイク圧およびその伝播圧力評価 には伝熱管1本破断、準定常圧力評価には伝熱管4本破断を用いた。計算結果に影 響を与えるパラメータとして、H₂/H₂Oモル転換比、水素ガス温度、音速等があるが、



図 7.2-48 SG 伝熱管大漏えい事故解析結果³¹⁾

これらは SWAT-3 実験解析を通して得られたベストフィット値に安全率を掛けて 保守側の評価が得られるようにした。

伝熱管1本破断時の初期スパイク圧は、蒸発器胴部で約 2.3MPa (23kg/cm²a)、 中間熱交換器 2 次側で約 1.2MPa (12kg/cm²a)となり、これによる膜応力は構造材 料の弾性範囲内で各機器の健全性が確保できる。また、伝熱管 4 本破断時の準定常 圧は、蒸発器胴部で約 0.9MPa (9kg/cm²a)、中間熱交換器 2 次側で約 1.3MPa (13kg/cm²a)となり、同様に各機器の健全性が確保できる。

(3) 水漏えい検出特性評価 (SWAC-10)³¹⁾

(i) 事故シナリオ

この過渡変化は、原子炉出力運転中に、何らかの原因で蒸気発生器の伝熱管に水の 小漏えいが生じる事象として考える。この場合、ナトリウム中への水漏えいにより 微小な規模のナトリウムー水反応現象が生じ、伝熱管損耗作用によって漏えい規模 の拡大を引起こす可能性がある。この過渡変化の原因としては、蒸気発生器の伝熱 管の溶接欠陥、材料欠陥、材料腐食等が考えられる。この過渡変化の場合には、水 漏えい検出設備により水漏えいが検出され、運転員は水漏えい信号を発する。この 水漏えい信号により蒸気発生器内部保有水蒸気のブロー等のプラント自動停止操作 が行われ、ナトリウムー水反応現象を速やかに停止させる。また安全保護系の動作 により原子炉は自動停止し、補助冷却設備による崩壊熱除去運転に移行し、この過 渡変化は安全に終止できる。(ii) 結果の評価

表 7.2-4 に主な評価条件を示す。また、蒸気発生器小漏えい時の水漏えい検出特性 を図 7.2-49 に示す。

以上の解析結果から、たとえ「もんじゅ」蒸気発生器でナトリウム-水反応が生 じたとしても、プラントに設置した水素計によって小漏えい以下の規模で検出でき、 中漏えい以上の破損伝播に至る可能性は極めて低いということが示された。

		設定(値)	根拠			
	破損位置	蒸発器管束部上部	水漏えい検出に要する時間が最大			
			となる。			
	対象ループ	2 次主冷却系配管が最長のル	水素の輸送遅れ時間が大きくな			
解		ープ	り、水素検出時間が長くなる。			
	水漏えい率	$0.001 \sim 0.1 \text{g/s}$				
忉	検出設定値					
条	水素濃度上昇	バックグラウンド濃度の	公称値はバックグラウンド濃度の 7%			
	度	10%	公称値は 15ppb/1hr			
件	水素濃度上昇	28ppb/1hr				
	率					
	ナトリウム中水素のバ	170ppb	伝熱管を通しての水・蒸気側から			
	ックク゛ラウント゛ 濃度		の水素拡散及び純化系の特性を考			
			慮			

表 7.2-4 SG 伝熱管破損小漏えい事故



図 7.2-49 SG 伝熱管小漏えい時水漏えい検出特性³¹⁾

JNC TN9410 2005-011

[参考文献]

- 田辺裕美,黒羽光男: "高速増殖炉用蒸気発生器の安全性研究の現状と今後の展望", 動燃技報 No.56, (1985).
- 田辺裕美,黒羽光男,姫野嘉昭:"FBR 蒸気発生器の安全性研究"、原子力工業, Vol.34, No.1, p.69-76 (1988).
- 3) M. Hori:"SODIUM/WATER REACTIONS IN STEAM GENERATORS OF LIQUID METAL FAST BREEDER REACTORS", Atomic Energy Review, Vol18, No.3 (1980)
- 下山一仁: "12Cr 鋼伝熱管材の耐ウェステージ特性 ―小リーク・ナトリウム水 反応試験―",JNC TN9410 2004-009, (2004).
- 5) 三宅収,浜田広次,田辺裕美 他: "蒸気発生器伝熱管の高温ラプチャ型破損評価 手法の整備と適用(IV)", JNC TN2400 2003-003, (2004).
- 小峰龍司,和田雄作:"急速加熱による円筒の内圧破断に関する構造健全性評価手 法の開発", PNC TN9410 98-086, (1998).
- 7) 栗原成計, 浜田広次, "蒸気発生器の急速破損模擬試験 —2·1/4Cr-1Mo 鋼伝熱管 での試験結果—", JNC TN9430 2002-002, (2002).
- 8) 浜田広次, 栗原成計: "蒸気発生器伝熱管破損解析コードの開発(Ⅱ) ーナトリ ウム側伝熱モデルの改良—",JNC TN9400 2003-031, (2003).
- 5) 西村正弘,下山一仁他:"ナトリウム-水反応時の熱的影響確認試験",JNC TN9400 2003-014, (2003).
- 10) 田辺裕美, 三宅収 他: "蒸気発生器伝熱管の破損伝播解析コードⅡ," PNC TN952 82-04, (1982).
- 11) 浜田広次, 栗原成計: "蒸気発生器伝熱管破損解析コードの開発", JNC TN9400 2000-091, (2000).
- 12) 浜田広次,鈴木道博他: "大リーク・ナトリウム-水反応解析コード SWACS/REG4", PNC TN9520 89-016, (1989).
- 13) 渡辺収, 岸田雅子 他: "小リーク・ナトリウム-水反応「セーフティ・マップ」 解析コード SWAC-10-MJ/2の使用マニュアル", PNC TJ906 79-02, (1979).
- 14)高田孝,山口彰,橋本昭彦:"化学反応を含む多成分・多相流数値解析手法の開発-多次元ナトリウム-水反応解析コード SERAPHIM-", JNC TN9400 2001-125, (2001)
- 15) T. Takata and A. Yamaguchi: "Numerical Approach to the Safety Evaluation of Sodium-Water Reaction", J. of Nucl. Sci. and Tech., Vol. 40, No. 10, p.708-718, (2003)
- 16) 福澤薫, 松原聖, 高田俊和 他: "ナトリウム冷却高速炉の蒸気発生器内におけるナトリウム-水反応の理論的研究", 2001 計算化学討論会予稿集, p.28, (2001)
- 17) 岡野靖,山口彰: "ナトリウム-水反応の数値解析研究(4)-理論断熱温度に関す る検討-",日本原子力学会 2001 年春の年会予稿集 II, I4, (2001)

- 18) M. J. Pilling : "Reaction Kinetics", Clarendon Press, Oxford, (1974)
- 19) E. Herbst : "Atomic Molecular and Optical Physics Reference Book", G. Drake (New York : AIP), 429 (1996)
- 20) R. J. Berry, C. J. Ehlers, D. R. Burgess et al.: "A computational Study of the Reactions of Atomic Hydrogen with fluoromethanes: Kinetics and Product Channels", Chemical Physics Letters, 269, 107-116, (1997)
- 21) C.W. Hirt, B.D. Nichols and N.C. Romero : "SOLA-A Numerical Solution Algorithm for Transient Fluid Flow", LA-5852, (LASL), April (1975)
- 22) 松本洋一郎,村井祐一: "自由表面を有する容器内のプルームの数値解析",日本機会学会論文集 B 編, Vol. 61, No. 588, p.2818-2825 (1995)
- 23) A.R.Edwards and T.P.O'Brien : "Studies of phenomena connected with the depressurization of water reactors", Journal of British Nuclear Energy Society, Vol.9, p.125-135 (1970)
- 24) T. Takata and A. Yamaguchi : "Computational Study on Multi-Phase Reacting Flow of Sodium-Water Reaction in Liquid Metal Fast Reactor", Proc. of Third Japan-Korea Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS3), Kyeongju, Korea, Oct. 13-16, p.128-134 (2002)
- 25) 白川典幸, 堀江英樹, 山本雄一他: "ナトリウムー水反応の数値解析研究(8)ジェ ット流動場における界面積評価手法の開発", 日本原子力学会 2003 年春の年会予 稿集 II, J64 (2003)
- 26) T. Takata and A. Yamaguchi : "Numerical Thermal-Hydraulics Study on Sodium-Water Reaction Phenomena", International Conference on Supercomputing in Nuclear Applications (SNA2003), Paris, France, Sep. 22-24, p.155 (2003)
- 27) 化学大辞典編集委員会: "化学大辞典(5)", 共立出版(1963)
- 28) C. E. Boardman and M. Hui, H. H. Neely : "Test Results of Sodium-water Reaction Testing in Near Prototypical LMR Steam Generator", Proc. of the IAEA/IWGFR Specialists' Meeting on Steam Generator Failure and Failure Propagation Experience, Aix-en-Provence, France (1990).
- 29) M. W. Chase, Jr., C. A. Davies, J., et al. : "JANAF Thermochemical Tables Third Edition Part II, Cr-Zr", American Institute of Physics, Inc., New York (1986)
- 30) 浜田広次,田辺裕美他: "蒸気発生器伝熱管の高温ラプチャ評価手法の整備と 適用",サイクル機構技報, No.4, p.37-48 (1999).
- 31)動力炉・核燃料開発事業団:高速増殖炉もんじゅ原子炉設置許可申請書(昭和 61年9月変更),(1986).
- 32) 動力炉・核燃料開発事業団:安全審査資料,"事故の解析について,"A17-6, (1982).
- 33) 佐々木和一,小屋越直樹,金城秀人: "高速増殖炉運転管理専門技能研修テキスト(プラント運転技術コース)," TN4410 2003-003, (2003)

第8章 ナトリウム施設の運転、保守、補修等

本章では、ナトリウム施設に関する運転や点検・保守、補修・改造、解体等について 説明する。さらに、放射性ナトリウムの取り扱いについても概要を示す。

8.1 ナトリウム施設の運転

ナトリウム施設の運転について、その特徴や運転における基本の操作について概 要を示す。それを踏まえて、試験施設としてはプラント過渡応答試験施設を、実プラ ントとして、ナトリウム系を主体とする高速実験炉「常陽」、および水系を含めた 高速炉プラントである高速増殖原型炉「もんじゅ」を取り上げて、各施設の特徴的 な事項についてその概要を説明する。

運転に直接関係するナトリウム系統設備と機器については4.1節,4.2節に記載されている。

8.1.1 ナトリウム施設運転の特徴と概要¹⁾

ナトリウムを使用する試験施設や原子炉の運転にあたって、ナトリウムの特性に 伴う特徴を整理すると以下の通りである。

- ① ナトリウムは常温で固体であるが加熱して液体の状態で使用される。
- ② ナトリウムは沸点が約881℃と高温のため、冷却材として使用できる液体の領域での温度範囲が広く、原子炉出口温度が550℃程度の高い温度条件においても沸騰せず、ほぼ大気圧で使用できる。
- ③ ナトリウムは水と比較して密度の温度依存性が大きく、また、高速炉では原子炉 出入口温度差が大きいので自然循環力による崩壊熱の除去が期待できる。
- ④ 構造材であるステンレス鋼は熱膨張率が大きく熱伝導率が小さい。このため、熱 伝導率が大きい等のナトリウムの特性と相まって、過渡時の熱応力、熱衝撃など が大きくなる。原子炉の起動・停止時には、原子炉容器、ノズル部などにおける 熱応力を低減するため、原子炉冷却材ナトリウムの温度変化率に制限(たとえば、 50℃/h内)を設ける必要がある。
- ⑤ ナトリウムの融点が約 98℃であるため、凍結防止を図る上で施設が停止中であってもナトリウム系統は予熱保温する必要がある(ナトリウム施設のナトリウム温度は180℃以下にしない)。また、空気との反応を防止するためにカバーガスを使用する必要があり、カバーガスとして不活性ガスであるアルゴンガスが使用される。これに伴い、ナトリウム中における操作は開放状態では実施できず、遠隔操作が必要となる.
- ⑥ 1次冷却系のナトリウムは放射化され、²⁴Na、²²Na などが生成される。これらの半減 期は、²⁴Na で約 15 時間、²²Na で約 2.6 年である。定期点検における機器のメンテナ ンスにあたっては²²Na による被ばくを低減するため、機器内および作業現場近くに

ある配管内のナトリウムをドレンする必要がある。

冷却材に液体ナトリウムを使用する高速炉の運転にあたって、高圧の水を使用す る軽水炉との最大の相違は、1次、2次主冷却系が大気圧に近い状態で運転されるこ とである。ナトリウム施設における運転で基本となる操作について高速炉プラント を中心に以下に示す。

(1) 運転までの操作

(i) 定期検査時等の停止状態

原子炉の定期検査等でナトリウム系統の機器等を点検する場合には、該当する系 統内のナトリウムをダンプタンク等ヘドレンし(ただし、原子炉容器と炉外燃料貯 蔵槽はドレンすることはない)、機器および配管の予熱ヒータを停止して常温状態 とすることが必要である。ナトリウムをドレンしたダンプタンク等は試験施設では 予熱ヒータを停止してナトリウムを固化(フリーズ)させる場合が多いが,原子炉で は予熱ヒータを用いて融解した状態で保持する場合もある。ダンプタンク等の系統 については、予熱手段を確保することが必要であり、固化、融解の状態のいずれに おいても、カバーガスの圧力監視機能を維持することが必要である。

1次系では²²Naによる被ばくを低減するためと、空気雰囲気でのナトリウム漏えい 時の燃焼抑制の観点から、機器メンテナンスの対象となるループ直下のダンプタン クにはナトリウムをドレンせず、タンク間の輸送を行って他のループのダンプタン クヘドレンする。

(ii) 系統予熱、充填

定期検査等が終了して再び系統にナトリウムを充填するには、これに先立って、 予熱に時間を要する容量の大きいダンプタンク等を先行予熱してナトリウムを融解 させる。この後に順次、ナトリウムの充填に用いる系統および冷却系統の機器・配 管を200℃程度まで予熱する。

この時、ナトリウムを固化させている配管部分(フリーズシール部を含む)を予 熱する場合には、ナトリウムの膨張によって配管や弁等が損傷することのないよう に、膨張したナトリウムやガスを逃がすことのできる手順で順次予熱を行なうこと が重要である。例えば、弁によってナトリウムを閉鎖している場合は、解放側の遠 方の弁から順次予熱を行なう。

大型機器の予熱では、周方向あるいは軸方向に大きな温度差を発じて大きな応力 が発生することがないように、十分に温度監視を行い、予熱ヒータ等を調整する。

ナトリウムの充填に先立って、弁等の操作を行う場合には予熱状態を確認し、当 該機器の温度がナトリウムの凝固点以上(例えば150℃以上)であることを確認する。 ベローズシール弁の場合には、凝固点以下の状態では、ベローズは、残留し固化し ているナトリウムにより固着しており、これを無理に動かそうとすると、変形、破 損する恐れがある。

ナトリウムの充填は電磁ポンプやダンプタンクの加圧によって行なうが、ナトリ ウムの流動を開始する場合には、当該系統の温度分布を十分把握、確認して熱過渡 を極力低減する。

電磁ポンプの起動では、ガス溜りの発生により起動しにくい状態が生じることが ある。このような場合は、ダンプタンク側をガスで加圧する方法や電磁ポンプの吐 出側を真空ポンプ等で排気して起動する方法がとられる。

系統等へのナトリウム充填を終了した後には、充填に使用した系統のナトリウム ドレンとガスの導通を確認し、固着や閉塞の生じる可能性をできる限り低くしてお く。

ナトリウム充填操作終了後のシートパス、誤操作等によるナトリウムのドレンを 防止するため、ドレン弁およびベント弁はフリーズシールすることがある。

充填が完了した時点で、充填したナトリウムの量をレベル計等の指示から換算し て求め、規定量のナトリウムが充填されたことを確認する。

(2) 通常運転操作

(i) 系統の起動

系統へのナトリウム充填が完了し循環ポンプを起動する前に、種々の制限条件の 確認を行ない、機器の故障に進展することのないように注意する必要がある。以下 に、その注意点の一例を示す。

- ①系統に充填されたナトリウムの温度は、系統内で滞留していることから局部的に 大きな温度差を生じることがある。この状態から主循環ポンプを起動すると系統 機器に大きな熱過渡が加わる。そのため、ポンプを起動しない状態で系統のナト リウムを循環させて温度の均一化を図る必要がある。その手段として、容器にナ トリウムを汲み上げて低位置のドレン配管からナトリウムを元のタンクにドレン して戻す運転(ドレン循環)を用いることがある。
- ② 大型機器の周方向または軸方向に大きな温度差が生じた状態で動的な機器を起動すると機械的な損傷を生じる恐れがある。例えば、1次主循環ポンプはケーシング径が大きいことから周方向で温度差が生じてケーシングが偏芯することがある。 一方、ポンプ上方部の放射線遮へいのため回転軸長が長いことから、ケーシングが偏芯すると回転軸が軸受け部で接触してカジリが生じることがある。

「もんじゅ」の1次主循環ポンプは、運転開始前に手回しトルク確認を行い偏芯 がないことを確認する。その後、循環ポンプロータの変形矯正の為にターニング 装置により、ポンプロータを約5rpmの低速にて定速連続回転を行い、ポニーモー タ運転に引き継ぐ。

(ii) 純化運転

系統へのナトリウムの充填が完了し主循環ポンプを起動した後は、ナトリウムの 初期純化運転を行なう。建設直後や、大規模に系統を解放する工事後の系統の初期 純化には、仮設のコールドトラップを設置して行なう場合もある。通常運転では系 統に本設されたコールドトラップによって不純物を除去する。

初期の純化運転では、コールドトラップ温度の設定を施設の運転管理値まで徐々に低下させる。

(ⅲ) 原子炉起動

原子炉の起動前には、冷却系統が正常な状態であることを確認することは当然な がら、これらの機器に故障が生じた場合にも、原子炉施設の安全を維持する保護機 能が正常に作動することを確認する。

原子炉の起動時には冷却系統全体の温度分布を十分把握、確認して、温度上昇率 を基準値以内になるように出力を上昇させる。

(iv) 原子炉定常運転

原子炉が定格出力に達して通常運転を開始した後は、燃料の燃焼に伴う原子炉出 力の低下に関して、出力調整(制御棒の引抜き)を行って定格出力を保持する。

原子炉運転中にはプラギング温度に注目して、所定の維持基準に適合するように ナトリウムの純度管理を行う。また、保護系やナトリウム漏えい検出器が正常に作 動していることを確認する。

(3) 通常停止操作その他

(i) 原子炉停止

原子炉の停止時には冷却系統全体の温度分布を十分把握して、温度降下率が基準 値以内になるように出力を降下させる。この温度降下率の制限はそれぞれのプラン トにより設定されている。

(ii) ドレン

ナトリウムのドレンは以下に留意して行う。

- 高速炉では、定期検査時にも原子炉容器内に燃料が保持されており、また冷却材 としてナトリウムが使用されていることから、定期検査期間中においても原子炉 容器や使用冷却系統は冷却および予熱状態を維持することが必要である。
- ② 冷却系統からのナトリウムドレンは一般的に自重落下によって行うが、機器配置によって低い位置からドレンをする場合は、加圧法、真空法、あるいは、この組み合わせによって行なう。
- ③ 冷却系統からのドレンが終了し、その後しばらく使用しない系統は、ガスの導通 によりドレンが完了していることを確認し、固着や閉塞が生じる可能性を可能な 限り低くしておく。

(ⅲ) フリーズ

定期検査等で、ナトリウムが入ったタンク、機器、配管系統の予熱を停止して固 化(フリーズ)させる場合は、固化時、融解時の体積変化によって機器が損傷する ことのないように、以下の点に注意する。

- 当該タンクのナトリウム自体を固化させるには特段の問題はないが、他にナトリウムが充填されている系統がある場合は、万一の漏えい事故を考え、直ちにドレンできるタンクを他に用意することが必要である。
- ② ナトリウム配管系統については、ガスによる導通で確実にナトリウムがドレンされたことを確認する。
- ③ 電磁ポンプがタンク位置より低い場所に設置されている場合はナトリウムのドレンが困難である。この状態でナトリウムをフリーズさせると再融解時に電磁ポンプのダクトを変形させる恐れがある。そのため「常陽」では、ガスを導通させながら予熱を停止して、徐々に冷却しポンプ内に空間を設けながら固化する方法を用いている。「もんじゅ」の場合は1次系電磁ポンプ廻りのナトリウムドレンのために、電磁ポンプより低い場所にドレンタンクを設けている。

8.1.2 ナトリウム試験施設の運転

(1) 概要

ナトリウム試験施設には高速炉プラントの一部のシステムをモデル化したものや、 機器単体のみをモデル化した施設が多く、高速炉プラントと比較して機器数が少な くその設備の規模は小さい。国内における高速炉開発の草創期の 1960 年代から 70 年代において、大洗工学センターでは「常陽」や「もんじゅ」の機器やシステムの 性能確証試験が多数実施された。そのため、大小の規模の数多くの試験施設が製作 され、試験に供され、それぞれの目的を達成するための運転が行われた。80 年代後 半からは、「もんじゅ」後の高速炉開発のための基礎・基盤研究に移行し、大きな試 験施設は解体・撤去され、現在は小型の試験施設を用いた研究が行われている。こ れらの試験施設は設備規模が小さいため、ナトリウムの循環の動力源は電磁ポンプ、 加熱源は電気ヒータが主となり、試験施設の起動・運転・停止に際しては熱過渡防 止が最大の留意事項であり、それほど複雑な操作はない。

また、ナトリウム試験施設での開発試験では核物質等を用いることはないことか ら、管理区域設定の必要もなく、放射能に伴う問題も発生しない。現在設置されて いるナトリウム試験装置は、消防法による危険物一般取扱所としての規制を受け、 禁水建物内に設置されている。

また、ナトリウム試験施設は前述のように高速炉プラントに比較して設備規模が 小さく、管理区域がないため、現場へのアクセスや監視が容易であり、異常発生時 の早期確認、状況把握、その対処を迅速に行うことができる。施設の運転は数日~ 数ヶ月間連続で、1班2~3名の運転員で行われる。基本的には、運転施設に運転 員が常駐し運転・監視を行うが、長時間のナトリウム浸漬を行うような動的機器が ない試験施設では、インターロックによる安全な機器停止機能、ナトリウム漏えい の早期検知システムの設置を条件に遠隔監視を行うケースもある。

ナトリウム試験施設の運転は研究開発計画に基づく試験計画に従い、その試験時 期、試験期間が決められ、試験施設内のナトリウムは試験を行う期間だけ加熱して 融解し、それ以外の期間は貯蔵タンク(ダンプタンクまたはストレージタンク)に おいて固化して常温で保管する。

一般的に、ナトリウム試験施設の運転は、試験施設の予熱を開始することから始 まり、貯蔵タンクにナトリウムをドレンしナトリウム温度を下げて固化して終了と なる。

試験施設の運転準備が開始される条件としては、1年以内に実施された定期自主 点検で設備の構造に関する技術基準を満たしていることが確認されているか、また は点検後の補修により設備機能が回復されていることが必要である。

ここでは、大洗工学センターに設置されている代表的なナトリウム試験施設であ る「プラント過渡応答試験施設」を例に、試験施設が数ヶ月間休止後に試験運転実 施のために運転準備を行うものとして説明する。

図8.1-1にその系統図を示す。

本試験施設は、高速炉の1次主冷却系、2次主冷却系、崩壊熱除去系等を模擬し、 プラントシステムの強制および自然循環時における熱流動現象に関する研究開発に 使用されており、主循環系、2次系、崩壊熱除去系、純化系、充填・ドレン系およ びガス系で構成されている。1次系、2次系および崩壊熱除去系は自然循環が可能 な機能を有している。施設仕様は最高温度650℃、最高圧力0.8MPaである。

1次主冷却系を模擬した主循環系には、炉心上部プレナムを模擬した上部プレナム(内径2m)、中間熱交換器(IHX)、電磁ポンプ等を配置し、それらの機器を4B 配管で接続している。上部プレナムの下部には炉心部を模擬した電気ヒータピンで 構成した燃料集合体試験部を配置している。この燃料集合体試験部は、炉心集合体 1体、ブランケット集合体6体で構成し、集合体間流量配分の設定を3系統で行っ ている。電磁ポンプは1200 1/min、ヒータピン発熱量は1.2MWである。上部プレナ ム内およびIHX内の1次側上部空間には、崩壊熱除去系の補助冷却器(IRACSおよび PRACS)を模擬した冷却コイルを配置している。2次冷却系を模擬した2次系は、IHX のシェル側を循環し主循環系の熱を空気冷却器で除熱している。ループ内ナトリウ ムの精製は純化系のコールドトラップで行い、精製系統を主循環系、2次系、崩壊 熱除去系に切り換えることができる。充填・ドレン系は複数の機器・配管系統に接 続され、機器内および配管内にナトリウムを残留させないようにしている。緊急ド レン時にはループ内ナトリウムを30分以内にドレンできる。ダンプタンクには25ton のナトリウムが貯蔵されている。ガス系には真空ポンプ、ガスヘッダー、アルゴン ガスタンク、窒素ガスタンクが配置されている。



図 8.1-1 プラント過渡応答試験施設

(2) 運転までの操作

試験施設の起動までの一般的な操作を以下に示すが、その流れとしては、運転準 備・点検→貯蔵タンク・機器・配管の予熱→ループへのナトリウム充填となる。

(i)気密性の確認

ナトリウム試験施設は、ナトリウムおよびカバーガスバウンダリーの健全性を確認するために、年1回の定期自主点検で常用圧力以上のカバーガス圧力によりその 気密性を確認している。また、運転前には試験施設の運転圧力のカバーガス圧力に よりその気密性を確認している。ナトリウムおよびカバーガスバウンダリーを開放 する設備改造、修理が行われた場合は、設備の設計基準に基づき、放射線透過、液 体浸透探傷、耐圧、ヘリウムリーク等の検査を行い、バウンダリーの健全性を確認 する必要がある。

(ii) 運転準備 · 点検作業

予熱ヒータ設備、ポンプ等の機器設備、制御設備等の電気絶縁抵抗、抵抗測定を 行い、それぞれの性能を確認して異常がなければ制御電源を投入する。その後は、 主にナトリウム漏えい検出器、監視設備の作動状態を点検して異常なく作動するこ とを確認する。休止期間中の機器・配管内部は不活性ガス(アルゴンガス:純度 99.999%以上)を充填しているので酸素混入の恐れはないが、改造工事やガス系の 開放作業を行った後は酸素混入の可能性がある。そのため、予熱投入前にあらかじ め真空ポンプで設備内を真空に引き、内部の酸素を含んだガスを排出した後、アル ゴンガスを正圧まで充填するパージ操作を数回実施して設備内のガス置換を行う。

(iii) 貯蔵タンク・機器・配管の予熱

装置の停止中におけるナトリウムは、装置内の最低位の位置にある貯蔵タンクに 貯蔵されている。貯蔵タンクから装置本体へのナトリウム充填(移送)を行う前に、 系内のナトリウムに接する部分の予熱を行う。予熱温度は、通常150~400℃程度で あり、弁、ポンプ等の予熱しにくい機器や細い配管等のナトリウムが詰まりやすい 部分には十分に注意する。また、コールドスポットがないことを温度計で確認する。 特にベローシール型ナトリウム弁が低温(100℃未満)になっていた場合、内部の固 着ナトリウムによりベローズが破損するおそれがあるため、注意が必要である。

予熱投入後は、それぞれの試験施設で決められている昇温速度に合わせて温度を 上げる。プラント過渡応答試験施設の昇温速度は50℃/hである。当試験施設にはな いが、内部構造が複雑な機器や大きな機器については異常な熱荷重の発生を避ける ため、なるべく機器全体の温度を均一に保ちながら、数10℃ずつのステップ状に温 度を上げ、各ステップで数時間温度を維持するような昇温を行うのが好ましい。ダ ンプタンク内のナトリウムについては約98℃で融解が始まり、完全に融解するまで 温度上昇が停止し、12時間程度後の融解終了時点で再度温度上昇が始まる。

最終的な予熱温度設定はそれぞれの試験施設の設計・運転思想や使用履歴で異な るが、当試験施設ではダンプタンクは170℃、機器・配管類は250℃としている。

(iv) ループへのナトリウムの充填

ナトリウム充填前にカバーガスによるガス導通試験を実施し、ナトリウム装置の 各系統にナトリウムの閉塞箇所がないことを確認する。ガス導通試験では、ナトリ ウム弁の操作によりガス導通を確認する系統以外にカバーガスが回り込まないよう にする。導通確認系統のナトリウム弁は、1個のみを閉じておき残りのナトリウム弁 は開けておく。膨張タンクと貯蔵タンク間のガス導通を確認する場合は、膨張タン クのカバーガス圧力を貯蔵タンクよりも高めに加圧し、導通確認系統の閉じておい たナトリウム弁を開けて貯蔵タンクの圧力上昇を確認する。貯蔵タンクの圧力が変 化しないときはナトリウム閉塞箇所が存在することから、ナトリウムを融解するた めの措置を講じる必要がある。他の系統および他のタンクが設置してある場合は、 同様な方法でガス導通試験を実施する。

ナトリウム充填の方法には、貯蔵タンクと本体とのカバーガスの圧力差を利用し て押し上げまたは吸い上げる方法と、ポンプを利用して汲み上げる方法とがある。 圧力差を利用する方法で最も簡単なのは、本体側を大気圧前後にしておいて貯蔵タ ンクのカバーガス圧力を高くして押し上げる方法である。この場合、本体の設置位 置が高いときは、貯蔵タンクの圧力もヘッド差だけ高くなる。そのため、貯蔵タン

クにあまり圧力をかけたくないときは、ポンプを利用して汲み上げるか、本体側を 真空ポンプで排気減圧して吸い上げるかいずれかの方法を採用する。本体のポケッ ト部等にガスを残したくないときは、通常、本体側を真空にして吸い上げる方法が 用いられている。また、本体に充填するナトリウムの不純物濃度を低く抑えたい場 合は、ナトリウム充填時の貯蔵タンク内の温度を低め(約150℃)にすると効果があ る。当試験施設での充填は、ループ内にガス溜まりが残ることを避けるために真空 法で行っている。ループ全体を真空ポンプで1Torr程度に引き、ダンプタンク側の ガスを加圧するとナトリウムがダンプタンクのサイフォン管を通りループ内に吸い 上げられる。ダンプタンクへのガス加圧方式においては、急激な吸い上げによりナ トリウムがガス系まで進入するのを防ぐため、0.005MPaに抑えてループ内の電磁ポ ンプ位置で止め、その後は、電磁ポンプを使用してノミナル液位まで汲み上げてい ることとしている。

ナトリウム充填操作は、ダンプタンクの液面計と本体側の最上位にある膨張タン クの液面計を監視しながら行う。また、この他に、本体各部の温度変化によりナト リウム充填の進行状況を監視することが重要である。このため、ナトリウムの充填 速度は進行状況の監視ができる範囲とする。ナトリウムが予定の液面に達したとき 弁を閉じてナトリウムを本体側に保持するとともに、ただちに本体と貯蔵タンクの カバーガス圧力を同一にして、緊急時にナトリウムをドレンできるようにしておく。

当試験施設でのナトリウムの充填量については、上部プレナムや膨張タンク内の 定点の液位計によってその概略の値を確認している。ナトリウム充填後は、試験計 測系である電磁流量計に関する自由落下方式による校正や熱電対の相対比較方式に よる校正を実施し、さらにコールドトラップによりナトリウムの純化を行う。ナト リウムの純化を行いながら、試験条件の設定を行い試験運転に移行する。

(3) 通常運転操作

ナトリウム充填後、ポンプによる循環、コールドトラップやプラギング計等によ る純度管理および所定温度への温度調整を行う。さらに、緊急ドレン時における貯 蔵タンクへの熱応力を極力小さくするために、通常運転時における貯蔵タンクの温 度を装置本体の温度に極力近づけるように調整する。これにより試験準備操作を完 了し、目的とする試験に入るが、それ以降もドレン系統の配管温度を常時監視し、 万一にもドレン配管の閉塞が生じないように十分注意する。

試験施設の各部は、コールドトラップよりも常に高い温度を維持し、ナトリウム の閉塞を防止する。各部の温度の監視、調整によってコールドスポット部を生じさ せないことも閉塞防止の上で重要である。弁の操作を行うに当たっては、温度変化 時のナトリウムの膨張・収縮による機器への応力負荷を防止するため、ナトリウム のみによる閉じた系統を設けないようにする。また、ナトリウムに接する部位の腐 食を抑制するためコールドトラップやプラギング計等によるナトリウムの純度管理 は継続して実施する必要がある。

ナトリウム試験施設の試験運転では、ナトリウム流量やナトリウム温度を試験条件に設定し、その状態を安定に保つことが要求される。その運転操作はそれぞれの ナトリウム試験施設ごとに定められている運転要領書(マニュアル)に従って行わ れる。急激な熱過渡を繰り返すと配管や機器の構造材に変形・亀裂を発生させ、ナ トリウム漏えいの原因となりうることから、運転にあたって運転員が配慮すべき最 大の留意事項は急激な熱過渡を与えないことである。急激な熱過渡は、温度変化の 値を不適切に設定したり、大きな流量変化を与えたり、または誤操作や機器のトリ ップにより発生する。そのため、プロセス量の変化幅の設定値が適切であることを 確認し、さらに、常に運転状態を監視してプロセス異常の早期発見に努めることが 重要である。

(4) 停止操作

試験施設の通常の運転停止にあたっては、加熱器や冷却器等を停止後循環運転し、 系統内のナトリウム温度を適切な低い温度に均一とする。その後、純度管理しなが ら(コールドトラップは200~300℃程度まで昇温)低流量で装置を待機状態に保ち つつ、系統内とダンプタンクのカバーガス圧力を均一にした後、系統内のナトリウ ム循環を停止させ、ドレン弁を開けてダンプタンクにナトリウムを落下させる。貯 蔵タンクへの熱応力低減の観点から、ドレンするナトリウムと貯蔵タンクとの温度 差は小さくする。系統内のナトリウムがドレンされてから、ドレン系や循環系統に ナトリウム閉塞箇所がないことをガス導通により確認する。ガス導通は、まず、ナ トリウム弁の開閉設定によって系統側からダンプタンクに流れる1系統ずつの流路 を構成し、系統側をダンプタンクより高い圧力に設定する。ドレン弁を1系統ずつ 開け、ダンプタンクのカバーガス圧力が上昇し、系統側カバーガス圧力が下がるこ とにより導通したことを確認する。順次系統を切り換えて、すべてのドレン系統の 導通を確認する。ナトリウムの熱収縮、熱膨張により配管等に損傷を与えないため に、配管内等でナトリウムを凝固、再融解させないようにすることが重要である。 過去に海外の高速炉で配管の両端を閉じた状態で配管内のナトリウムを加熱したた めにナトリウムの熱膨張により配管が破損した例がある。再融解が必要な時には、 開放端から順に融解させていく。

ドレン終了およびガス導通確認後にも系統内管壁に付着したナトリウムが滴下す るので、ドレン後1日程度はすべてのナトリウム弁を全開にして予熱を維持する。予 熱停止後は、温度低下にともないカバーガス体積やナトリウム体積の収縮が起こる ため、系統内およびダンプタンクのカバーガス圧力が低下する。カバーガス圧力低 下に合わせてアルゴンガスを系統内内に補充し、負圧になるのを防ぐ。ガスの補充 は配管・機器およびナトリウム温度が常温になるまで継続する。

(5) 異常時の操作

異常時の操作は試験施設ごとに定められている運転マニュアルに従って行う。

本項では試験施設の運転の継続が困難になるような事象について述べる。なお、 緊急時の措置については9.1.5に記載されている。

(i) 落雷時の操作

落雷等による商用電源の瞬時または短時間の停電時には機器が停止するが、運転 マニュアルに従って復旧させることにより再び運転を継続することができる。一般 の試験施設では、制御設備の電源は無停電電源設備に接続されていることからプラ ントの状態をモニターすることは可能であるが、機器動力電源や予熱ヒータ電源は その一部分のみが非常系電源に接続されている場合が多く、停電が長引くと予熱ヒ ータが停止している箇所でナトリウムの閉塞が発生する恐れが出てくる。プラント 過渡応答試験施設の場合、商用停電の継続が30分を超えたときには全系ドレンを行 うことにしている。

(ii) 地震時の操作

地震発生時には、ナトリウム液位の揺れにより「液位異常」で自動的に機器トリ ップが発生する場合があるが、液位の変動が収まれば再起動し運転を継続すること ができる。震度4の地震の場合は、点検を行い運転を継続するが、現場パトロール の回数を増やしてナトリウム漏えい等の異常の早期発見に努めることとしている。 震度5以上の場合は地震が収まった後に系統内の点検を行い、異常の有無に拘らず ナトリウムをドレンして、その後系統内にガスを加圧して12時間ガス圧力の変動を 観察する。異常な圧力低下が確認されない場合には運転を再開することができる。

(ⅲ) ナトリウム漏えい時の操作

ナトリウムの漏えいは、配管や機器に取り付けられているナトリウム漏えい検知 器、架台や建物天井に設置されている煙感知器の作動による警報の発報や運転員の 現場パトロールによって発見される。漏えい検出器等の警報が発報した場合の漏え いの有無の判断は、現場での目視確認や監視カメラの映像によって行う。漏えいが 確認されたときには緊急ドレンを行い漏えいの拡大防止を図る。緊急ドレンすると ダンプタンクに大きな熱衝撃を与える恐れがある場合には、漏えい箇所のみをドレ ンして漏えいの拡大を防止した上で、その系統を除く系統の循環運転を継続し、系 統内のナトリウム温度を下げてからドレンするなどの対処方法もあり、その状況に より適切なドレン方法を選定することが必要である。

8.1.3 「常陽」の運転

「常陽」の250℃の温態待機状態から原子炉起動、定格運転、定格運転から温態待 機状態での停止までの手順は次のステップで行われる。原子炉起動・停止曲線を図 8.1-2に、原子炉冷却系概念図を図 8.1-3に示す。



図 8.1-2 「常陽」の原子炉起動・停止曲線¹⁾



図 8.1-3 「常陽」原子炉冷却系概念図¹⁾

(1) 通常時運転操作

(i) 運転前準備

「常陽」で定期検査等終了後に原子炉を起動する場合は、起動する前に冷却系の ナトリウムを管理目標値以下まで純化する。純化運転は、コールドトラップ温度の 設定を150℃程度から5℃/日で下げて、プラギング温度が施設の運転管理値である約 130℃を下回るまで継続する。

(ii) 臨界操作

最初にストローク 650mm の 6 体の制御棒全数を 350mm まで引き抜き、ついで制御棒2 体を計算により求められた臨界予想位置まで順次引き抜く。

その後運転員が臨界位置予測カーブを作成しながら他の制御棒 2 体を徐々に引き 抜き、最終的にはその内の1本の制御棒により原子炉を臨界とする。

(iii) 系統昇温操作(核加熱)

原子炉が臨界に到達したのち、核加熱により1次、2次主冷却系のナトリウム温度 を温態待機状態の250℃から350℃まで昇温する。系統昇温操作においては、1次、2 次主冷却系統温度の平均変化率は熱応力を避けるため50℃/h(マニュアルでは20℃/h)以内で行われる。このときの制御棒の引抜き操作は、炉心の中性子束分布が均一 になるようにするために6体の制御棒を均等な位置に保つようにしている。また、 系統昇温中は、制御棒を2mm引き抜き、5分保持の操作を繰り返して反応度を投入す るが、温度のフィードバックにより出力は2~3MW程度に保持される。

(iv) 出力上昇操作

出力上昇操作においても、系統昇温操作と同様に 1 次主冷却系統温度の平均変化 率は 50℃/h(マニュアルでは 20℃/h)以内で行われる。この間、炉心で発生した熱は 2 次主冷却系に設けられた主冷却器により除去され、原子炉入口温度は原子炉出力に 係わらず、主冷却器の通風量を制御することにより 350℃に保たれる。原子炉出力 18MW までは主冷却器のダクトの自然通風により冷却し、18MW 到達後主冷却器を起動 し強制通風冷却を開始する。その後制御棒引抜き操作を再開し、原子炉出力を定格 出力 140MWt まで上昇させる。定格出力が 140MWt の時の原子炉出口温度は 500℃であ る。発電炉のように出口温度を厳密に一定とする必要がないため、冷却系統の流量 は 1 次、2 次主冷却系とも原子炉出力によらず常に定格流量に一定に保たれる。この ため原子炉の出力の変化に伴って原子炉出口ナトリウム温度は変化する。

(v) 定格運転中の操作

原子炉の出力を一定に保持するためには燃料の燃焼による反応度の低下を補償す る必要がある。BWR では再循環ポンプ流量を変え炉内のボイド量を制御することによ り行われているが、高速炉の場合は、制御棒を引き抜くことにより行われる。

「常陽」での出力調整は1日に3回定時刻に手動で制御棒を引抜くことにより実施され、1回当りの制御棒引抜き量は2~3mm程度である。これ以外は制御棒操作の必要は全くなく、非常に安定した運転特性を示している。

原子炉運転中のナトリウムの純度管理は、プラギング温度を1日1回以上測定し、

維持基準(1次系:200℃以下(目標値 150℃)、2次系:225℃以下(目標値 150℃)) に適合していることを確認している。また、原子炉運転中の点検として、保護系作 動設定値およびナトリウム漏えい検出器機能について、運転サイクル中に 1 回以上 維持基準(作動設定値、作動機能等)を満足していることを確認する。

(2) 通常停止操作

(i) 出力降下および停止操作

原子炉出力降下は、制御棒を手動で挿入することにより、原子炉出ロナトリウム 温度降下率 50℃/h(マニュアルでは 20℃/h)以内で行われ、原子炉は停止される。こ の間の原子炉入ロナトリウム温度は 350℃一定に制御される。出力降下途中主冷却器 の送風機は停止され、強制通風冷却から自然通風冷却に切換えられる。

(ii) 系統降温操作

通常原子炉停止操作を行ったのち、主冷却系系統のナトリウム温度を350℃から燃料 交換時のプラント状態である250℃まで降温する。250℃に降下した後は、主冷却系に よる原子炉の崩壊熱除去運転となる。

系統降温は2次主冷却器の自然通風量の制御により降温率50℃/h(マニュアルでは 20℃/h)で行われる。

(3) 異常時の運転操作

原子炉施設に万一異常および事故が発生した場合、運転員はプラントの状態を的 確に把握し、必要と判断した場合には迅速かつ安全にプラントを停止し、最悪の場 合においても、公衆を放射線被ばくの影響から防護しなければならない。

「常陽」では、原子炉保護系の動作および原子炉施設各系統で想定される異常事 象など、プラントに異常が発生した場合の対応操作手順として、起因事象別に「異 常時運転マニュアル(EOP)」が整備されている。以下に主要な事故に対する運転 操作の概要を示す。

(i) 原子炉緊急停止装置作動時の運転操作

原子炉の緊急停止装置が作動(スクラム)した場合、原子炉が正常に停止された こと、および崩壊熱除去系が正常に作動していること、さらにインターロック等が 正常に作動していることを確認するとともに、熱衝撃緩和のための操作を行う。

原子炉の緊急停止装置が作動すべき事態が発生したと判断されるにも係わらず緊 急停止装置が作動しない場合は、直ちに手動スクラムにより原子炉を停止させる。

(ii) ナトリウム漏えい時の運転操作

ナトリウム漏えい時には直ちに原子炉を停止し、崩壊熱除去系の確保を優先させ るとともに、漏えいナトリウム量を低減する措置をとる。 JNC TN9410 2005-011

(a) 1次主冷却系ナトリウム漏えい時

1次主冷却系配管が破損してナトリウムが流出する事故が発生すると、炉心冷却 能力の低下をきたし、燃料の破損や融解など、原子炉に悪影響を及ぼす可能性があ る。

1次主冷却系の内管破損によってナトリウム漏えい事故が発生しても、1次主冷 却系配管は2重管になっており炉心の冷却は確保される。原子炉容器およびオーバ フロータンク液位計の有意な液位変化を確認した場合は、手動により原子炉を停止 する。また、2重管部に設置されている複数個の漏えい検出器が作動した場合は、 ポンプ吐出圧によるナトリウム漏えい量を低減させるために、1次主循環ポンプを トリップさせ、ポニーモータによる崩壊熱除去運転に移行するとともに、原子炉は スクラムにより自動停止する。

(b) 2次主冷却系ナトリウム漏えい時

2次主冷却系配管が破損しナトリウム漏えい事故が発生すると、2次系の冷却能 力が低下し、中間熱交換器を介して原子炉入口温度が上昇するため燃料の破損や融 解等原子炉に悪影響を及ぼす可能性がある。また、空気雰囲気の主冷却機建家内で 漏えいした場合には、ナトリウム火災を起こす可能性がある。

2次主冷却系配管に設置された漏えい検出器が作動し、現場確認などの結果から ナトリウム漏えいと判断した場合は、漏えいループへのナトリウムの汲み上げを停止し、手動により原子炉を停止する。また、漏えいループを緊急にドレンする。

漏えい量が主系統への汲み上げ量を超える場合には、2次主循環ポンプがトリッ プし原子炉はスクラムにより自動停止する。2次主冷却系は完全に独立した2ルー プで構成されているため、例え1ループが完全に熱除去不能となっても健全ループ による熱除去が可能である。

主冷却機建家内でナトリウム漏えいが発生した場合には、ナトリウム燃焼の拡大 とナトリウムエアロゾルの拡散を防止するため、空調換気の停止および当該室扉の 閉鎖などの措置を行う。

(4) 「常陽」での運転訓練²⁾

「常陽」の運転の初期においては、運転員の訓練は実務による教育訓練(0JT)と 国内外の原子炉や訓練施設における各種研修参加を主体としたものであった。その 後、Mk-II炉心での本格的な照射運転に備えて、運転訓練の高度化を図るべく、フ ルスコープタイプの運転訓練シミュレータ(FOSTER)を導入して訓練を開始した。 本シミュレータは、中央制御室の主要な制御盤面を忠実に模擬した「模擬制御盤」 と、原子炉プラントの動特性計算を行う「ダイナミック計算機」およびシーケンス インターロック制御動作を演算模擬する「ロジック計算機」からなる計算機システ ム、およびシミュレータシステムの操作と管理を行う「インストラクションコンソ ール」から構成されている。シミュレータ訓練は、原子炉の臨界近接や出力上昇等 の操作を対象とした「通常運転操作訓練」と異常事象発生時における措置訓練を対 象とした「異常運転操作訓練」からなる。運転員は、これらの操作訓練を、運転直 グループ単位で行う「ファミリー訓練」と、各グループから1名づつ選抜して構成 する小集団で行う「小集団訓練」を月1回必須で実施している。そのほか、直ごと に1回以上の自主訓練を実施している。

(5) 「常陽」での運転経験^{2)、3)}

「常陽」の第1の目的は、自主技術によって建設し、設計・建設・運転によって得 られる技術的な経験を原型炉「もんじゅ」の設計・建設・運転に反映することであ り、第2の目的は、高速炉の開発に必要な燃料・材料の照射試験および新型の機器 の開発試験を実施することである。以下、「常陽」の経験・実績等について示す。

(i) 開発の経緯²⁾

「常陽」は昭和45年3月に着工し、昭和52年の4月に初臨界を達成し、熱出力50MW、75MW での増殖炉心(Mk-I)としての運転が行われた。Mk-I運転の終了後、照射試験を効率的に実施するために、昭和57年1月から中性子東レベルを約1.8倍に高めた照射用炉心(Mk-II)への移行作業を開始し、臨界の達成(昭和57年11月)、定格の達成(昭和58年3月)を経て、熱出力100MWt での照射運転を開始した。昭和58年には「常陽」の使用済燃料から回収したプルトニウムを再び新しい燃料として炉心に装荷して、高速炉による燃料サイクルの輪を形成することに成功した。昭和59年度には5サイクルの運転で年間稼働率61%を実現した。平成9年9月に累積運転時間約6万1千時間、積算熱出力約50億6千万 kWhを達成し、Mk-II 炉心としての運転を終了した。

この間、燃料の破損は1本もなく全て健全であった。また、各種の試験を実施し て増殖性能の確認等の実験炉としての役割を果たした後、燃料・材料の照射炉とし て活用された。

高速炉の実用化のために高性能燃料の開発が重要な課題であり、多種多様な照射 試験を効率的に実施することが要求され、これに答えるために「常陽」では平成 12 年

から炉心の中性子束をより高くし、照 射時間を増大させる等を目指して炉心 の変更、原子炉冷却系設備および計測 制御設備の改造をする高度化計画(Mk-Ⅲ計画)が進められた。この改造工事は 平成14年に完了し、系統の機能を確認 した後、平成15年7月に臨界を達成し て同年11月に完成した。平成17年1 月1日現在の「常陽」の運転実績を表 8.1-1に示す。

表 8.1-1「常陽」の運転実績

(平成17年1月1日現在)

累積原子炉運転時間	65,617 時間			
積算熱出力	55.7 億 kWh			
原子炉起動回数	566 回			
定期検査回数	13 回			

JNC TN9410 2005-011

(ii) 「常陽」を用いた高速炉技術開発²⁾

「常陽」においては Mk-I 炉心の初臨界以来、高速炉の炉心、プラント特性の把握や 後続炉の設計、建設、運転のための研究開発が実施された。

性能試験として、ステンレス鋼反射体付小型照射試験装置としての核熱流力特性 が評価された。さらに、その後の運転サイクルにおいて、炉心およびプラント特性 の把握とそれらの燃焼度依存性等の評価が進められた。

実施された高速炉要素技術の高度化研究の主な項目を表 8.1-2 に示す。「もんじゅ」 やその後の高速炉の開発に有効に活用される成果が得られている。

	「常陽」を通して「もんじゅ」	「もんじゅ」に直接反映する	+ 通勤, 其般的は海の項目		
	に寄与する項目	項目	共通的・基盤的技術の項目		
(1) プラント	①運転要領・保守要領など	①建設・運転の経験	①運転・保守訓練システム		
	②運転訓練シミュレーター	②総合機能試験・性能試験の	②アルファベット計画(腐食		
	③運転支援システム(含	方法	生成物に着目した被ばく		
	JOYDAS)	③各種指針・基準など	低減化)		
•	④ 保 守 支 援 シ ス テ ム (含	④PRA 用信頼性データの整備	③冷却材ナトリウムの純度		
般	FREEDOM)	(CREDO)	管理技術		
	⑤保守基準の確立	⑤自然循環評価技術	④運転・保守技術の体系化		
	①ポンプ熱変位低減技術(ガ	①メカニカルスナバ潤滑耐	①配管放熱量評価技術		
	ス・アニュラス部対流防	久性	②低コバルト材の照射		
	止)	②原子炉容器材サーベイラ	③クロモリ鋼主配管、機器の		
(2)	②ナトリウム蒸着挙動の解	ンス予備照射	評価		
機器	明		④腐食生成物トラップ		
・ シ	③小型大容量コールド・トラ		⑤セシウムトラップ		
ステ	ップ		⑥ナトリウム洗浄技術		
Å	④回転機器異常監視技術				
	⑤二重管アニュラス検査ロ				
	ボット				
	⑥材料サーベイランス技術				
	①プラント安定性評価技術	①Kr 吸着床の吸着特性	①燃料出口温度測定技術		
(3)	②カバーガス・ガンマ線監視	②燃料出口流速計	②流量計の供用中較正技術		
計測・制御	装置		③熱電対の経年特性		
	③自動プラギング計		④ASTRO 計画 (光伝送系)		
	④配管熱変位測定技術				
	⑤高精度液面計				

表 8.1-2 「常陽」における高速炉要素技術の高度化研究²⁾

プラント管理の観点から、 サイクルごとに運転特性試験を実施して安全で安全な 運転が行なわれてきた。運転特性試験としては炉心特 性試験とプラント特性試験 に大別される。

プラント特性試験は構造 健全性の確認、運転制御の 最適化の達成を目的に実施 しているが、表 8.1-3 にその 実施項目と試験の内容を示 す。

高速炉において、冷却系 全ての動的機器の機能が喪 失した場合でも、1次系、 2次系の自然循環により原 子炉停止後の崩壊熱等の除 表 8.1-3 プラント特性試験の一覧 2)

	項	B	•	試	験	内	容	
起动前試験	ベーン・ 度特性語	・ダンバ開 試験	冷却材温度 温度調節調 及び入口タ プ領域の第	観制御桐 汁の制行 「ンパの 「出等を	農能の 卸信号)動作 :行う	>維持 きに対 確認す	のため するフ ⊉びに:	か、冷却材 \ロベーン オーバラッ
	流速計料	针生試験	炉心上部1 速計の特性	こ設置。 ま及び結	されて E時変	:いる 化を研	渦電が 食認す	を式温度流 る。
	系統正批]测定	 1次主循環 (系統圧損 制線条件を 	∦ポン)の関 ∰混し	ブが泳 係かり ってい	を置と ら設け ること	ポンご けられ 1 とを確認	が十出揚程 ている運転 認する。
	集合体出 校正試験	出口温度計 象	集合体出口 求め、健全	コ温度 2 2 性を確	監視角 [認す	熱電 る。	対の症	測定誤差を
運 転 中 試 験	熱出力較	文.TE	出力上昇 段階におい 計装設備の	寺の低E いて熟E)校正を	出力カ 出力を :行う	⊪ら定 c 求め 。	格出 / 、出 /	りまでの各 り系中性子
	ステッフ	「応答試験	原子炉に ときのプラ 原子炉の自	ステッ: ラント 目己制御	ブ状の 前特性 时生を	>反応 まを把 確認。	:度変付 !握す ? する。	ヒを与えた るとともに
	M系列詞	t 豉	冷却材温度 数の範囲 最適な応答	を制御3 を明確し そを示す	限がま こし、 「制御」	そ 定 た 却 定数 を	動作で 材温周 を求め	たる制御定 度制御系が る。
	安定性設	北 験	主冷却器出 トが安定に	B口Na 運転で	温度の きる	り外乱 ことを	.に対し を確認	してプラン する。

去が可能となっている。この機能の確認の目的で「常陽」において1 MWt 定常試験、 30MWt、75MWt、100MWt 過渡試験が実施された。その代表的な試験結果(試験Ⅱ -E)を図 8.1-4 に示す。いずれのケースにおいても、温度的に最も厳しい中心燃料集

原子炉容器につ いて、構成する部位



8.1-18
の中から①液面近傍部、②1次ナトリウム入口および出口ノズル、③コアサポート、 ④耐震触れ止め、⑤オーバーフロー汲み上げノズルの6か所を選定して、熱過渡事 象の実績回数と今後の想定回数から熱過渡条件の設定を行い、汎用非線形構造解析 コード(FINAS)を用いて解析評価を実施した。その結果、全ての部位において設計 における制限値を十分に下回っており、構造健全性を確認することができた。

純度管理の一環として、各不純物濃度が管理目標以下に維持されていることを確認するために、冷却材ナトリウムの充填以来、ナトリウムおよびカバーガスを定期的にサンプリングして不純物測定を実施するとともに分析精度向上のための分析法の改良を行ってきた。昭和52年の初臨界以後の1次系ナトリウム中の酸素および水素濃度の推移は、図8.1-5に示すようにそれぞれ2~3ppm、0.1~0.2ppmの範囲にあり大きな変化は見られなかった。ただ、一時的に最大7ppm程度の酸素の上昇が観測されており、この原因として燃料交換で新燃料表面に付着した酸素が冷却系内に持ち込まれたことや、分析試料のサンプリング時における不純物の偏析等が考えられている。

1次系のコールドトラップでは、トラップ下部のメッシュ流入部に閉塞傾向が現れ、 プラギング温度が徐々に上昇したため、新型のコールドトラップを開発して1次純 化系に設置した。(4.2.3参照)

高速炉プラントの補修時の主要な放射線源は、炉心材料のナトリウム腐食により 発生し冷却系に移行・蓄積する放射性腐食性生物(CP)である。CP線源の低減対策 を効果的に進めるために実プラント規模でのCP挙動の現象解明を行い、評価手法を 整備すること

が重要である。 この目的で昭 和 57 年の第 3 回定期検査 (Mk- Ⅱ 終 了 時)から平成7 年の第 11 回定 期検査まで計9 回実施し、1次 主冷却系主配 管壁の CP 付着 分布と、主中間 熱交換器、主循 環ポンプなど の1次主冷却 系器機·配管周 りの線量当量



8.1 - 19

率分布を測定した。この結果、冷却系管壁に付着して被ばく線源となるのは⁵⁴Mn と ⁶⁰Co であり、⁵⁴Mn は ⁶⁰Co の約 20 倍に達すること、⁶⁰Co はほとんどが炉心部に留まり、 冷却系への移行量は少ないことがわかった²⁾。

8.1.4 「もんじゅ」の運転^{5),6)、7)、8)、9)}

「もんじゅ」の各運転状態における各設備の運転状態を表 8.1-4 に、各運転状態の間の関連を図 8.1-6 の運転サイクル図に示す。



図 8.1-6 「もんじゅ」の運転サイクル図⁸⁾

各運転状態の詳細は表 8.1-4 に示されているが、プラントの状況は以下の通りである。

- 低温停止:プラントは出力運転または燃料交換に備えて停止している。ナトリウム系は約 200℃、最小流量で循環しており、水系は停止している。
- 通水待機:プラントは出力運転または低温停止に備えて待機している。ナトリウム系は約200℃、最小流量で循環しており、水系は最小流量で循環している。
- プラント出力運転:プラントは40%以上の出力で運転している。
- 燃料交換:使用済燃料を新燃料に交換し次の運転に備える。
- メンテナンス:プラントのメンテナンスに対応して、1または2ループの主冷却 系とメンテナンス冷却系により運転している。
- 異常時崩壊熱除去:プラントの出力運転中にトラブルや事故発生した時、崩壊熱 を除去しながら通水待機を経ないで直接低温停止の状態に移行する。

通常起動はメンテナンスまたは燃料交換後、プラントの運転状態を低温停止とし た状態で行う。運転状態は、低温停止→通水待機→プラント出力運転へ推移し、100% 出力に達する。

プラントの通常停止は、プラント出力運転→通水待機→低温停止へと移行し、そ の後メンテナンスまたは燃料交換状態とする。

以下、ナトリウム系を主体に運転の概要を示す。

補助冷却設備		·Na側は定格流量 ·空気冷却器は運転状態 (崩壞熱除去運転)	·Na側は微小流量 ·空気冷却器は停止状態 (崩痿熱除去系待機)	·Na側は微小流量 ·空気冷却器は停止状態 (崩痿熱除去系待機)	·Na側は定格流量 ·空気冷却器は運転状態 (崩痿熱除去運転)	・Na側は定格流量 ・空気冷却器は運転状態 (崩壊熱除去運転) ・パテナノストーデはドレ状態	
水・蒸気・タービン 発電機設備		・木蒸気系はドレン して窒素ガス 封入	・蒸発器は水単相 運転 ・補助ボイラ熱源 により給水加熱 ・給水流量約10% ・給水温度約195℃	・給水減量 約41%~100% ・タービン発電機 田力5%~100%	・木蒸気はドレン して窒素ガス封入	· 木蒸気はドレン して窒素ガス封入	
2次沿却采	補助系統	・オーバフロー系 約10t/b流量 ・純化系 約10t/b流量	· オーバ フロー系 約10t/ħ流量 ·純化系 約10t/ħ流量	·才// ファ系 約101/加流量 ·純化系 約101/加流量	· オーバフロー系 約100/b流量 ·純化系 約100/b流量	・オーパ フォー系 約101/加流量 ・純化系 約101/加流量 ・パテオンスホープ は停止状態	
	主系統	・ボニーモーク運転約7%流量	·主+小運転 約39%流量	·主+小運転 約39%~100%	·*' =-t-ウ運転 約7%流量	# ==+=>運転 約7%流量 - 約7+1236=7 はドレン状態	
「加泉	補助系統	・オーレ゙ファーー※ 約50t/b流量 ・純化※ 約10t/b流量	· ナーパファー系 約501/ħ流量 ·純化系 約101/ħ流量	· t ^{- n°} 7 ^{p- 系} 約501/1流量 · 純化系 約101/1流量	· t - n [*] 7 m - 系 約501/h流量 · 純化系 約101/h流量	· t ^{-n, 7} =-系 (停止) · 純化系(停止)	
1次沿	课送王	・* ニーモー)運転 約10%流量	·主七·/運転 約49%流量	・主モウ運転 約49%~100%	・ポニーモーク運転 約10%流量	ポニーモーク運転 約10%流量 ・パナナンホープ は停止状態	
原子炉	CRD運用	·制御棒全数 挿入	·制鋼棒全数 挿入	俴備竡楟 試金引褥 揻譝整棒試引 祾戭醿整棒试引 拔状癒 袜沃愈	・制御棒全数 挿入 ・CRD駆動部は 上端位置	·制鋼棒全数 挿入 ·CRD駆動部は 上端位置	
	出力	·崩藤熱発生 ・冷却材温度 180℃以上	崩壊熱発生 ・冷却材温度 180℃以上	·原子炉出力 約45%~100%	·崩壞熱発生 燃交作業中 ·冷却材温度 180°C以上	崩壊熱発生 冷却材温度 180℃以上	
		低温停止	通水待機	プラント 田力運転	燃料交换	メンテナ ンス	

表8.1-4 各運転状態における各設備の運転状態

JNC TN9410 2005-011

(1) 通常運転操作

図 8.1-7 に「もんじゅ」プラント計画起動曲線を示す。

(i) メンテナンス終了後の1次系純化運転

「もんじゅ」のメンテナンス終了後の1次系純化運転は以下の2ステップに分けて 行う。

- 主に1次系コールドトラップ予熱時に溶出した不純物を除去するため、原子炉容器への汲み上げ運転を行わず、1次オーバフロータンクと1次純化系の循環ループで純化運転を行う。
- ② 1次オーバフロータンク内純化運転完了後、燃料交換やメンテナンス時に1次系内に混入した不純物を除去するため、原子炉容器からオーバフローしたナトリウムは1次オーバフロータンクを介して純化運転を行う。

(ii) 低温停止時のプラント状態

メンテナンスの終了時に、1次主循環ポンプは、運転開始前に手回しでトルクを 測定して偏芯によるかじりのないこと、ターニング装置によりポンプロータを約 5rpm の低速で定速連続回転を行うことによる循環ポンプロータの変形矯正がなされ ていている。

低温停止時の原子炉の状態は、制御棒が全数挿入位置にあり、原子炉容器ナトリウム液位は1次ナトリウムオーバフロー系の連続汲み上げ運転により通常液位にある。

2次主冷却系設備は、2次主循環ポンプのポニーモータ運転により補助冷却設備側 に約6%、蒸気発生器側には蒸気発生器入口止め弁バイパス弁を通して約1%の流量 を確保している。補助冷却設備は空気冷却器出口ナトリウム温度を制御しつつ崩壊 熱除去運転を続けている。

1次、2次ナトリウム純化系はともに流量約 10t/h で連続純化運転を続けている。 図 8.1-8 に 1次ナトリウムオーバフロー系および 1次ナトリウム純化系の低温停止時 の運転状態を示す。



図 8.1-7 「もんじゅ」プラント起動曲線 5)



図 8.1-8 1次ナトリウムオーバフロー系および純化系の低温停止時運転状態

(iii) 通水待機時のプラント状態

1次、2次主冷却系設備は主循環ポンプにより各々約49%、約39%流量で運転されており、ポンプの回転数はプラント出力約40%運転までは不変である。原子炉は、低温停止と同様未臨界状態である。

水・蒸気系は、補助蒸気による加熱で給水温度約 195℃で運転している。給水流量 は、給水調節弁により約 10%に制御する。また、蒸発器運転圧力は、気水分離器ド レン弁により約 127kg/cm²G に制御する。

(iv) 原子炉起動、出力上昇操作

運転モードスイッチを停止モードから起動モードに切換える。

通水待機状態より原子炉を低出力レベルの臨界とし、原子炉出力上昇運転を開始 する。このとき、原子炉容器出口ナトリウム温度が約15℃/hの昇温率となるように 留意する。出力上昇は、後備炉停止棒引抜完了後、調整棒引抜により行う。

原子炉容器の自由液面近傍部において、軸方向に温度勾配を生じ、それにより液 面近傍に応力が発生する。この応力が過度にならないように、原子炉容器内に通常 液位とは別の液位を有するバケット構造を設け、更にこの液位を変化させることで 液面近傍部の軸方向温度勾配の緩和を図る設計としている。そのため、原子炉出力 約 38%保持の期間中に、1 次オーバフロー系補助オーバフローライン止め弁を全開 とすることにより原子炉容器バケット内液位を高液位から低液位に切替える(図 8.1-9)。(4.2.1参照)。

8.1 - 24

(v) プラント出力運転操作

原子炉出力を、調整棒の引抜きにより 約 15℃/h 以下の昇温率で上昇させると ともに、発電機出力を約 0.4%/min の割 合で約40%まで手動で上昇させる。発電 炉である「もんじゅ」では、タービンへ の蒸気条件を一定とする必要があること から、原子炉出口ナトリウム温度を一定 に制御する。このため、1 次主冷却系は 原子炉出力 40%までは約 49%で運転さ れ、その後は出力に応じて流量を増加さ せていく。発電機出力が40%になった時 点でプラント制御系を自動に切換え、出 力目標値を100%に設定することにより、 出力指令装置からの信号に従い、0.4% /minの上昇率で出力上昇し、84%に達す るとインターロックにより出力上昇が一 時停止するので、初期化モードか通常出 力上昇かを確認し、通常出力上昇の場合 は、0.4%/minの割合で再上昇させ100% 出力に至る。図 8.1-10 に 100%出力のプ



図 8.1-9 バケット構造による軸方向温 度勾配の緩和のための運転



図 8.1-10 100%出力運転状態⁸⁾

ラント状態を示す。

1次および2次系ナトリウムの純度は、酸素濃度換算で1次系で3ppm以下、2次系で 10ppm以下の管理目標値内にあることを1日1回確認する。また、原子炉運転中は定期 的に原子炉保護系、工学的安全施設等の機能確認を行う。

(iv) 停止操作

図 8.1-11 にプラント計画停止曲線を示す。

発電機出力 100%から約 40%出力までの出力降下運転は、プラント制御系の出力 指令装置からの設定信号に従い約 2%/minの降下率で行う。

発電機出力が約40%(原子炉出力約45%)からの出力降下は、手動で調整棒を再 挿入して行う。原子炉容器出口ナトリウム温度の降温率が約15℃/hとなるように出 力降下を行い、プラントを通水待機状態とする。運転モードスイッチを起動モード から停止モードに切り換える。

通水待機状態から補助冷却設備を起動し、1次主冷却系循環ポンプ、2次主冷却系 循環ポンプは主モータからポニーモータ運転に切り換え、プラントは低温停止状態 に至る。



図 8.1-11 プラント計画停止曲線 5)

JNC TN9410 2005-011

(2) 燃料交換操作

燃料取扱設備は、もんじゅの基本運転計画にのっとった原子炉運転に必要な燃料 の取扱(新燃料の搬入・貯蔵、燃料交換、使用済燃料の貯蔵・処理など)を原子炉 モードが「メンテナンス」時を除いて通年行う。

燃料取扱設備は、燃料交換設備、燃料出入設備、炉外燃料貯蔵設備、燃料洗浄設 備、燃料缶詰設備、水中燃料貯蔵設備など多くの設備からなるため、集中監視及び 制御を燃取系主制御監視盤から行い、定常的に繰り返して行う燃料取扱操作は効率 的に作業を進めるため自動化を図っている。そのシステムおよび構成機器について は4.1.7 および4.2.4 に記載されている。

図 8.1-12 に燃料交換手順および燃料処理貯蔵手順を示す。



図 8.1-12 燃料交換手順および燃料処理貯蔵手順

(i) 炉心構成要素の交換(燃料交換)

燃料交換は5バッチ分散方式を採用し、炉心の1/5を約6ヶ月に1回の頻度で実施する。原子炉を停止後、燃料交換装置及び炉内中継装置を原子炉上部に設置した 上で炉心から使用済燃料を取り出し、炉心へ新燃料を装荷する。

燃料交換は原子炉内の使用済炉心構成要素と炉外燃料貯蔵槽に貯蔵されている新 炉心構成要素とを、燃料交換装置、炉内中継装置及び燃料出入設備を用いて1体ず つ(10体/日)交換する。 (ii) 炉心構成要素の処理貯蔵(燃料処理貯蔵)

炉心構成要素の処理貯蔵では、原子炉運転モードが「燃料交換・メンテナンス」 以外の原子炉運転中に

- 燃料交換で原子炉から取り出された使用済燃料の洗浄・缶詰処理
- ② 炉外燃料貯蔵槽への新燃料移送
- ③ 新燃料搬入及び使用済燃料搬出

の一連の燃料取扱作業が行われる。

使用済燃料は、炉外燃料貯蔵槽内で崩壊熱が十分低くなるまで貯蔵された後に、 燃料洗浄設備、燃料缶詰設備、水中台車を経由して燃料池へ移送される。炉外燃料 貯蔵槽から取り出された使用済燃料は、その表面にナトリウムが付着しており、そ のまま水中に入れた場合、ナトリウムと水が急速に化学反応を起す。そのため、ナ トリウムを除去した後に移送する。また、燃料池での貯蔵期間中に万一燃料が破損 した場合でも、直接放射性物質が放出しないように使用済燃料を缶詰缶に入れて貯 蔵ラックに入れる。

洗浄の対象となる使用済燃料は、燃料出入設備により燃料洗浄設備に装荷される。 使用済燃料に付着したナトリウムは、燃料洗浄設備のアルゴンガス循環系により不 活性ガスを循環させて冷却しながら除々に水蒸気を注入して洗浄、除去する。反応 が修了した後、水循環仕上げ洗浄を行う。その後、燃料出入設備を用いて洗浄済の 使用済燃料を缶詰缶に挿入し、ボルト締め装置により缶蓋をボルト締めにて取り付 ける。

1日当たり使用済燃料2体の洗浄・缶詰処理と、新燃料2体の炉外燃料貯蔵槽への 移送が行われる。

(3) メンテナンス操作

メンテナンス時においては、原子炉のナトリウム温度が 200℃になるように補助冷 却設備により崩壊熱除去運転を行う。常に主冷却系(3 ループ)およびメンテナンス 冷却系(1 ループ)の内 2 ループ以上の組合せにより運転する。

主冷却系のメンテナンスは、A・C ループ(A・C メンテナンス)、B ループ・メンテ ナンス冷却系(B・M メンテナンス)の2つのパターンを基本とする。

1次主冷却系メンテナンス時には、メンテナンス対象ループ直下に配置されるタン クを空とするように、ナトリウムドレンおよびタンク間ナトリウム移送を行うとと もに、窒素雰囲気から空気雰囲気への置換を行う。

以下に1次主冷却系および2次主冷却系のナトリウム充填・ドレン操作の概要を 記す。

- (i) 1次主冷却系ナトリウム充填・ドレン操作
- (a) ナトリウムドレンの方法

冷却系統のドレンを行なうにあたっては、崩壊熱の除去に係る系統が2系統以上

動作可能であることを確認する必要がある。ドレンは原則としてサイフォン効果併 用による重力落下法によって行う。メンテナンスの対象となる1次主冷却系1ルー プの直下のダンプタンクには、そのタンクからの放射線による雰囲気放射線レベル の上昇を避けるため、ナトリウムのドレンはしない。

(b) ナトリウム充填の方法

ノーマルレベル(NsL)までの充填は、1次ナトリウムオーバフロー系電磁ポンプに よるか、もしくは当該タンクをアルゴンガス加圧するかのいずれかによって行う。

中間熱交換器上部等の NsL 以上への充填は、原則として真空引きによって行い、 1次系ガス抜きポット内の液面計によって充填完了を確認する。

(c) ナトリウム温度と受入れ機器、配管との温度差の制御

「もんじゅ」の大型機器の予熱には、「変化率制御」が用いられている。本制御 は昇温時、機器・配管等にヒータブロック間温度差が低減するように、与えられた 温度変化率にしたがって温度制御を行うものである。降温時には適用しない。1次、 2次主冷却系について同様である。

主系統ナトリウムの充填・ドレンにあたって、ナトリウム温度とナトリウム受入 れ先の機器および配管の予熱温度との差が 60℃以内となるように留意する。

(d) ベント弁とドレン弁のフリーズシール

メンテナンス時を除く通常運転時においては、1次主冷却系のガス抜きラインとド レンラインの止め弁を不用意に開くことのないように(前者はガス巻き込み防止の ため、後者はシートリークによる液位低下防止のため)ロック閉止するとともにフ リーズシールする。

(ii) 2次系ナトリウム充填・ドレン操作

(a) ナトリウムドレンの方法

ガス圧平衡自由落下方式により実施する。本系統のダンプタンクおよびオーバフ ロータンクのカバーガス圧力(0.098MPa)と 2 次主冷却系の他のカバーガス圧力とを 平衡させる方法であり、通常ドレンとホットドレンとがある。

① 通常ドレン

系統の予熱温度と同じナトリウム温度(200℃)で行うドレンである。

② ホットドレン

ホットドレンはナトリウム-水反応事故時に、系統の予熱温度より高いナトリウム温度で行うドレンであり、事故の発生した部分の部分ドレンを原則とする。 (b) ナトリウム充填の方法

ナトリウム充填は真空・加圧充填および電磁ポンプによる汲上げ充填を併用する。 ノーマルレベル(NL)以上に位置する補助冷却設備空気冷却器、2次主冷却系蒸気発生 器ナトリウム分配母管へのナトリウム充填完了の確認は、2次系ガス抜きポット内の 液面計によって行う。

(c) ベント弁とドレン弁のフリーズシール

メンテナンス時を除く通常運転時においては、1次主冷却系と同様、2次主冷却系 のガス抜きラインとドレンラインの止め弁を不用意に開くことのないように、ロッ ク閉止されるのに加えフリーズシールされる。

(4) 異常時対応操作⁷⁾

「もんじゅ」では、想定される事故および運転中の異常な過渡変化(以下「事故」 という。)について、原子炉を安全に低温停止状態にするための運転操作手順を「異 常時運転手順書」にまとめている。

(i) 原子炉トリップ・タービントリップ

事故により、安全保護系の原子炉トリップ設定値(タービントリップ信号含む) に至ると、自動的に原子炉トリップ動作がされ、制御棒挿入と補助冷却設備による 崩壊熱除去運転が自動的に開始される。

原子炉トリップ設定値に至っているにもかかわらずトリップ動作しない場合には、 原子炉の安全、公衆被ばく低減などの事故拡大防止処置の観点から原子炉を手動で トリップさせる。

(ii) 1次系ナトリウム漏えい事故(大漏えい)

1次主冷却系としては原子炉ナトリウムバウンダリの配管等が破損し、「原子炉容器ナトリウム液位低」信号が発生した場合、原子炉は自動トリップする。漏えいループの循環ポンプは停止されるが、他のループの循環ポンプはポニーモータにより低速運転され、原子炉の崩壊熱除去が行われる。

原子炉容器のナトリウム液位は通常液位より低下するが、ガードベッセルが設置 されているため、最終的な液位はエマージェンシー・レベル以上に維持され、炉心 の冷却が可能である。

さらに、ナトリウム漏えい量が多い場合、「原子炉容器ナトリウム液位低低」、「ガ ードベッセル内漏えいナトリウム液位高」、「原子炉格納容器床下雰囲気温度高」信 号により原子炉は自動トリップするとともに、格納容器は自動的に隔離される。

(iii) 2次ナトリウム漏えい事故(大漏えい)

2 次主冷却系配管が破損し、「EV 液位低」信号が発生した場合、原子炉は自動ト リップする。これに伴い、漏えいループの循環ポンプは停止されるが、他のループ の循環ポンプはポニーモータにより低速運転され、原子炉の崩壊熱除去が行われる。

漏えいしたナトリウムに対しては、ライナ、燃焼抑制板等により燃焼が抑制され、 部屋の内圧およびライナ等の温度は過度に上昇することはない。

現在、2次系ナトリウム漏えい対策工事が進められており、設備改造に伴う「異常時運転手順書」の見直しを実施している。

JNC TN9410 2005-011

(iv) 蒸気発生器伝熱管破損事故

蒸気発生器の伝熱管が破損してナトリウム・水反応による顕著な圧力上昇が生じ ると、圧力開放板の動作により 2 次主冷却系内の圧力上昇は抑制されるとともに、 蒸気発生器は隔離されて内部保有水・蒸気のブロー等が自動で行われ、ナトリウム・ 水反応は速やかに停止される。また、原子炉は自動トリップし、補助冷却設備(伝 熱管破損が起こったループ以外の2系統)による崩壊熱除去運転に移行する。

(5) 「もんじゅ」の主要な運転経験^{10)、11)}

(i) 総合機能試験

「もんじゅ」は平成3年5月に機器据付けを完了して総合機能試験を開始し、平成4 年12月の格納容器漏えい率試験をもって終了した。

総合機能試験の手順は、ナトリウムが系統に入る前に常温空気中で燃料取扱設備 や制御棒駆動機構の機能確認を行う「常温空気中試験」、系統にナトリウムを注入 するために系統中の空気をアルゴンガスに入れ替えて予熱・昇温を行う「アルゴン ガス中試験」、そして冷却材であるナトリウムを系統に注入した後に冷却系統、制 御系統、燃料取扱設備等の機能試験を行う「ナトリウム中試験」の三つのフェーズ で行われた。

総合機能試験では設計性能、運転性能の確認、さらに研究開発のためのデータ取 得を目的とするもの等、125の試験を実施し、これを細分化した試験項目は約300項 目、このうち高速炉特有の試験項目は約240項目であった。以下にナトリウム系統の 試験の主要な結果を記載する。

(a) 予熱試験

ナトリウムの充填に先立ち、原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系等の系統内 の雰囲気を空気からアルゴンガスに置換し、電気ヒータにより目標温度である200℃ まで昇温を行う予熱試験が実施された。

原子炉容器などの大型機器は、予熱温度制御設定をステップ状に上げていき、内 部温度に過大な温度差がつかないよう徐々に昇温を行い、温度差の制限値を満足し つつ、予定した期間内に予熱を完了した。

また、配管等の予備昇温試験では、対流効果や保温不足による昇温不足が発生し たが、対流防止板の設置およびヒータ容量、保温の増強等の対策を施した。2次主冷 却系の予備昇温度おいて、熱膨張による原子炉格納容器貫通部近傍での配管変位挙動が 設計予測と異なり逆方向へ移動していることが確認された。原因調査の結果、原子炉格 納容器貫通部に使用されていたベローズ継手のバネ定数が設計値の約3倍と硬くなって いたためと判明した。適切な継ぎ手と交換することにより対応し、その後の試験時にお いては、設計通りの変位量・方向に変位していることを確認した¹²⁾。

(b) ナトリウム受け入れ

「もんじゅ」で使用する約1,700トンのナトリウムは、常温空気中試験およびアル ゴンガス中試験と並行してサイトに受け入れられた。ナトリウムは国際入札の結果、 フランスから購入されたが、フランスの工場においてタンクコンテナに入れられて 冷却固化された状態で海上輸送され、神戸港に陸揚げされた。「もんじゅ」までト レーラで輸送され、タンクコンテナ内のナトリウムを加熱した油で融解し、2基の仮 設タンクに受け入れた。

系統設備には、仮設タンクからそれぞれのダンプタンク等にアルゴンガスによる 加圧移送でナトリウムを送り、特段の問題もなく、計画通りに受け入れを完了した。 (c) 運転試験

平成3年11月に1次主冷却系へのナトリウム充填を行い、総合機能試験はナトリウム中試験の段階へと進んだ。

1次主冷却系の運転試験に先立ち、1次主冷却系逆止弁部に仮設フィルタを取付け た状態で、40%流量、50時間のフラッシング運転を実施し、系統内に異物が残ってい ないことを確認することにより清浄度管理の妥当性を確認するとともに、1次主循環 ポンプの試運転性能を確認した。

その他、1次主冷却系、2次主冷却系等の個々の系統の機能・性能試験が計画通り に行われた。

(ii) 性能試験

総合機能試験に引き続き性能試験を実施した。性能試験はプラント特性の確認や 運転に必要な調整を行うこと、設計経緯、思想を十分に把握し、種々のデータの取 得や蓄積を行って設計評価を行うこと、さらに高速炉運転技術の習熟などを目的と しており、「プラント特性予備試験」、「臨界試験」、「炉物理試験」、「起動試験」の四 つのフェーズで進められた。

「臨界試験」は平成5年10月より開始し、初臨界達成のため炉心に仮組みされてい た模擬燃料集合体を順次炉心燃料集合体へ置き換え、最小臨界炉心を構成した。平 成6年4月5日には初臨界を達成し、その炉心において制御棒価値確認等の最小臨界特 性評価を実施した。その後、さらに模擬燃料集合体を炉心燃料集合体へ置き換え、 平成6年5月に198体による初期炉心構成を完了した。

引き続き「炉物理試験」では、制御棒価値測定による過剰反応度、反応度停止余裕の評価、固体吸収体等の反応度価値の測定、温度係数の測定を実施するとともに、 箔放射化法による反応率分布・反応率比の測定と出力分布・増殖比の評価、燃料取 扱設備等の遮へい評価などを実施して平成6年11月に試験を終了し、設備点検に入った。

「起動試験」は「核加熱試験」および「出力試験」から構成され、平成7年2月よ り「核加熱試験」を開始した。「核加熱試験」では、核加熱による系統昇温を行い 「発電機特性確認」等を実施し、平成7年8月29日に日本初の高速増殖炉による初発 電を行った。その後、「出力試験」段階に移行し、電気出力を40%まで上昇させ、

「もんじゅ」の運転制御に係わる性能確認のためプラントトリップ試験の条件の設定に向けて原子炉出力を上昇中の平成7年12月8日、2次主冷却系Cループの中間熱交

JNC TN9410 2005-011

換器出口温度計部でナトリウム漏えいが発生した。

事故後は、崩壊熱除去運転を継続しつつ、事故原因の究明、プラント全体にわた る安全総点検を実施し、それらの知見を踏まえてナトリウム漏えい対策を検討し、 平成13年6月に「高速増殖炉もんじゅの原子炉設置変更許可申請」を行い、平成14 年12月に許可を受けた。平成13年6月には「2次主冷却系温度計の交換または撤 去等に係る設工認変更申請」、平成14年12月には「ナトリウム漏えい対策等に係る 設計及び工事の方法等の変更に係る認可申請」を提出し認可を受けた。現在、改造 のための工事が進められている。

[参考文献]

- 1) 動力炉·核燃料開発事業団:"基礎高速炉工学"、日刊工業新聞社(1993)
- 2) 動燃事業団実験炉部:"特集「常陽」20周年"動燃技報No.104, (1997)
- 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター: "動力炉の実用化をめざして 大 洗工学センター20年の研究開発"、PNC SN9410 90-031
- 4) 動燃事業団実験炉部:"「常陽」を活用した高速炉技術の高度化"動燃技報No.
 61(1987)
- 5) 核燃料サイクル開発機構敦賀本部高速増殖炉もんじゅ建設所:"プラント起動・ 停止手順書"
- 6)核燃料サイクル開発機構敦賀本部高速増殖炉もんじゅ建設所:"設備別運転手順書"
- 7) 核燃料サイクル開発機構敦賀本部高速増殖炉もんじゅ建設所: "異常時運転手順 書"
- 8) 佐々木和一、小屋越直樹、金城秀人: "高速増殖炉運転管理専門技能研修テキス
- ト (プラント運転技術コース)"、TN4410 2003-003 (2003)
- 9)核燃料サイクル開発機構:高速増殖原型炉もんじゅ原子炉設置変更許可申請書、 平成13年6月(平成14年11月一部補正)
- 10) 田辺道夫、平山尋盛他"「もんじゅ」の総合機能試験"動燃技報No.93, (1995).
- 11) 廣井広、井上和彦、松丸隆"高速増殖原型炉「もんじゅ」の試運転について" 動燃技報№100, (1996).

12) 動力炉・核燃料開発事業団高速増殖炉もんじゅ建設所: "「40%出力運転中における2次主冷却系ナトリウム漏えい事故について(第6報報告書)もんじゅの安全性総 点検実施結果報告書-参考資料-、p3.4.4-1、3.4.4-6~7(1998)

8.2 ナトリウム施設の点検・保守

ナトリウム施設の点検・保守について,軽水炉と対比した特徴や基本的な事項につい て概要を示し、それを踏まえて,高速炉の総合プラントとしてナトリウムを扱う多種、 多様な設備や機器が設置され,長期の運転を経験して点検や保守に関する経験も豊富に 蓄積されている「常陽」を中心に,特徴的な設備や機器に関する点検・保守について概 要を説明する。点検・保守に関する安全対策については9.1.4に記載されている。

8.2.1 概要 1)

高速炉では、1次、2次冷却材にナトリウムを使用していることから,点検・保守に 関連して軽水炉とは異なる以下のような取り扱い上の特殊性がある。

- ① 主要な動的機器である主循環ポンプおよび制御棒駆動機構はカバーガス層を通して ナトリウム中に設置されているため、それらのシール部は直接ナトリウムに接しな い。また、主循環ポンプのインペラ部の軸受はメンテナンスフリーに設計されてい るため、基本的にはこれらの系外引き抜き点検が不要である。従って、これらの保 守点検においては、駆動部などの冷却材に接しない部分に限られるため、軽水炉に 比較すると保守作業への負担は比較的小さい。
- ② アルカリ金属であるナトリウムは化学的に非常に活性であり、水と激しく反応して 水素ガスが発生する。また、高温で溶融している状態では、空気中の酸素と反応し て燃焼しエアロゾルを生じる。このため、軽水炉のように冷却材バウンダリを開放 して点検・保守を行なうことが不可能であり、保守点検時においても不活性ガスで あるアルゴンによって常に外気と隔離して気密性を保持する必要がある。ナトリウム機器を開放点検する場合は、不活性ガスパウンダリを形成して取り扱い、付着し たナトリウムを不活性ガス雰囲気下で蒸気等を用いて洗浄した後に保守・点検を行 なうことが基本となる。また、非密封でかつ空気雰囲気でナトリウムを取り扱う場 合には、ナトリウムと可燃物が接すると、ナトリウムが空気中の水分を吸湿・潮解 して水酸化物ができる際の発熱により高温となり自然発火することがあるため、作 業時には可能な限り可燃物を排除し、ナトリウムが付着した可燃物は金属容器に封入する等の取扱いに注意を要する。

軽水炉に比較すると作業員の内部被ばくのリスクは小さく,放射線作業管理の負担は比較的小さい。

- ③ 配管を除く冷却系機器の多くはナトリウムの自由液面を有し、不活性ガス(カバーガス)で覆われている。カバーガス中にはナトリウム蒸気が存在していることから、ガス系機器の一部についてはナトリウム機器として取り扱う必要がある。
- ④ 放射性ナトリウムに接している1次冷却系ナトリウム機器の保守・点検では、被ばく低減対策が作業管理上の重要なポイントとなる。軽水炉のように化学除染や金属イオン注入を行なうことが不可能であることから、主な被ばく低減対策は作業時間の短縮と仮設遮へい体の設置となる。配管・機器に沈着する CP は原子炉の運転に伴って増加するが、その生成と崩壊がバランスして平衡状態に達する。保守作業等の

実施にあたっては、CP 挙動を解析コード等により評価した上で進めることが重要である。

- ⑤ ナトリウムバウンダリを開放する場合には、アルゴンガスによる不活性ガス雰囲気の維持が必須である。特に、CP および放射化ナトリウムを含む1次主冷却系ナトリウムのバウンダリを開放したり、非密封の放射性ナトリウムを取り扱う場合は、放射性物質の取り扱い作業となることから、放射性物質防護装備を着用することとなる。通常の放射性物質防護装備との違いは、身体防護服が難燃もしくは防炎性能を有したものとなる。また、グローブボックスおよびシールバッグ等の仮設の不活性ガス雰囲気を形成して作業を行う場合は、不活性ガスバウンダリ破損による酸欠事故防止に十分に注意する必要がある。必要によっては防護マスクを全面マスク等の自呼吸式からエアラインマスク等の送気式に変更することも検討する。
- ⑥ 廃液の発生源は使用済燃料および保守に伴う機器に付着したナトリウムの洗浄によるものに限られ、これらの洗浄廃液の発生量も少ない。
- ⑦ 2 次主冷却系ナトリウム機器の取り扱いは基本的には研究開発用のコールドのナト リウム施設と差異は無いが、冷却材中にトリチウムを含んでいることから、機器の 洗浄を行なった後に発生する廃液中のトリチウム濃度が排出基準以下となるように 管理する必要がある。
- ⑧ 定検期間中にあっても、予熱ヒータ設備、カバーガス系、メンテナンス冷却系、1 次系セル空調換気設備、およびこれらの電源設備を一括して停止することができないため、これらの運転・停止に関係した管理の負担が比較的大きい。

8.2.2 ナトリウム機器の点検・保守²⁾

高速炉の機器の点検・保守は、原則としてナトリウムに接している機械要素をメンテ ナンスフリーとしているため、その点検頻度は低い。一方、毎定期点検時に直接ナトリ ウムに接する設備で点検を必要とする機器として燃料取り扱い設備があるが、グリッパ 洗浄、シール構造の変更およびナトリウム滴下対応等の設備上の対応がなされているた め、これまでの運転経験をふまえるとナトリウムにより特に顕著な影響を受けることは 少ない。

ナトリウム系統機器の安全性を確保するためには、点検要領書を十分に整備しておく ことが重要である。点検要領書は、法令上で要求される点検項目を全て網羅する必要が ある。さらに、装置の安全性を維持する上で重要な部位については、自主保安の位置づ けで点検項目を追加する。なお、点検要領書には点検結果の合否基準およびその根拠を 示しておくことが望ましい。装置の安全性を維持するうえで重要と考えられる点検項目 は以下の通りである。

- (1) 定期点検および運転前点検(装置の停止時)
- 以下の点検が必要である。
- ① ナトリウム漏えい対策設備の点検

JNC TN9410 2005-011

- 気密性の点検
- ③ ナトリウム漏えいの痕跡の有無
- ④ 配管、タンク等の変形、損傷の有無
- ⑤ 各機器の機能の確認
- ⑥ 運転要領書の点検、他
- (2) 日常点検(装置の運転時)

以下の点検が必要である。

- ① ナトリウム漏えいの痕跡の有無
- 発煙、発火、異臭の有無
- ③ 異音、異常振動、異常加熱の有無
- ④ 配管、タンク等の変形、損傷の有無
- ⑤ カバーガス圧力の点検
- ⑥ 警報発生の有無
- ⑦ ナトリウム温度、ナトリウム流量、ナトリウム液位の点検、他

「常陽」では定期検査期間に各種照射試験の供試体の装荷や取り外しをしたり、回転 プラグの分解点検、格納容器全体漏えい率試験等の比較的長期間を要する作業があるこ とからその工程が長くなることが多い。第7回から11回定期検査の実績工程を表 8.2-1に示す。定期期間中に約3,000件の作業を実施している。

宠操 作業	IT IT	1	2	3	4	5	Û	7	В	9	10	11	12
第7回 (4.5ヵ月)	·不 定 期 定 期 歴料交換 一般財産領等	2月 <u>な</u> 場	RUCE F	RAUCES	CROMA (200)	1997 - 196				(*1 CF : *2 P(RDM:相応利 RDM:相応利 CVL/T:14249	「駅動機構 」容器全体調	浅率試験
第8回 (7.5ヵ月)	不 定 別 走 到 燃料交換 照射準備等	taztek titz tek	雙刀的補点 2週		-3 UGI 3	(表1)体)		<u> </u>	36 	*4 LQ	ST:制御梯下 ARICO:温度		ເ 照射装置
第9回 (6.5ヵ月)	不 定 兆 定 兆 尚料交換 照射準備等	antiala arti Antia	計估版 tail LG1	ERCAR TA	40 331交表(19)	CHEM	(4) (4) (集) (集) (集) (集) (集) (集) (集) (集) (集) (集	256 2112					
第10回 (12ヵ月)	不 定 期 定 期 燃料交換 熟料準備守		/ 日末75	7分解点线 重	<u>教会業成功</u>	TI DIE	4 <u>478483</u> *****	24 • • • (1体) · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	<u>CR3w6株</u> 料準加	Роул	國家這個方杖	2月 交支	25
	不 定 斯 定 期 幣料交換 訊射準備等	7 ~1952 53.0684 849.8	材8日)。 和出销5档	中世子相当最交換		설산값	£RX?	1000 (1000) 				F <u>202008</u>	
第11回 (22.5ヵ月)	不定期 定期	13 13 13	14 812,886,888	15	16 CRCM-51	17 5 8	18	19 4433334	20 第1事 - 第3年時線	21	22	23 	
İ	和 er 文 按 国际準備等	ļ	L	LGTEN			ير 1				1 K f H		

表 8.2-1「常陽」の定期検査の実績工程(第7回~11回定期検査)⁸⁾

() 内定検期間

保守作業管理を確実とするために、「「常陽」保守作業安全管理システム

(JOYHAT) / が平成3年から活用されている。また、「常陽」のプラント管理の信 頼性の向上と省力化を図り、「常陽」に蓄積された機器の運転停止状態管理および機器 アイソレーション管理技術を体系化して将来炉に反映することを目的に「「常陽」運転 管理システム(JOYPET)」が開発され、平成8年から保守作業を伴うプラント状態 の管理支援のために本格的に運用されている。また、「常陽」では計算機を利用した保 守データベースシステムの構築が進められているが、その一環として保守管理システム が整備されている。これは予防保全の基礎をすることを目的に、機器を階層化し、部品 ごとに検査・試験内容・保守内容などを規制して保守基準を提供するものである。保守 基準は、機器を構成する部品の固有の特性、多年にわたって実施してきた月例点検、定 期検査などの情報を分析して、設備機器ごとに機器の構造を階層的に分割して各部品に 対する必要な保守項目を明らかにしたもので、現在、1次主循環ポンプ、2次主循環ポ ンプ、主送風機などの 15 設備分のデータが登録され、部品取替えなどの詳細な保全計 画の策定に活用されている。データは定期検査終了のつど見直され、保守基準が更新さ れている。また、故障情報を体系的に整理した「機器故障履歴管理システム」が構築、 運営されており、さらに、ポンプやモータなどの機器の振動に着目した機器の異常の有 無を監視する「機器異常監視システム」の開発が進められている。高速炉機器信頼性デ ータ収集のため、膨大な運転・保守データの管理システムである高速炉機器信頼性デー タベース (CORDS) が開発・運用されている。⁷⁾

以下に「常陽」を中心に設備,機器の点検・保守の概要を示す。「常陽」のナトリウム 機器で定期的な点検・保守をおこなう設備,機器は以下のように分類できる。

- (1) ナトリウムバウンダリを開放して点検する機器
- (2) ナトリウムバウンダリを開放せず点検する機器
- (3) 一定の使用期間を経て交換する機器
- (4) その他,不具合のため点検する機器

以下に各項について点検・保守の状況を示す。

(1) ナトリウムおよびカバーガスバウンダリを開放して点検する機器

ナトリウムバウンダリを開放して点検する機器として燃料取扱設備機器やカバーガス 法燃料破損検出設備の第2ベーパトラップフィルタアッセンブリおよび2次アルゴン ガス系バックアップフィルタが挙げられる。

これらの機器は、洗浄を含めたナトリウムの除去を行なった後に分解点検する。

(i) 燃料取扱設備機器 3),4)

燃料取扱設備機器としては原子炉内での燃料交換や原子炉外への移送のための燃料交 換機,燃料出入機等があり、それらの機器では燃料をつかむグリッパ機構が直接ナトリ ウムと接していることから注意が必要である。また,直接ナトリウムには接してはいな いが,ドアバルブは主に燃料集合体を移送する際に滴下するナトリウムの付着に起因す る作動不良が発生することがある。

原子炉上部の回転プラグでは回転摺動部の隙間での自然対流によりナトリウムミスト が上方の低温部に運ばれて付着し、摺動抵抗が増大する事象の発生することがある。

燃料取扱設備で取扱うナトリウムは,主として燃料要素等に付着して冷却系統外に持 ち出された状態にあり,低温部へ付着することから凝固し易いため、それに起因する不 具合が見られる。

以下に、燃料取扱設備の燃料交換機・燃料出入機における保守の主な対象機器である グリッパ機構、ドアバルブ・ドリップパン、回転プラグについて、点検・保守に関係し た特徴、および保守の経験を踏まえての改良点について示す。

構造等については、燃料取扱設備については 4.2.4 に、回転プラグ(遮へいプラグ) については 4.2.1(2)に記載されている。

(a) 燃料交換機・燃料出入機グリッパ機構

燃料交換機のグリッパ機構は 10m 程度の長尺なグリッパ軸の先端に取り付けられて おり、炉心内の燃料集合体のハンドリングヘッドを保持してナトリウム中で移送する機 能を有する。

現在使用している「常陽」の燃料交換機は、平成7年まで使用した旧燃料交換機の使用時における不具合を改善したも

のである。

旧の燃料交換機は,燃料交換作 業の終了時に交換機の躯体内にグ リッパ機構を格納するため、グリ ッパ軸を引き上げる際にグリッパ 軸に付着したナトリウムをステン レスメッシュで編み上げた軸シー ル部で掻き落とす構造としていた。 このナトリウムを掻き落とす機構 はナトリウム拭取りパッキンと呼 ばれるステンレス繊維で編んだメ ッシュであり、ナトリウムを吸収 することにより劣化して次第に作 動抵抗が増加する現象が生じた。 このため、可動する3段のテレス コピック構造部毎に軸シール部を 設置することによりナトリウムの 付着した軸が直接軸シール部に触 れることがない構造に改良し、現

在良好に稼動している。図 8.2-1



図 8.2-1 「常陽」新燃料交換機概念図

に新燃料交換機概念図を示す。

燃料交換機の主な保守項目は、定期検査毎のグリッパ軸のアルコール洗浄、グリッパ 機構の分解点検およびドアバルブの分解点検である。

燃料出入機は原子炉内と原子炉外に設置されている燃料貯蔵設備の間で燃料を移送す る設備である。「常陽」および「もんじゅ」の燃料出入機のグリッパ機構は燃料交換機 と異なり、ステンレステープによる上下およびグリッパ開閉駆動方式を採用している。

燃料出入機の主な保守項目は、グリッパ機構、グリッパ巻上機構およびドアバルブの 分解点検である。

燃料出入機本体は燃料交換機と違って運転当初から大きな不具合が発生しておらず順 調に運転している。経験した事項としては、出入機ドアバルブ・ドリップパンのナトリ ウム滴下対策を実施したことで、その内容を以下に示す。

(b) ドアバルブ・ドリップパン

燃料交換孔ドアバルブ,燃料出入機ドアバルブ等は、ナトリウムの付着した燃料が出 し入れされることからナトリウムに接するため、その対応として燃料要素を機器内に格 納する出入機にはドアバルブの上に滴下したナトリウムを受けるドリップパン(受け 皿)が設置されている。

ドリップパンは定期的に取り出され,メンテナンス建家内のナトリウム洗浄設備で湿 潤窒素-水洗浄が実施されている。

滴下ナトリウムの一部はドアバルブ上のドリップパン周囲に飛散してドアバルブ開閉 時にシール面に付着して気密性を低下させることがある。ドアバルブの保守としては点 検時に分解点検を行なってシール部の健全性を確認している。

ドアバルブ・ドリップパンの保守経験として燃料出入機のドアバルブ・ドリップパン の改造がある。燃料要素を移送する際に滴下したナトリウムがシール部に付着し、シー ル性が低下したことから、直接ナトリウムが付着しないようにシール部の上方にカバー を設けた。また、滴下したナトリウムは石筍状に凝固することから、ドアバルブの開閉 時に、凝固していたナトリウム頂部が切断されカバー部等に落下したり、ドリップパン を出入機グリッパにより取り出す際に干渉する可能性もある。そのため、ドリップパン 外周にヒータを設置して滴下ナトリウムを溶融させて平坦化するように改造した。 (c) 回転プラグ³⁾

回転プラグは原子炉内の燃料要素等を取扱うために位置決めを行なう機能を有してお り、大回転プラグ内に偏芯して小回転プラグが設置され、それぞれが回転することによ り任意のアドレスに位置決めできる構造となっている。回転プラグは回転する際、油圧 ジャッキにより持ち上げられてボールベアリング上に荷重が移されて回転が可能となる。

この回転摺動部の隙間に付着した蒸着したナトリウムが多くなると,回転時の摺動 抵抗が増大する事象や,回転を終了してジャッキダウンした場合に隙間に入ったナトリ ウムが原因となって元の高さまで下がらない事象が発生した。このため、回転プラグの 回転とジャッキダウンを繰り返し行ない、回転プラグの自重でナトリウムを押し出すこ とによりこのような事象の発生の防止を図ってきた。しかし、この作業には多大な時間

8.2 - 6

を要し、また、油圧ジャッキの劣化も懸念された。これまでの点検時の内部観察の結果 からこのような事象が発生する時には、点検孔内に蒸着したナトリウムの一部が侵入し ていたことが確認されている。この点に着目して、点検孔プラグにナトリウム回収空間 を設け、回転プラグ回転時の摺動抵抗の原因となるナトリウムに逃げ場を与えてナトリ ウムを回収する方法を採用した。³⁾

図 8.2-2 に回転プラグ蒸着ナトリウム回収の概念を示す。

他のプラントの回転プラグ(遮へいプラグ)での経験については 4.2.1(2)に示している。



回転プラグジャッキアップ時 付着ナトリウム干渉部

ナトリウム回収方法の概念

図 8.2-2 「常陽」回転プラグ蒸着ナトリウム回収の概念³⁾

(ii) ベーパトラップ・フィルタ

ナトリウム自由液面を覆うカバーガスは、一般的に不活性でかつ使用材料に影響を与 えないアルゴンガスを使用している。アルゴンガス系統ではナトリウム液面に近い部分 ではナトリウムベーパを含んだガスが流入することから、ベーパトラップまたはフィル タを用いてベーパの除去を行なっている。カバーガス法燃料破損検出設備の第2ベーパ トラップフィルタアッセンブリ(フィルタメッシュおよびアブソリュートフィルタ)お よび2次アルゴンガス系バックアップフィルタの交換を実施しており、以下にその概要 を示す。カバーガス法燃料破損検出設備は原子炉内カバーガスを往復式コンプレッサで 吸引してガス内の Kr, Xe 等の FP ガスを検出する装置であり、カバーガス中に含まれ るナトリウムベーパを除去するためにメッシュ充填式還流型の第1ベーパトラップとフ ィルタ式の第2ペーパトラップが設置されている。第1ベーパトラップは還流式であ るため開放を伴う点検は不要である。

図 8.2-3 にカバーガス法燃料破損検出設備の第2ベーパトラップの構造図を示す。

フィルタ式の第2ベーパトラップはメッシュ部およびアブソリュートフィルタ部の目 詰まりにより圧力損失が高くなった時点で定期的に交換する。既設設備から取り外す際 にはシールバッグを用い、アルゴンガスで置換してからバウンダリを開放して交換作業 を実施する。既設設備から取 り外されたフィルタアッセン ブリはフィルタメッシュ部に 付着した放射性ナトリウムが 洗浄され,水分が除去され、 Oリングやアブソリュートフ ィルタ等の消耗部品を交換し て次回交換用の予備機として 専用の収納容器に保管される。

図 8.2-4 に第2ベーパトラ ップの交換作業状況を示す。

本ベーパトラップは、 MK-Ⅱ第 33 サイクル運転時 (平成 11 年 7 月)にナトリウ ムの付着量が最大となる事象 を経験した。



図 8.2-3 「常陽」カバーガス法燃料破損検出設備 第 2 ベーパトラップ構造図

運転中「CG(カバーガス)流量下限」(設定値 80L/min)警報が発生したため流量調 節弁を手動で開度調整したが、流量は低下を続けた。そのため原子炉内のカバーガスを 吸引するコンプレッサを停止した。

流量低下の原因は、 第2ベーパトラップが ファンによる強制冷却 されているため、入口 ノズル付近がコールド ポイントになり、ナト リウムが閉塞したため と判断された。そこで、 第1ベーパトラップと 第2ベーパトラップ間 の配管の予熱温度を通 常の 130℃から 250℃ まで段階的に上昇させ てコンプレッサを起動 したが流量は回復しな かった。



図 8.2-4 「常陽」カバーガス法燃料破損検出設備 第 2 ベーパトラップ交換作業状況



予熱温度を 250℃に保持してコンプレッサを起動して清浄なアルゴンガスによる系統 内フラッシング操作を実施したところ、定格流量を確保でき、同日中にカバーガス法燃 料破損検出設備による燃料破損監視運転を復帰させることができた。その後、予防保全 のため週2回程度フラッシング操作を実施して運転を継続した。

第33サイクル終了後、第2ベーパトラップフィルタユニットを系統から取り外して アルゴンガスを封入した移送容器でメンテナンス建物へ移送し、フィルタユニットのナ トリウム付着状況を観察した。また、フィルタユニットを撤去した状態で入口配管部に ファイバスコープを挿入して配管内ナトリウム付着状況を観察した。

フィルタユニットのナトリウムは入口配管から押し出されたような状態で長さ約 140mmの円筒状に受け皿上に溜まっており、この塊上部のメッシュ部では他のメッシ ュに比べて局部的にナトリウム付着量が多くなっていた。また、入口配管の対面側には フィルタユニットのタイロッドをはさんで入口配管から噴出したナトリウムが堆積して おり、受け皿の約 3/4 には流れ出たナトリウムが扇状に凝固していた。これは、配管内 に蓄積したナトリウムが、予熱温度を 130℃から 250℃へ上昇させたことにより第 2 ベーパトラップ受け皿部分へ扇状に流出したためと考えられる。受け皿でのナトリウム の堆積の状況を図 8.2-5 に示す。



図 8.2-5 「常陽」カバーガス法燃料破損検出設備第2ベーパトラップ 受け皿でのナトリウム堆積状況

低温部である入口ノズル部に蓄積したナトリウムにはちくわ状のガス流路が形成され、 流量が確保されていた。また、予熱温度上昇と清浄アルゴンガスによるフラッシング操 作によって低温部で閉塞したナトリウムは円筒状のまま受け皿上へ押し出され、フィル タユニットタイロッドと入口ノズル間に円筒状のまま留まり、入口ノズルと円筒状ナト リウムの隙間によってフラッシング後のガス流路が形成されていたと見られる。これは メッシュ部のナトリウム付着状況から想定できる。

ナトリウム付着量を求めるためにナトリウム洗浄前後のフィルタユニット重量を測定 したところ、回収ナトリウムと合計したナトリウム量は 1.42kg であった。入口ノズル 部はフィルタユニットを取り出したあとナトリウムで閉塞していたため、ドリルを挿入 したところすぐに貫通した。この後ファイバスコープで入口ノズル付近および約 1.8m 先の配管内のナトリウム付着状況を観察した。ノズル付近には数ミリ程度の白色のナト リウム片が数十個見られたが、これらはいずれもノズル部から約 200mm 以内にあり、 貫通させた時に落下したものと推定された。ノズル部から 200mm 以降約 1.8mの観察 範囲までは配管内面に 1mm 程度の仁丹状の金属ナトリウムが散在して付着していたが ナトリウムが閉塞している個所は見られなかった。付着状況を図 8.2-6 に示す。



図 8.2-6 「常陽」カバーガス法燃料破損検出設備第2ベーパトラップ 入口ノズル部のナトリウムの付着状況

配管内および第2ベーパトラップ底部に落下していたナトリウム片は治具で回収した。 回収したナトリウム量は40gであった。

第2ベーパトラップのフィルタユニットに付着していたナトリウムは配管等から回収 したものも含めて 1.46kg であった。ナトリウムによる閉塞の原因は、長期の運転によ る第2ベーパトラップ入口配管付近に蓄積したナトリウムによる閉塞か、または、原子 炉停止中に行うナトリウムドレン用の弁の締切不良による系内の負圧の発生とそれによ るドレン弁のシートパスに伴うナトリウムの流入によるものと考えられる。

系統復旧操作に伴う予熱温度の上昇とフラッシング操作により、配管に存在していた ナトリウムはほとんど全て第2ベーパトラップへ移行し、さらにフィルタユニットを交 換することによりこれらのナトリウムが除去された。今後同様な事象の発生する可能性 は極めて低いと考えられるが、万一同様の流量低下事象が発生した場合には、今回と同 様の流量回復操作が有効である。また、ドレン弁からのナトリウム流入に対しても、カ バーガス法燃料破損検出設備系統の運転時の圧力条件を考慮して、念のために予防措置 としてフリーズシールを行うこととした。

以上の経験から、強制冷却するベーパトラップは、入口配管にコールドポイントとな る部分が無いようにヒータを設置して適切な温度制御すること、さらにナトリウム系統 配管(ドレン系統を含む)が負圧となるような場所に設置してある弁はフリーズシールす る必要があることが認識された。

2次アルゴンガス系バックアップフィルタは2次主冷却系ナトリウム機器(タンク, ポンプ)ベーパトラップの下流側に設置され,各機器の呼吸の際に、ベーパトラップで 除去できなかったナトリウムベーパを除去する機能を有している。バックアップフィル タは、上記のカバーガス法燃料破損検出設備第2ベーパトラップと同様に、フィルタ部 の目詰まりにより圧力損失が高くなった時点で定期的に交換している。交換要領もほぼ 同様であり、シールバッグを取り付けてアルゴンガス置換を行なって交換することとな る。ナトリウムが付着したフィルタは湿潤窒素洗浄している。

MK-Ⅱでは、バックアップフィルタは定期点検毎に交換した。MK-Ⅲでは運転デ ータが蓄積されていないことから今後の圧力損失の推移を監視し交換頻度を検討する必 要がある。

図 8.2-7 にバックアップフィルタ交換作業状況を示す。

8.2-11





バックアップフィルタ取り出し

バックアップフィルタの状況確認



バックアップフィルタケーシングの状況確認

図 8.2-7 「常陽」バックアップフィルタ交換作業状況

(2) ナトリウムバウンダリを開放しないで点検する機器

ナトリウムバウンダリを開放せずに点検する機器として、1次および2次主循環ポン プ,各種の電磁ポンプ、ナトリウム弁の駆動部等がある。

「常陽」の保守・点検では1次系セル内での作業によるものが大きな割合を占めてお り、被ばく低減の努力がなされている。1次系セル内は、原子炉運転中においては窒素 雰囲気であるため、点検に先立ち空気置換が行なわれる。ナトリウムおよびカバーガス バウンダリを開放しての点検はなく、各機器の点検時間は比較的短い。主な点検事項は、 弁および配管支持装置の目視点検,配管およびタンク類の予熱ヒータの端子部目視点検, 配管の ISI,電磁ポンプ本体の外観検査、点検等であり、その点検要領は一般機器の点 検と同様である。

(3) 一定の使用期間を経て交換する機器

ー定の使用期間を経て交換するナトリウム機器は、炉内で照射されることに伴うクリ ープ等による健全性の確保に留意することが必要な機器であり、制御棒の下部案内管や 駆動機構の上部案内管等が挙げられる。下部案内管は制御棒の案内およびスクラム時の 急速挿入時に制御棒に加わる衝撃を緩和する機能を有している。

これらは炉心内に設置されていることから中性子照射によるスウェリングにより、スペーサパッド部が周囲の燃料集合体を圧縮する可能性があることから、MK-IIIでは約

1000EFPD(2.9 × 10²³n/cm²)を上限と して交換を実施してい る。図 8.2-8 に制御棒 駆動機構の概念図を示 す。

上部案内管は制御棒 駆動機構のうち制御棒 をつかんだり離したり するラッチ機構および 延長管, スクラム時に 制御棒を急速落下させ る加速スプリング,加 速管および加速管緩衝 用ダンピングスプリン グ,引抜いた際に炉心 上部機構内部における 制御棒の案内を行なう 案内管,アルゴンガス バウンダリを形成する ベローズ等から構成さ れている。

原子炉運転中は制御 棒の加速力を蓄えてい る加速スプリングが圧



図 8.2-8 「常陽」制御棒駆動機構の概念⁹⁾

縮した状態で保持されているため、クリープ効果により加速力が低下してくる。この事 象に対応するために、スクラム時間の推移を確認すると同時にあらかじめ交換のための 計画を作成している。

制御棒駆動機構の異常には

- ① 制御棒ダッシュラムと下部案内管ダッシュラムに起因する干渉
- ② 制御棒加速スプリングのクリープ歪によりバネ定数の低下

があげられる。これらの異常は制御棒駆動時の荷重特性と制御棒のストロークと関 連付けて診断することができ、経年的に徐々に進行するものと、特性曲線から異常兆候 が見出しうるものがある。経年的な異常兆候の早期検知は過去のデータと比較すること により可能であり、「常陽」では制御棒駆動機構監視システムが構築されている。

本機構の経年化対策として駆動部分は3本ごとに定期検査の際に定期的に分解点検 や消耗品の交換を行い、機能の維持とその健全性を確認している。上部案内管は,Mk-II 炉心移行による機能の変更に伴う交換、据付不良によるラッチ機構の変形による交換、 スクラム検出コイルの断線による交換等が行われてきた。交換は8回行われたが、上部 案内管の加速スプリングの経年変化も原因の一つであった。制御棒下部案内管は制御棒 を内部に挿入するもので、炉心部に設置され中性子で照射されることからスエリングが 発生し変形することがある。スエリング許容照射量の限界は 2×10²³n/cm²(E>0.1MeV) であり、それに近づいたものから定期的に交換される。

上部案内管部の交換方法を以下に示す。

回転プラグ上部に炉上部ピット蓋を設置し、上部案内管取扱機と呼ばれる鋼製のキャ スクを据付ける。キャスク内部をアルゴンガスに置換した後軸貫通部シール装置を装備 したグリッパ機構によって回転プラグ上から引抜いて取扱機内に収納する。

図 8.2-9 に上部案内管取扱機による作業概念を示す。

炉上部から撤去した機器は放射化により高い線量率になっており、メンテナンス建家 内洗浄槽で湿潤窒素 - 水洗浄され、同建家内廃棄物貯蔵プールで保管される。放射能線 量率が高いため,撤去直後に廃棄することは困難であることから、放射性物質(主に ⁶⁰Co)の減衰を待って施設外での運搬ができるレベルになった機器から切断廃棄する。

交換する機器は遮へい体を持たない薄い鋼製容器を用いて炉容器カバーガスバウンダ リを形成し、取外しと逆の手順で回転プラグ上へ挿入し据付ける。

上部案内管は回転プラグ据付け面に近い部分で O リングによって炉容器カバーガス バウンダリを形成しており、シール部と案内管の据付け部の間隙がはめ合い公差に近い ことから、その部位にナトリウムが付着すると交換機器を設置する時に干渉し据付けが 困難となる。そのため、既設機器を撤去する時に貫通部シール面に付着したナトリウム を除去している。

上部案内管交換作業時のナトリウム取扱上の留意点は、上部案内管取扱機の気密の保 持および上部案内管取扱機と上部案内管のセンタリングである。気密の保持のために、 上部案内管取り外し時に炉容器カバーガスバウンダリを形成する必要があり、気密が維 持できない場合は炉内へ空気が混入する可能性がある。また、センタリングは取扱機の 据付位置が固定であるため回転プラグ側で行なうが、センタリングが精度内に入らない 場合には、上部案内管撤去の際に取付け孔と干渉しながら撤去されることとなり、上部 案内管に付着したナトリウムが取付け孔を傷付ける可能性がある。

これまで重大なトラブルは無かったが、上部案内管の撤去時に、クレーンに設置され ているロードセルの荷重超過警報が発報し、撤去後のナトリウム除去作業時に、取付け 孔のシール面の長手方向に微細なスジ状の傷が確認された。ナトリウム除去用の治具を 用いて傷の部分をサンドペーパおよびスコッチブライト等を用いて磨くことにより除去 しシール性を確保することができた。

8.2 - 14

(4) その他,不具合のため点検する機器

不具合発生により点検 を行なった機器の代表的 なものとして1次主循環 ポンプの分解点検および アルゴンガス対流防止板 の設置がある。(なお、 本検査は1次系主循環ポ ンプの改造工事として実 施されたもので、定期検 査項目ではない。)

(i) 1 次主循環ポンプ^{4),5)}

第3回、4回定期検査 時に1次系主循環ポンプ B号機、A号機の順にイ ンナーケーシング部分を 系外に引き抜いて検査を 実施した。

引き抜き作業は、1次 アルゴンカバーガスバウ ンダリ管理を行いつつ、 付着 CP による放射線の 遮へいのため専用のキャ スクを製作、使用して行 った。ポンプに付着した 放射化ナトリウムはメン テナンス建物の洗浄設備 で蒸気および水により除 去し、ポンプ表面に付着 した CP は半乾式のフラ ッシングによる方法で除



よる作業概念

染した。図 8.2-10 に示すようにポンプ表面の CP 表面密度を約 1/10 に減少させることができた。除染後ポンプは構成部品ごとに分解し、寸法測定等の検査を実施した。

ポンプの再組み立て後滞留防止板を設置し、その後、ビニール製のバックによりカ バーガスバウンダリを確保しながら系統内に再装荷された。滞留防止板設置作業の詳細 については8.3.3に記載されている。



図 8.2-10 「常陽」1 次主循環ポンプ除染前後の放射能密度変化 7)

[参考文献]

- 1) 動力炉·核燃料開発事業団:"基礎高速炉工学"、日刊工業新聞社(1993)
- 2) 動燃事業団実験炉部:高速実験炉「常陽」運転、保守経験資料 TN9410 87-062 (1987)
- 3) 安 哲徳、他: "高速実験炉「常陽」燃料取扱設備の運転・保守経験(6)"、JNC TN9410 90-026 (1990)
- 4) 小林哲彦、他: "高速実験炉「常陽」燃料取扱設備の運転・保守経験(7)"、JNC ZN9410 95-263 (1995)
- 5)田村政昭、他: "高速実験炉「常陽」第3回定期点検報告 第3回定期点検のまとめ、 PNC ZN941 83-150 (1983)
- 6)田村政昭、他: "高速実験炉「常陽」第3回定期点検報告 1次主循環ポンプB号機の分解点検"、PNC ZN941 83-93 (1983)
- 7) 動燃事業団実験炉部: "高速実験炉「常陽」運転、保守経験資料"、TN9410 87-062,(1987)
- 8) 動燃事業団実験炉部: "特集「常陽」20周年" 動燃技報No.104, (1997)
- 9)核燃料サイクル開発機構:高速増殖原型炉もんじゅ原子炉設置変更許可申請書、平成13年6月(平成14年11月一部補正)

8.3 ナトリウム施設の補修・改造

本節では、再使用することを前提としたナトリウム施設および構成している機器の補修・改造について記述する。工事にあたっては、施設、機器の再使用にあたって問題のないように細心の注意が必要である。8.4節の解体は施設、機器の再使用を考慮せず廃棄を前提とするもので、安全性を前提とした効率的な工事が優先事項となる。

8.3.1 概要

試験施設においては、試験装置の機能や性能を向上させるための改造や、試験体 の交換等が頻繁に行なわれている。また、「常陽」や「もんじゅ」の実プラントにお いても補修・改造工事は頻繁に行なわれる。

「常陽」においては、照射施設としての性能を高めるための大規模な MK - Ⅲ改造工事が実施された。MK - Ⅲ改造では照射能力向上の目的達成のため、炉心の高中性子束化が計画され、それに伴って熱出力をMK - Ⅱ炉心の 100MWt から 140MWt に増大させることとなり、付随して冷却系除熱能力を高めることが必要なことから、主中間熱交換器および主冷却器やそれらの接続配管の交換、1次および2次主循環ポンプモータの交換が行われた。

本工事では、原子炉に燃料が装荷されかつナトリウムを充填した状態で、既存の プラントでの限定されたスペースで大型ナトリウム機器を交換するものであり、1 次主冷却系では高放射線環境下での放射化されたナトリウムの取扱作業が必要であ り、これらの工事は世界でもあまり経験のないものであった。

さらに、大型機器の補修・改造の経験として、「常陽」の1次主循環ポンプでの 対流防止板取り付け工事の状況および蒸気発生器に関するナトリウム-水反応発生 後の運転再開にあたってのメンテナンス技術の開発を目的に実施された50MW蒸 気発生器2号機の補修試験での経験についても記載する。

8.3.2 「常陽」 MK - Ⅲ改造工事 1), 2), 3), 5), 10)

2次主冷却系の非放射性ナトリウムの取扱い作業と1次主冷却系の放射性ナトリ ウムの取扱い作業との間の大きな相違として、放射線防護装備の着用の有無、放射 性物質の取り扱いのための作業区域の環境整備および放射性物質による汚染の管理 が挙げられる。放射性ナトリウムを取り扱う場合は、作業後の放射性物質の除染が 完了するまで、管理区域用作業服着用の上放射性物質防護服、防護ゴム手袋および 呼吸保護具を装着し、作業区域として設置された仮設のビニールハウス(グリーンハ ウス)内で作業することが必要である。作業員および物品の入出時の汚染については 厳重な管理がなされなければならない。放射性ナトリウムとその他の放射性物質を 取り扱う上での相違はナトリウムの性質(禁水、発火性および強アルカリ)によって おり、非密封のナトリウムおよびナトリウム付着物を取り扱う場合は、放射性物質 の取扱の留意点に加えて、使用する資材には不燃性または難燃性のものを採用する

8.3 - 1

等ナトリウムの取扱にあたっての留意点にも十分に配慮することが肝要である。

(1) 配管の切断

「常陽」においては、1次主冷却系、2次主冷却系を問わず系統に接続されている ナトリウム配管を切断する場合には、系統をバルブ等によって隔離した場合でもシ ールバッグまたはグローブボックス等の不活性ガスを保持できる仮設のバウンダリ を使用して実施する。ただし、MK - III冷却系改造工事のうち、主冷却器接続配管 の一部の切断については、内包するナトリウムが少ないことから、系統から分離し た後に作業環境の換気を十分行なった状態でアルゴンガスを配管内へブローしなが ら実施した。

配管の切断は、小口径(1/2B~6B)についてはパイプカッターを用い、大口径(10B~)についてはバイトまたはローラカッタを装備した切断機を用いて行なった。

切断位置が垂直部分となる配管の切断は異物混入防止のためローラカッターに よる押し切りを行なう。押し切りにあたっては配管の厚さに制限があるため、バイ トでの切削が十分な深さまで行なわれたことを確認した上でローラカッターへ変更 する必要がある。

バイトによる切断にあたっては、作業の効率を上げるために、まず配管厚さの 1/2 ~2/3 程度までシールバッグやグローブボックスを使用しない状態で先行切削を行 う。切削深さは切削後の肉厚での強度の確保を前提に、切削屑の発生量およびシー ルバッグ、グローブボックス内の作業性を考慮して決定する。最終の切断はシール バッグやグローブボックス内での作業となる。なお、1 次主冷却系の配管切削屑は、 微量ではあるが中性子照射により放射化しているため、全て放射性廃棄物となる。

1次主冷却系では、切断部位によってはシールバッグの外側にグリーンハウスが 設置されていることから、作業空間がさらに制限される場合がある。そのため、シ ールバッグの取付け位置および構造を入念に検討する必要があることから、作業性 を向上させるためにモックアップモデルを使用した作業要領の検討および作業員の 訓練も重要である。

先行切削後にシールバッグやグローブボックスを設置しての作業の実施にあた っては、内部に持ち込む機材はチェックリスト等により厳重な管理を行い、持ち込 み時および撤去時の員数確認を行なうことで系統内への置き忘れ等を防止する。

系統配管分離後は、ポリエチレンキャップや粘着テープ等を用いて仮閉止する。 継続してナトリウム除去作業を実施する場合には、ナトリウム除去箇所に硬質ゴム を用いた仮閉止治具を挿入、密着させて系統の気密を保持する。

仮閉止にあたってポリエチレンキャップを固定する粘着テープとしては、配管の 応力腐食割れへの影響を与えないように、粘着材にハロゲン系元素(特に塩素)の 含有率のなるべく低いものを使用し、テープを剥がした後に低ハロゲン系の洗浄剤 (原子力用液体浸透探傷検査用洗浄液等)で洗浄する。

以下に配管切断時に使用した機材の特徴や使用実績等について説明する。

(i) 配管切断機器

配管切断機器には、前述したパイプカッターとバイトまたはローラカッターを用 いた切断機が有り、ともに一般汎用品である。冷却系改造工事で使用した配管切断 機器の一例を図 8.3-1 に示す。バイト切断機は2個のバイトホルダを有し、ローラ カッターを取り付ける構造となっている。ステッピングモータ(図中モータと記述) により切削速度が可変となり、任意の周速度を設定できる。また、積算回転数によ り切削深さも設定可能である。



切断機本体

- 刃物台 バイト バイト
- バイト切断機(二分割配管切断機) バイト切削+ローラカッター押し切り



パイプカッター(6B以下の小口径配管切断用) 図 8.3-1 冷却系改造工事で使用した配管切断機器 1)

バイト切断機は、大口径の1次、2次主冷却系配管の切断に使用した。軽水炉等 で使用実績があり、ナトリウム配管切断作業で大きな問題となる点は特に無かった。 細かな点としては、バイト取付け時にバイトホルダからバイトの背の部分が大きく 出ている場合は、シールバッグの圧力および作業状況によってはシールバッグに引

っ掛かりシールバッグを破損する恐れのあることに注意が必要である。また、コン トローラの積算回転数によりバイトの送りを自動制御する装置は故障率が高く、手 動送りにより切削量を調整したほうが精度良く切削ができた。

(ii) シールバッグ

シールバッグに必要な条件は、狭隘な作業スペースでの装着性、作業時の視認性、 カバーガスバウンダリの保持およびグローブ装着時の作業性の何れについても良好 なことである。1次、2次主冷却系の改造工事で採用したシールバッグは、透明な 軟質塩化ビニール樹脂製で、配管に治具およびシール材を用いて固定した後、シー ルバッグの張り合わせ面をシーラーで溶着するものである。

カバーガスのバウンダリ保持のために、製作後にモックアップ試験を実施して約 0.6kPaまで加圧しても破損しない事を確認している。この圧力は、通常バウンダリ を開放する際の低圧自動制御設定圧力の 0.3kPa に対し余裕のある値である。しか し、0.3kPaではシールバッグの膨らみが硬く作業性が大幅に低下することから、実 際のシールバッグ作業時にはカバーガス圧力を手動で 0.1~0.2 kPa に調整してい る。グローブ装着時の作業性については、作業部位と想定される箇所にグローブを 合わせることで対応する。

狭隘な作業空間に合わせて柔軟な設置が可能である反面、耐圧が低くシール性が 悪い等の欠点を有する。また、設置の際に貼り合わせてシーラーで溶着することか ら再利用が困難となる。

冷却系改造工事で使用したシールバッグを図 8.3-2 に示す。

シールバッグは、中間熱交換器の1次主冷却系出入口配管のうち、ナトリウムバ ウンダリとなる内側配管、2次主冷却系出入口配管および2次ナトリウム充填ドレ ン配管の切断、ナトリウム除去、接続配管溶接等のナトリウムバウンダリの開放を 行なう際に使用しており、作業前のモックアップにより実機での使用にあたって大 きく問題となる点の無いことを確認して使用した。

シールバッグは、自己融着テープ等によりクッション部分を設けホース状のバン ドにより配管に固定するが、密着の度合いによってシール性が異なることから、以 下に述べるシーラーのシールバッグ溶着温度とともに固定方式は作業のポイントと なった。

細かな不具合として、1 次主冷却系で使用したシールバッグで、現地での溶着で シーラーの温度が低く溶着面の一部が剥がれてアルゴンガス置換時の濃度が許容値 に入らない事象が発生し、再溶着を行なったことがあった。また、作業用ゴム手袋 として市販品(家庭用のものと同等)を用いたが、工事期間を通じて数回破損した ためにその都度補修した。なお、2 次主冷却系で使用した同種類のシールバッグに 使用していたゴム手袋はグローブボックス等に使用するものであったことから破損 することは無かった。バウンダリを形成するシールバッグのゴム手袋は作業性が許 される限り丈夫なものを使用したほうが良い。


(iii) グローブボックス

グローブボックスは2次主冷却系の改造工事で使用したもので、比較的作業スペ ースを大きく取ることが可能な場合に有効である。構造が強固なため系統内圧の変 動によっても作業性は変化せず、シールバッグと比較して機密性も 3~4 倍程度良 好である。

2次冷却系の改造工事で使用したグローブボックスを図 8.3-3 に示す。

本グローブボックスの利 点は、強固であり、多少の 衝撃でも作業に支障が無く、 ガス置換を短時間で実施す ることができ、酸素濃度も 数 ppm で管理することが できることである。

欠点としては、構造が固 定されるため作業の自由度 が制限され、設置場所の寸 法、構造を詳細に調査する 必要がある。また、シール バッグより設置時間を要し 製作費も高価である。また、 グローブボックスを構成し ている鋼製フレームにより、



図 8.3-3 「常陽」MK-Ⅲ冷却系の改造工事で 使用したグローブボックス¹⁾

視野の一部が制限される場合があること、また、グローブボックスのフレームボル トを均一に締め付けないと、シール性が確保できないことが挙げられる。

(iv) 閉止治具

仮閉止治具には、ポリエチレンキャップおよび固定金具、硬質ゴム製等がある。 1次主冷却系の改造工事ではポリエチレンキャップおよび固定金具を採用した。

ポリエチレンキャップは配管の購入時等に配管端部に取り付けられている汎用品で あり、固定金具は閉止板と2分割のリングでポリエチレンキャップを固定する構造 となっている。

硬質ゴム製の仮閉止治具は、ナトリウムを除去した状態で挿入し、ゴムを挟んで いる板をボルト・ナットで締め付けることにより硬質ゴムを配管内面に密着させて 気密を保持する構造となっている。また、仮閉止治具は、系統内カバーガス圧力の 変動等により既設配管内側へ移動しないように固定金具で取り付けられている。

ポリエチレンキャップを粘着テープで固定した場合は 1.5kPa まで、固定金具で 固定した場合は 10kPa まで、さらに硬質ゴムの仮閉止治具を採用した場合には 35kPaの圧力まで耐えることをモックアップ試験で確認している。 1 次主冷却系の改造工事では、作業空間が狭隘なことと配管が二重管構造になっていることからナトリウムを除去することが極めて困難であり、硬質ゴムの仮閉止治具を取り付けることができなかった。このため、切断後に配管の隙間を若干広げてポリエチレンキャップを挿入し、粘着テープで固定した後に固定金具で固定し、その状態で、仮閉止した状態を保持し、主中間熱交換器および切断配管を撤去した後に既設配管内部のナトリウム除去を行なって硬質ゴム製の仮閉止治具を設置することとした。

2 次主冷却系の改造工事では、既設接続配管を2箇所切断することによりリング

状にすることから、切断に継続して ナトリウム除去を行い硬質ゴム製の 仮閉止治具を取付けている。

冷却系の改造工事で使用した仮閉 止治具を図 8.3-4 に示す。

ポリエチレンキャップは、上記の ように切断直後のガスバウンダリの 形成のために使用した。配管切断時 に同キャップを取付ける際、配管の 扁平率が予定していたよりも大きく、 キャップのツバの部分が長かったた めにガイドしにくく取付けに時間を 要したことがあった。このため、キ ャップのツバの部分を短くし、ツバ の端部に切り込みを入れてガイドし やすいように改良した。キャップ取 付け部のシールは粘着テープによっ て行なったが、ガスバウンダリの保 持に問題はなかった。

硬質ゴム製閉止治具はナトリウム 除去後に設置するため、ナトリウム 取扱作業上の問題は無かった。ゴム による気密保持であることから、数 十日をこえる長期間設置すると治具 の取外した後にゴムの密着跡が残る。 これは低ハロゲンの PT 洗浄液を用 いて洗浄した。

(2) ナトリウムの除去

既設配管側は、残存しているナト



1	対象	型番
1	1次主冷却系 入口配管	I型 500A
2	1 次主冷却系 出口配管	I型 450A
З	2次主冷却系 入口/出口配管	I型 300A
4	1次アルゴンガス系 入口/出口配管	I型 150A
5	1 次Na純化系配管	I型 50A
6	2次Na充填ドレン系配管	I型 25A

図 8.3-4 「常陽」MK-Ⅲ冷却系改造 工事で使用した仮閉止治具¹⁾

リウムが溶融して溶接部に影響を与えないように約 200mm 以上(実質 300mm)の 範囲でナトリウム除去し洗浄する。ナトリウムの除去にはヘラとドリルを用いた機 械的に除去する方法と、希釈アルコールを用いて化学的に除去する方法がある。冷 却系の改造工事で使用したナトリウム除去治具の一例を図 8.3-5 に示す。

(i) 機械的な除去

機械的に除去する方法として は、大口径の配管ではスクレッパ、 ヘラ等を、小口径の配管では木工 用ドリル、小型のヘラ等を用いた。 何れも市販品を手直ししたり鋼材 を簡易に加工して製作したもので ある。

1 次主冷却系の改造工事では、 大まかな掻き出しにはスクレッパ やドリルを、ナトリウム付着量が 少量になった時にはヘラを用いて 掻き出す2段階の作業とし、その 後で希釈アルコールによる拭き取 り洗浄を行った。

2 次主冷却系の改造工事では、 スクレッパ、ドリルで掻き出した 後に希釈アルコールによる拭き取 り洗浄を行った。

(ii) 化学的な除去

化学的な除去としては蒸留水 で希釈したアルコールを染み込ま せたウェスを用いて拭き取る方法 を採用した。アルコールは燃取設 備で使用実績のある変性アルコー ルを用いている。純粋なアルコー ルによる洗浄ではナトリウムアル コラートへの変性が緩やかである ことから作業に長時間を要するた



ナトリウム除去:洗浄用治工具(一部)



異物落下防止治具

図 8.3-5 冷却系改造工事で使用したナトリウム 除去治具 ¹⁾

め、「常陽」では上記の方法を採用している。

1次主冷却系の改造工事において、当初計画では 50%vol の希釈アルコールを用いることとしたが、ナトリウム - 水反応が激しいことが判明したことから危険性が

高いと判断して 70~90%vol の希釈アルコールを使用することに変更した。安全性 が高く作業効率が最も良好なものは 70%vol に希釈したアルコールであった。なお、 アルコールを希釈するために使用する水は異物混入防止の観点からバッテリー等に 使用する蒸留水を用いた。

洗浄時にはナトリウムと水の反応で水酸化ナトリウム(NaOH)が生成する。 NaOHは、高温の状態で存在すると配管を減肉させる速度が指数関数的に増加する が、短時間に洗浄することで反応生成物を除去してしまうことから、腐食への影響 は無視できる程度であると考えている。

洗浄後の最終洗浄ウェスのナトリウムを分析した結果によると、ナトリウムの除 去状況は以下のとおりであった。

1次主冷却系の改造工事では、主中間熱交換器の2次主冷却系配管(クロムモリブ デン鋼 STPA24:2¹/₄ Cr-1Mo 鋼)のナトリウム洗浄の最終拭取りに使用したウェス に付着したナトリウム量は6~8×10⁻³mg/cm²であった。

2 次主冷却系の改造工事では、1 次主冷却系での除去作業と異なり、グローブボ ックス内作業でウェスを巻き付けた棒でナトリウムの拭き取り作業を行ったことお よびグローブと配管が平行位置にあったことから、拭き取りの作業効率が悪かった。 そのため、ナトリウム洗浄の最終拭取りに使用したウェスに付着したナトリウム量 は 1.1×10⁻¹mg/cm²とほぼ 2 桁高い値であった。

なお、硬質ゴム製閉止治具の取り付けおよびキャスクの取り外し後に開先加工を 行ったことから、開先面 PT 等のため再度配管内面の洗浄を行った。このため、最 終的には1次主冷却系の改造工事での値と同等となっているものと推測される。

ナトリウム除去作業で回収またはアルコール洗浄によりウェスに拭取られたナ トリウムのうち、1次主冷却系の放射性ナトリウムは放射性廃棄物となる。このた め、ナトリウム除去作業時にシールバッグ内で専用の金属容器に収納しメンテナン ス建家へ搬入しナトリウム洗浄設備を用いて洗浄処理を行なった後に、通常の放射 性廃棄物としての処理を行なう。

(3) 溶接・検査・手直し

溶接施行管理のポイントは溶接時のバックシールガスの圧力制御、溶接時の既設 配管ナトリウム残存部の温度監視である。

配管の Tig 溶接時には、系統内カバーガスをバックシールガスとして使用し、溶 接欠陥を発生させないようにその差圧を 0.1kPa 以下とすることが必要である。系 統内圧力とシールバッグ圧力とが均圧であればその圧力が 0.1kPa より高くとも溶 接部に欠陥は生じないが、可能な限り圧力を低く管理することが望ましい。系統内 またはシールバッグ内の圧力低下時には、低下した側にガスを供給して可能な限り 均圧となるように保持する。

溶接にあたって、既設配管側は、残存しているナトリウムが溶融して溶接部に影響を与えないように、約 200mm 以上(実質 300mm)の範囲でナトリウム除去し洗

浄する。また、溶接時に残存しているナトリウムが溶融しないようにナトリウム残 存部の温度を監視することが必要である。

溶接部は材料確認、開先面検査、開先合せ検査、溶接記録確認、仕上りの外観検 査等を実施する。なお、冷却系配管のうちクロムモリブデン鋼(STPA24:2¹/₄ Cr-1Mo 鋼)の溶接部は熱処理状態を確認する必要がある。

非破壊検査としては浸透探傷試験(PT検査)および放射線透過試験(RT検査) を行う。

冷却系の改造工事では、溶接欠陥の早期検知と補修を目的に自主的に初層または 1/2 層での RT 検査を実施する。

耐圧検査としては規定圧力(系統設計圧力の1.25倍)による耐圧試験を行い、これに耐え、かつ漏えいがないことを確認する必要があるが、既設プラントとの接続部分等については、検査対象部位に規定圧力を加圧することが困難な場合が多く、 代替試験による耐圧検査を実施する。代替試験として行う非破壊検査はRT検査、 プログレス PT 検査等である。

溶接部機械試験は配管の接続部全てに行うことはなく、抜き取りでテストピース を作成して引張試験、曲げ試験等を実施する。抜き取り対象となる部位は検査機関 との検討により決定される。

溶接作業 RT 検査等により欠陥が認められた部位はグラインダを用いて研削し再 溶接する。なお、手直し作業は、バウンダリ部の研削や溶接を行なうことからバウ ンダリの貫通等の不測の事態に備えてシールバッグを設置してアルゴンガスを置換 した後に実施する。

以下に、冷却系の改造工事の手直し作業で経験したトラブル事例を示す。

(i) 溶接施行時のナトリウム滴下

主中間熱交換器の2次主冷却系接続配管(クロムモリブデン鋼、STPA24:2¹/4</sub> Cr-1Mo鋼)の溶接方法として、当初の規定により、脱水素処理を目的とした100℃ で予熱した状態での初層溶接、溶接終了後の後熱処理(420℃×2h)、その後の250℃ で予熱しながらの溶接実施の方法を採用した。後熱処理後、初層溶接のRT検査を 実施した結果、一部欠陥があることが判明した。補修を行うため100℃に予熱した 状態でグラインダによる欠陥の研削を実施したが、配管を貫通させてしまった。こ の時、溶接部研削箇所よりナトリウムの滴下があった。しかし、不測の事態に備え てシールバッグを設置してアルゴンガス置換し、かつ、シールバッグ内にステンレ ス製のナトリウム受け皿を設置して作業を実施していたため大事には至らなかった。 その後は、脱水素処理を必要としない溶接施行方法に変更した。

本事象の発生の対応として、新たに短管を製作して補修した。

(ii) 開先合せ時の合せ面からのカバーガス漏えい

1 次主冷却系配管の溶接では、開先合せとして開先内に仮付けする方法ではなく

コマを使用する方法で行った。これは、配管口径が大きいことから、開先内に仮付 け溶接をすると開先面に溶接による変形の発生する可能性があったことによる。

開先検査が開先合せの翌日となったため、開先面をアルミテープでシールして保持した。開先合せコマにより完全なシールができず、系統内アルゴンガスが若干シ ールバッグ側に漏えいし系統内カバーガスの呼吸回数が多くなった。シールバッグ の漏えいもゼロでなかったことから、グリーハウス内の局所排風機の連続運転によ る対処が必要であった。

2 次主冷却系配管の溶接では、配管口径も小さかったこともあり、開先内仮付け 溶接し、開先合せ部をテープ等で確実にシールすることができたことから系統内カ バーガスの漏えいする等の問題はなかった。

以上の経験から、溶接施工時には以下の注意が必要である。

① アルゴンガス系への低圧制御系の設置

アルゴンガス系には低圧制御できるようなシステムを設置する必要がある。バ ルブの口径が小さくないと弁の開閉のみによる制御は困難である。特に、溶接時 における欠陥を発生させないためには、シールバッグ等と均圧にすることのでき るシビアな制御が要求される。

② 開先合せ時における開先内仮付けの採用

開先検査までの間、開先部を十分シールできる開先合せ手法を検討し、カバー ガスの漏えいが発生しない工夫が必要がある。

③ 配管溶接時の既設配管のナトリウム残存部の温度監視および溶接工法の検討 溶接による入熱によって配管温度が上昇し既設配管に残存するナトリウムが 溶融して溶接部に悪影響を及ぼすことがある。そのため、残存ナトリウムが溶融 しないように温度監視するか、あるいは加熱によりナトリウムが溶融しない位置 までナトリウムを除去したり、溶接工法を選択する際にできるだけ加熱しない工 法を採用する等の対策が必要である。溶接後の欠陥による補修についても十分配 慮しておく必要がある。

8.3.3 大型機器の補修・改造

(1)「常陽」1次系主循環ポンプの改造^{8),9)}

(i) 概要

1 次主循環ポンプはカバーガスの対流による変形が懸念されたため(4.2.2(1)参照)、B号機について第3回定期検査の一環として昭和57年3月初旬から5月下旬の期間で分解点検、改造を実施した。A号機については第4回定期検査時に同様な作業を実施した。

本ポンプの分解点検、改造は放射性ナトリウムが付着した状態での作業であり、 ポンプメンテナンスキャスクを用いた初めての作業であった。放射性物質防護装備 を着用した状態でのナトリウム機器の改造については全く経験が無かったことから、 作業に先立ちリハーサルを実施して想定される作業を習熟するとともに、ポンプメ ンテナンスキャスクに関する問題点の摘出(センタリング方法、気密性、ガス置換性 能等12項目)を行ない、実作業へ反映した。

(ii) 1次主循環ポンプの構造

「常陽」の1次主循環ポンプの構造を図8.3-6に示す。

堅置自由液面遠心型であり、 ポンプ本体(インナーケーシン グ、インペラ、ディフューザ、 シャフト、メカニカルシールお よび熱遮へい・ガンマ線遮へい)、 アウターケーシングおよび駆動 電動機から構成されている。

駆動電動機は3.3kVの常用電 源から受電し、駆動する主電動 機と同一軸上に直結される。電 源喪失時にはバッテリーから給 電されるポニーモータによって 駆動される。

本工事では、MK - Ⅲ冷却系 改造工事の経年劣化対策の一環 として同一仕様の電動機を製作 して交換した。また、MK - Ⅲ での運転に伴う熱過渡を緩和す る目的で、電源喪失を除くスク ラム停止時に静止セルビウスに よるランバック制御を行うこと としてそのための改造を行った。



図 8.3-6 「常陽」1 次主循環ポンプの構造

(iii) 改造の内容

ポンプの引抜きの手順は以下の通りである。

まず、1 次主冷却系配管内のナトリウムをドレンし、原子炉容器を除いた部分の 系統降温のために予熱用窒素ガスの通気を停止し、ポンプに付帯しているヒータの 電源を停止した。ついで、1 次系内の放射性物質の濃度、特にカバーガス内に含ま れる³H の濃度を低減するために、清浄アルゴンガスで連続ガスパージを行った。 ポンプ引抜き時に干渉物となる軸封装置配管、モータ冷却用ダクト、ケーブル・モ ータ部等を撤去した後に、ポンプメンテナンスキャスクをポンプ据付け部に設置し てキャスク接続部からの漏えいのないことを清浄アルゴンガスの漏えい試験で確認 し、ポンプの据付け面からの引抜きを行った。ポンプ引抜きの際にナトリウムの付 着状況を点検窓から確認し たところ、ドレンの状態は 良好でありナトリウムは表 面に薄く付着している程度 であった。

図 8.3-7 にポンプ引抜き 時のナトリウム付着状況を 示す。

ポンプ引抜き時には、系 統内のカバーガス圧力を、 50±30mmAq から 30± 20mmAqに変更し、カバー ガスバウンダリとなるキャ スク接続部からの³H を含 んだカバーガスの漏えいを 極力低下するように維持し た。

ポンプを格納したメンテ ナンスキャスクをメンテナ ンス建家内へ搬入し、洗浄 槽へ据付けてポンプを装荷 して、同建家内のポンプ洗 う 設 備 に よ り 湿 潤 窒素 - 水洗浄により洗浄し た。ポンプの構造が複雑で あることから、洗浄はポン プ全体の洗浄 1 回と分解後 の部品洗浄 3 回の合計 4 回 実施した。洗浄にあたっては、 発生する廃液の処理方法

(廃液タンクへの貯蔵およ び廃棄物処理施設への廃液 移送)にも配慮しておく必 要がある。

部品の分解時には、ボル トネジ穴に残留していたナ



図 8.3-7 ポンプ引抜き時のナトリウム付着状況



大型グリーンハウス設置状況



ハウス内インナーケーシング設置 図 8.3-8 「常陽」のメンテナンス建家内作業状況⁸⁾

トリウムがボルトの回転による摩擦熱で発火しながら落下するトラブルが発生した が、鋼製パン上であったため大事には至らなかった。このことから、ネジ部等の隙 間に浸入したナトリウムは蒸気 - 水洗浄では完全に除去することが困難であり、さ らなる分解洗浄の必要なことがわかった。また、ナトリウムが浸入しているボルト・ ナット等の取り外しには回転により発生する摩擦熱に注意し、ナトレックス粉末等 の消火剤の準備等ナトリウムの残留を前提とした備えをしておく必要がある。

各部品の分解時の点検を行なった後、インナーケーシングへの対流防止板の取付 け(ピン穴加工・スポット溶接)を実施した。

メンテナンス建家内作業エリヤ状況を図 8.3-8 に、ポンプの分解点検の状況を図 8.3-9 に示す。



図 8.3-9 1 次主循環ポンプ B 号機の分解点検状況⁸⁾

対流防止板は、ポンプインナーケーシングの表面に加工した穴に打ち込んだピン に溶接して固定している。穴あけ加工時の切削粉の飛散による汚染拡大防止のため に、ドリル送り量を約2mmに制限して送り戻しを繰り返しながら所定の深さまで加 工することで切粉の発生を極力抑制した。また、切削油にはハロゲン含有量が原子 カ用浸透探傷検査液程度まで低減された菜種油を使用し、1箇所に付き3滴以上塗 布しないように管理し、加工後に原子力用浸透探傷検査用洗浄液で洗浄した。

対流防止板取付け後の再装荷作業はシールバッグ内で実施した。

改造以降はナトリウムと接する部分の分解点検は実施していない。

対流防止板の設置状況を図 8.2-10 に示す。



対流防止板を取り付けた1次主循環ポンプ

対流防止板

図-8.2.10 対流防止板の設置状況⁸⁾

1次主ポンプA号機はB号機と同様に対流防止板を設置したが、定期検査工程の 短縮のために、対流防止板を取り付けるインナーケーシングを含めた殆どの部品を 交換することとした。

本作業により、カバーガスバウンダリを保持するために専用のメンテナンスキャ スクを用いることが極めて有効であることが確認された。

(2) 蒸気発生器のメンテナンス技術の開発 10),11),12),14),15),16)

(i) 概要

大型機器の補修経験として、50MW 蒸気発生器を用いたナトリウム - 水反応の 発生後の再運転に向けた蒸気発生器の補修・検査等のメンテナンス技術の確立を目 的として以下の一連の研究開発が実施された。

- 蒸気発生器メンテナンス技術の研究開発
- 蒸気発生器管束部のナトリウム洗浄
- ② 蒸気発生器管束部の交換作業
- ③ 蒸気発生器構造物の健全性検査
- ④ 蒸気発生器管束部交換・検査に伴う工事
- 50 MW 蒸気発生器 2 号機の中間検査
- 構造検査、一部伝熱管の材料検査

50MW 蒸気発生器 2 号機蒸発器は、蒸気発生器の損傷を想定した工事の経験を得 ることを目的で、管束部が胴部より引き抜かれ、ナトリウム洗浄の後工場に輸送さ れた。一部の伝熱管の交換工事を実施した後、管束部を胴に復旧し再使用までの一 連の作業を実施した。交換のため取り出した伝熱管および管束構造物につて健全性 検査を実施した。 蒸気発生器の構造等の詳細については **4.2.2(3)**に記載されている。50MW 蒸気発 生器 2 号機の洗浄・解体については **8.4.2(2)**に記載されている。

(ii) 管束引き抜き、挿入

蒸気発生器のメンテナンス時には蒸気発生器管東部を本体胴より引き抜く必要 があるが、この作業は管束部を不活性ガス雰囲気内に保持した状態で実施される。 引き抜き用キャスクとしては以下の条件を満足することが必要である。

- ① 大気と完全に遮断ができ十分な気密が保たれること
- ② 蒸気発生器管束部を透視観察できること
- ③ コンパクトで管束上部への装着が簡単にでき、引き抜き時に十分な伸長が可能な こと
- ④ キャスクを胴から切り離す際、胴部に対して空気混入が生じないこと
- ⑤ 気密保持状態で管束上部平板のシート面の清掃、ダウンカマ部の各種検査および 管束下端部からのファイバスコープによる管束部の観察が可能なこと 図 8.3-11に採用されたビニール製キャスクの構造を示す。



図 8.3-11 50MW 蒸気発生器 2 号機管束引き抜き用ビニール製キャスクの構造 11)

管束引き抜きの作業は2日間にかけて 実施された。管束の温度は十分に下げら れており、ナトリウムの滴下やキャスク への付着は発生しない。初日に初期引き 抜き荷重を把握するため,管束部を約6 0mm引き上げた。この時の初期引き抜 き荷重は36tonであり問題のないことを 確認し、引き抜いた状態で翌日まで保持 した。

2日目に管束部は順調に引き抜きが行 われた。管束のナトリウム付着状態を透 明ビニールキャスクから観察しながら、 約4時間で引き抜きを完了した。作業の 状況を図 8.3-12 に示す。

管束の引き抜き完了後、管束部を洗浄 槽の真上に水平移動し、洗浄槽に設置さ れているビニール製接続キャスクへ接続 したのち、キャスクのシール膜を開き洗 浄槽と管束のキャスクを連結させた。そ の後、吊り荷重を監視しながら管束を約 3時間で徐々に洗浄槽へ挿入した。



図 8.3-12 50MW 蒸気発生器 2 号機 蒸発器の管束引き抜きの状況¹⁶⁾

作業中のキャスク内の不活性雰囲気は微圧計で圧力を監視し、接続しているガス ボンベで圧力を調整した。管束引き抜き時に使用した透明ビニール製のジャバラ構 造のキャスクは、気密性に一部難点があったものの透視性も十分であり操作性も良 好であった。窒素ガスの使用も妥当であった。

(iii) 管束部のナトリウム洗浄

(a) 洗浄プロセス

洗浄方法として、水蒸気洗浄処理と安定化処理を組み合わせた方法が採用された。 不活性雰囲気中で、窒素ガスに水蒸気を加えた混合ガスにより粗洗浄(1次処理) を行った後、純水にてリンス(2次洗浄)する。この処理で除去できないと考えら れるクレビス内の苛性ソーダを炭酸ガスと反応させ、炭酸塩に転換させる安定化処 理(3次処理)をする。安定化処理の目的は、管束部交換時の工場におけるハンド リング上の安全確保および再使用時における予熱時のアルカリ腐食割れの防止であ る。図 8.3-13 に洗浄設備の基本系統図を示す。



図 8.3-13 洗浄設備の基本系統図¹¹⁾

(b) 1次処理

窒素ガスと水蒸気 との混合ガスをコント ロールしながら水素濃 度を指標として穏やか な反応に保持して、材 料がアルカリ腐食割れ を起こすことのない温 度以下(裕度を含めて 70℃以下)に保ちつ つ洗浄作業を実施した。 1次処理の経過概要を 図 8.3-14に示す。

1 次処理に要した期 間は約4日間であり。 1 次処理により除去さ れたナトリウムの量は 洗浄潮解液のナトリウ ム分析から 7.0kgと評 価された。蒸気発生器 カバーガス部の洗浄は ナトリウム接液部に比 べて時間がかかり、特



異な発泡、付着物が生じた。 これは、蒸着したナトリウ ムが多かったためと考えら れた。

(c) 2次処理

純水を充填して循環し、 構造物表面のリンスを行っ たが水素ガスの発生もなく 順調に作業できた。2 次処 理の経過の概要を図 8.3-15 に示す。

2 次処理に要した期間は 約5日間であった。2 次処 理時に伝熱管表面等に錆が 発生したが、純水中の溶存 酸素によるものと考えられ、 純水中の溶存ガスを脱気す る必要のあることがわかっ た。蒸気発生器のクレビス 部(管台部等)を対象に減 圧沸騰洗浄およびジェット 水噴射による部分洗浄を実 施した。

(d) 3次処理

炭酸ガスを注入して苛性 ソーダを炭酸塩化する3次



図 8.3-15 2次処理の経過概要 11)

処理については、事前に予備的な試験による検討を各種の条件等を設定している。 管束および洗浄槽が2次洗浄による水分で濡れた状態にあったため乾燥に長時間を 要した。3次処理の経過の概要を図8.3-16に示す。3次処理に要した期間は約6日 間であった。長期間を要した要因のひとつとして洗浄槽の加熱不均一によりコール ドポイントへの水蒸気の凝縮現象が上げられる。しかし、1次および2次処理で残 存する可能性のある水酸化ナトリウムを、アルカリ腐食割れに与える影響のない炭 酸ナトリウムに転換するためには、水酸化ナトリウムが凝固固化する前(水分が存 在する状態)に炭酸ガスとの反応を行わせる必要がある。乾燥期間が長時間となっ たが、再使用時にアルカリ応力腐食割れの発生はなく本処理は有効であったと考え られる。 (iv) 大型機器の輸送

洗浄後の蒸気発生器管束 部を工場にて点検、補修する 場合に、管束部を工場まで輸 送する必要がある。管束部を 洗浄槽内で胴部とは別に洗浄 する場合は、洗浄槽をそのま ま輸送容器として使用するこ とが可能である。このため、 今回使用した洗浄槽はあらか じめ輸送容器として必要な構 造設計を行った。輸送手法と しては、陸上輸送、海上輸送 の2通りがあるが、陸上輸送 では積載重量(総重量:約7 0 ton)により道路運送車両法 等による他県にまたがる許認 可手続きが必要となることか ら海上輸送が選択された。

(v) 蒸気発生器管束部取替 え作業

蒸気発生器メンテナンス手 法の一環として、蒸気発生器 管束部を補修して再使用を行 う場合を想定して、以下に示 す作業を工場で実施した。

会用着用力 CO, SEE N. HE 新闻中水分 (1/nin) (m/h) 100 0 30 (°C) 0 102030 (%) 月/日 | ٥ 774/38 N。带袋 12 CO, 10 0.74 18 4 CO, 18 LL 493 12 CO, 10 1.1 18 6 \$/31 12 CO, 28 1.0 18 1 12 u 634ppm

図 8.3-16 3 次処理の経過概要¹¹⁾

- ① ダウンカマー管 33本の内 30本の新品との取替え
- ② 下部連絡管(U字管)33本の新品との取替え

③ ヘリカルコイル管第6層(7本)のみの新品との取替え

蒸気発生器管束部取替え作業を通して、ヘリカルコイル型伝熱管を伝熱管支持構造物より取り外す際に、外表面に傷の付く恐れのあることが判明し、この作業のには実施には専用冶具が必要である。また、工場で蒸気発生器の補修をする場合は、 横置きとする必要があり、横倒しにするための専用冶具が必要であることがわった。 図 8.3-17 に工場内作業の流れ図を示す。

(vi) 伝熱管材料試験結果

50MW蒸気発生器2号機蒸発器管束部の一部を解体した機会に管束部の構造検査

および材料検査を実施して、管束構造物のいずれにおいても約1万時間にわたる長 時間運転によって異常な変形や材料劣化等の発生のないことを確認した。材料検査 の結果、伝熱管のナトリウム側でのナトリウム浸漬による腐食、質量移行等の兆候 のないことがわかった。伝熱管内面のスケール付着状況についても特に異常は見ら れず正常な状況であることが確認された。引張試験およびかたさ試験の結果、顕著 な変化は認められなかった。長時間運転後の総合的な健全性が確認できた。



図 8.3-17 工場内作業の流れ図 11)

JNC TN9410 2005-011

[参考文献]

- (技術報告)"、JNC TN9410 2002-007 (2002)
- 2) (社)日本原子力学会:日本原子力学会 2003 年(第 41 回)春の年会要旨集"、p.529 ~p.531 (2003)
- 3) 叶野豊、他:"主中間熱交換器交換工事およびその他関連工事に係る放射線管理"、JNC TN9410 2002-009 (2002)
- 4) 石井貴之、他:"「常陽」MK Ⅲ冷却系改造工事-2 次主冷却系撤去機器の解体・ナトリウム洗浄作業-(技術報告)"、JNC TN9410 2002-013 (2002)
- 5) 安 哲徳、他:"高速実験炉「常陽」燃料取扱設備の運転・保守経験(6)"、JNC TN9410 90-026 (1990)
- 6) 小林哲彦、他: "高速実験炉「常陽」燃料取扱設備の運転・保守経験(7)"、JNC ZN9410 95-263 (1995)
- 7) 田村政昭、他:"高速実験炉「常陽」第3回定期点検報告 第3回定期点検のまと め"、PNC TN941 83-150 (1983)
- 8) 田村政昭、他:"高速実験炉「常陽」第3回定期点検報告 1次主循環ポンプB
 号機の分解点検"、PNC ZN941 83-93 (1983)
- 9) 動燃技報 No.103: "「大気中ナトリウム漏えい流下部における鉄系材料の腐食 機構」"、(1997.9)
- 10) 平川康、仲井悟、"大型ナトリウム機器の解体・洗浄手法の開発"サイクル機構技報 No.15 (2002)
- 11) 清川輝行、他: "SG メンテナンス技術の実証試験-総合報告書-"PNC ZJ222 80-18(1) (1980)
- 12) 小杉敏夫、谷田部敏男、他: "SG メンテナンス技術の実証試験-50MW 蒸気 発生器2号機(蒸発器)洗浄試験"PNC ZN941 80-220 (1980)
- 13) 平川康、仲井悟、"大型ナトリウム機器の解体・洗浄手法の開発"サイクル機構技報 No.15 (2002)
- 14) Tsuchiya, T., Fukuda, T., et al:Review of Japanese activities in the field of maintenance and repair of LMFBR steam Generators, IAEAIWGFR/53 Specialist Meeting on Repair og LMFBR Steam Generators, O-arai, Japan, June 4-8 (1984)
- 15) Kosugi, T., et al.:Result of demonstration tests of maintenance and repair techniques for LMFBR steam generators, IAEAIWGFR/53 Specialist Meeting on Repair of LMFBR Steam Gener-ators, O-arai, Japan(1984)
- 16) 動力炉・核燃料開発事業団、大洗工学センター: "動力炉の実用化をめざして 大 洗工学センター20年の研究開発"、PNC ZN9410 90-031 (1990)

8.4 ナトリウム施設、機器の解体

8.3 節における施設、機器の再使用を前提とした補修・改造に対して、本節では再使 用は考えずに廃棄することを前提とした施設、機器の解体の経験について記述する。 安全性を大前提にしつつ、効率的な作業が求められる。しかし、長期運転に伴う施設、 機器の健全性評価の目的で、構造の健全性に関する検査や材料試験のための試料を採 取する場合にはそのための配慮が必要である。

8.4.1 概要

「常陽」、「もんじゅ」の開発にあたって、大洗工学センターに多数の大型ナトリウム試験施設が建設されて研究開発に供された。これらの試験設備は研究開発終了後、順次洗浄・解体が行われた。非放射化ナトリウム機器の解体に当たって特に重要なことは事前のナトリウム洗浄であり、ナトリウムが洗浄された後の設備、機器の解体は特段の技術的な問題はない。そのため、本節では解体時のナトリウム洗浄法を中心に記載する。 各種の機器の解体に採用されたナトリウム洗浄法の特徴と留意点、対象機器を表 8.4-1 に示す。各種の洗浄法については 6.5 節に記載されている。

洗浄法	特徴	留意点	対象機器
アルフー	(1) クレビス部を除き洗海可能	(1)アルコール自体が 可燃性	2重管蒸気発生器
ル洗浄処	(2)材料を腐食させた	り <u>旅住</u> (2) 水素を発生	仕・直接 ヘクノソノ サず 材料試験用の
理	V	(3)廃液の処理	試料を採取すること
	(3)制御が容易		から採用。
	(4)洗浄時間が比較的		その他
	長い		
	(1)クレビス部を除き	(1)材料を腐食させる	50MW蒸気発生器
水蒸気洗	洗浄可能	可能性あり	中間熱交換器
浄処理	(2) 廃液処理が容易	(2)水素発生	SPINTA
	(3)比較的安価	(3) 熟練、技術が必要	その他
	(4)洗浄時間が短い		
	(1) 水素発生がない	(1) 大型機器への適用	コールドトラップ
燃焼処理	(2)短時間処理	困難	ダンプタンク
		(2)材料を損傷させる	その他
		可能性あり	

表 8.4-1 解体に採用したナトリウム洗浄法

本章では各種機器の解体の経験について、ナトリウムを使用している機器の解体に 特有な作業である洗浄法に着目して、不活性雰囲気中での水蒸気洗浄法の適用例として 50MW 蒸気発生器を、大気中での水蒸気洗浄法の適用例として SPINTA(カバーガス部 に空気と接触すると容易に燃焼する蒸着ナトリウムが多量に付着している)と中間熱交 換器(ナトリウム浸漬部が複雑な構造をしている)を、アルコール循環洗浄法の適用例と して 2 重管蒸気発生器を、燃焼処理法の適用例としてコールドトラップを取り上げて それぞれの経験を示した。また、ナトリウム化合物(Na-水反応生成物)の処理例とし てSWAT-3ダンプタンクの洗浄・解体を示した。

以上は非放射化機器での経験であるが、常陽において、放射化した大型の機器につい ては解体のために放射能の減衰待ちの保管をしており、直接の解体については数体の小 型の機器について経験がある。

8.4.2 非放射性ナトリウム機器の解体

(1) 50MW 蒸気発生器の解体¹⁾

(i) はじめに

50MW蒸気発生器は蒸気発生器の開発や冷却系の総合的な研究の役割を終え、1994 年に試験施設とともに解体が行われた。解体に当たっては機器の再使用は行わないこと とし、展示用のカットモデルの作成に供されることとなった。解体後、主要な構造につ いて使用後の検査が行われ、また、一部の部材については材料試験が実施された。洗浄 手法として、不活性雰囲気中での水蒸気洗浄法が採用された。これは蒸気発生器の構造 から、内部に大量のナトリウムは残留しないこと、また湿分とナトリウムとの反応によ り生成した苛性ソーダが内部に滞留することなく排出が可能なこと、および胴を洗浄容 器として使用可能である等の理由による。50MW蒸気発生器についてはその総合的な 研究開発の一環として、すでに補修技術の開発が実施され、機器の再使用を考えての洗 浄は経験しており(8.3.3(2)に記載)、それらの経験を踏まえて上記の洗浄が採用さ れた。蒸気発生器については4.2.2.(3)、7.2 に記載されている。

(ii) 50MW 蒸気発生器の概要 50MW 蒸気発生器は「もんじ ゅ」に使用される大型蒸気発生器 の研究開発を目的に建設された。
本蒸気発生器は「もんじゅ」の 1/5 の規模のモックアップであり、 ヘリカルコイル式一体貫流型であ る。蒸発器、過熱器の 2 基から 構成され、高さはそれぞれ12m、 8 mで、胴径はいずれも2mであ る。蒸発器の構造図を図 8.4-1 に示す。

(iii) 洗浄・解体手法の検討

本蒸気発生器のナトリウムの洗 浄には機器の再使用を考えないこ とから不活性雰囲気での水蒸気洗 浄法を採用した。本洗浄法は窒素



図 8.4-1 50MW 蒸気発生器蒸発器の構造図 ¹⁾

等の不活性ガスを満たした洗浄容器(胴本体にて代用)に被洗浄物を挿入し、水蒸気と 窒素の混合ガスを注入することによりナトリウムを水と反応させる手法である。反応速 度の制御は注入する蒸気量や被洗浄物の温度を制御することで可能であり、また、洗浄 容器内の酸素の排除や過大な温度上昇を避けることにより、腐食や応力腐食割れを排除 することが可能となる。

本蒸気発生器の解体は、再使用を前提としないことから合理的な解体法を採用した。 いわゆる「あんこうの吊るし切り」法により、蒸気発生器は架台に設置した状態で、外 胴から内部構造物に向かって順次溶断作業により解体する方法とした。

(iv) 洗浄・解体の結果

50MW蒸気発生器試験施設内に設置した洗浄装置を試験施設から切り離された蒸発器および過熱器に接続し、洗浄を行った。図8.4-2に洗浄装置系統図を示す。



図 8.4-2 洗浄装置系統図 1)

洗浄装置は

- ① 0.3MPaの飽和蒸気を製造するボイラユニット系
- ②ボイラから供給される蒸気と窒素供給装置から供給される窒素を所定の比率で混合した湿り窒素ガス、炭酸ガスおよび脱塩水を蒸気発生器に供給する蒸気供給系、湿分除去系および水素測定系
- ③ 洗浄により発生した水素を大気に放出する排ガス系の3つの系で構成される。
 蒸気発生器は構造上の特徴から大量のナトリウムが残留することはないが、残留ナト

リウム量は保守的に想定して最大で蒸発器、過熱器それぞれ約24kg、20kgとした。

洗浄に先立ち、全系統の真空引き、窒素ガス置換により系統内の酸素を除去した後、 約 20m³/h で窒素ガスを供給した。ナトリウムと水との反応により発生する水素濃度 を1%以下とするために、水1モルから 0.5 モルの水素が発生すると仮定して 0.3kg/h の蒸気を窒素ガスに混合して蒸発器に供給した。排ガス系での水素濃度の計測値が一定 あるいは降下した段階で、徐々に蒸気供給量を 60kg/h まで増加させた。蒸気と窒素ガ スの混合ガスを蒸発器に注入するノズルは蒸発器底部、胴部、上部に設置されており、 順次下部から上部に切り替えて注入した。洗浄中は下部の排水ノズルから凝縮水をドレ ンする系統でサンプリングおよび中和滴定により排水中のナトリウム濃度を測定した。 完了の判定基準は排ガス系水素濃度がほぼ0%であること、および排水中のナトリウム 濃度が 1g/リットル以下であることとした。蒸気注入と洗浄に12日間を要した。これ は、蒸気発生器の全てのノズルから蒸気を注入させ、判定基準である排ガス中の水素濃 度がほぼゼロとなるまでに要した期間であり、安全確保を最優先とした結果である。

図 8.4-3 に蒸気量と水素ガス濃度、図 8.4-4 に廃液中のナトリウム濃度の経時的な 変化の状況を示す。



図 8.4-3 蒸気量と水素ガス濃度の経時的な変化の状況 1)

発生水素量から算出したナトリウム洗浄量は約 8.4kg であった。一方、排水として 放出されたナトリウム量の算出結果は約 23kg であった。この差は、水素濃度計測値の 誤差、およびナトリウム酸化物は水との反応で水素を発生しないため、残留ナトリウム の一部が酸化物であったことによるものと考えられる。

蒸気注入停止後、脱塩水を蒸発器に充填し内表面に付着した苛性ソーダの洗浄を行っ

た。この時の排水中のナトリウム濃度は数 mg/リットルであり、苛性ソーダの除去量 は約 0.2kg であった。

洗浄終了後、脱塩水によるリンス、残留苛性ソーダの安定化を目的とした炭酸ガス封 入および加熱窒素ガスによる乾燥工程を経て全ての洗浄プロセスを終了した。



図 8.4-4 廃液中のナトリウム濃度の経時的な変化の状況 1)

窒素ガス置換から蒸気洗浄、脱塩水によるリンス、炭酸ガス封入による安定化処理、 乾燥工程の一連のプロセスに要した時間は約 21 日であった。所要時間の短縮化につい ては洗浄の目的に沿って検討することで可能となる。洗浄後の蒸気発生器解体において、 洗浄に起因する損傷や伝熱管支持構造部における残留ナトリウムは観察されず、不活性 雰囲気中での水蒸気洗浄法の有効性が確認された。洗浄後の解体には特段の問題はない。

(2) 原子炉容器遮蔽プラグ断熱試験装置 (SPINTA)の解体 1)

(i) 概要

研究開発を終了した大洗工学センターの大型ナトリウム試験施設の解体・撤去の一環 として、ナトリウム機器構造第1試験室に設置されていた原子炉容器遮蔽プラグ断熱試 験装置(SPINTA)が解体・撤去された。その状況について、大気に触れると燃焼しやす い蒸着ナトリウムが付着している機器のナトリウム化合物の安定化処理およびナトリウ ムの洗浄方法として採用された蒸気洗浄を中心に記述する。

(ii) 装置の概要

SPINTA は「もんじゅ」の原子炉容器上部構造を総合的に模擬した外径 4.3m、全長 13m の大型モックアップ装置であり、試験容器には燃料交換機、遮蔽プラグ、回転プラ グ、模擬燃料集合体、炉上部構造が据付けられていた。1975 年に製作・設置されて以来、 約8年間にわたってそれぞれの機器の開発試験が実施され、試験終了時点でナトリウムの付着量が最小になるようにドレンされた。その後、アルゴンガス雰囲気で約16年間保管された後、1999年に解体された。図8.4-5に試験装置の概要を示す。燃料交換機の下部は試験実施中ナトリウム中に浸漬していたが、その他の機器はナトリウム液面の上部にあり、試験実施中はカバーガスの雰囲気中にあった。試験容器の内部の状況はファイバースコープにより観測された。下部にはドレンできなかった塊状のナトリウムが約1 ton 残留するとともに、カバーガス空間に設置された遮蔽プラグの積層板にはパウダー状の蒸着ナトリウムが多量に付着していた。



図 8.4-5 試験装置の概要¹⁾

(iii) 洗浄・解体方法の検討

容器下部に溜まったナトリウムについては、内部に組み込まれている機器・構造物を 分解した後に大気中で蒸気洗浄することとした。従来、試験装置からナトリウムの付着 した機器類を取り出す場合には、発火防止のために不活性ガスを充填したビニールパッ クで機器全体を覆う手法が多く採用されている。しかし、遮蔽プラグには空気と接触し て容易に発火・燃焼する蒸着ナトリウムが多量に付着しており、しかも容器からの引き 抜き作業が長時間に及ぶことから、ビニールバックの損傷によって空気が混入してナト リウム火災を引起すことが懸念された。そこで、機器・構造物を分解する前に、容器内 に残存するナトリウム表面に炭酸化合物皮膜を形成させて安定化させる処理を施すこと とした。

安定化処理は化学的に活性なナトリウムを安定な炭酸ナトリウムに転換するものであ

るが、ナトリウムと炭酸ガスを反応させて炭酸ナトリウムを形成させるには高温条件 (約1,000℃)が必須となって非現実的である。そこで、水酸化ナトリウムが炭酸ガスと 接触して容易に炭酸化する性質を利用して、湿分を含ませた炭酸ガスを装置内部に供給 する手法が採用された。この手法により、先ずナトリウムと湿分を反応させて水酸化ナ トリウムとし、次にそれを炭酸ガスと反応させて炭酸ナトリウムに転換される。なお、 これらの反応速度は炭酸ガス中の湿分量を調整することで制御が可能である。

(iv) 処理の結果

ナトリウム安定化 処理のための機器構 成を図 8.4-6 に示す。

SPINTA へ供給す る炭酸ガスは、水を 張った容器中でバブ リングして湿分を含 ませ、ガス中の湿度 は、露点計にて計測 しながら計整した。 また、ナトリウムー 水反応素濃度の上昇を 抑えるために、不活 性ガスで希釈してか ら排気できるように、



図 8.4-6 ナトリウム安定化処理のための機器構成¹⁾

乾燥アルゴンガス供給系を設置した。安定化処理中は

 ナトリウムサ ンプルの分析
 水素濃度の計 測
 排ガス湿度の 計測
 CCD カメラに

などから反応 状況を監視した。

よる内部観察

安定化処理時 における水素発生 挙動の時間推移を 図 8.4-7 に示す。

水 素 濃 度 は 湿 り 炭酸ガスを供給 してから 2 時間



図 8.4-7 安定化処理時における水素発生挙動の時間推移 1)

後に急上昇し、5 時間後には 1.2%まで達したため、アルゴンガスによる希釈排気を行った。また、夜間には装置内に供給する湿度を 70%RH から 40%RH に下げた。処理開始から 24 時間後に、内部に挿入されていたナトリウムサンプルを採取し、表層に 2~3mm 程の炭酸ナトリウム化による白色被膜が形成されていることを確認した。その被膜をX 線回折にて同定したところ、炭酸水素ナトリウム (NaHCO₃) と炭酸ナトリウム (Na₂CO₃)であった。作業開始後約 50 時間には、発生する水素の濃度が約 1.4%に落ち着いたことから、サンプル分析および CCD

カメラによる内部観察を行った。ナトリウムの表層はすべて白色の生成物に覆われてお り安定化反応が収束したことを確認した後、湿り炭酸ガスの供給を止めて処理作業を完 了した。なお、後工程の機器分解時にはプラズマ切断や吊り上げ用フック溶接等の火気 を使用する作業があることから、装置内に残留した水素ガスを完全に排出するため、ア ルゴンガスを2日間供給した。容器下発生水素濃度、ナトリウムはドラム缶に小分けし て移送した。

(v) 解体・洗浄の結果

湿り炭酸ガス供給量

ナトリウム安定化処理後、SPINTA内部に組み込まな、CVIXIMMAC/ルゴンガスが 充填したビニールにて全体を覆い、クレーンを用いて引き抜き作業を実施した。それぞ れ取り出された機器や構造物はナトリウム処理施設に れらの作 業は従来多くの経験を有しており支|**湿り炭酸ガス中湿度** き作業を 開始してからナトリウム処理作業が完了するまで15時間を費やし、サーマルライナで は4日間に及ぶ長時間作業となったが、この間にナトリウム火災や燃焼が発生すること はなかった。

ナトリウム試験施設や実プラントの改造・解体等において、蒸着ナトリウムの発火 や燃焼事象が問題となるような場合にはナトリウム安定化処理が有効であることが確認 された。

(3) 50MW 蒸気発生器試験施設中間熱交換器の解体²⁾

(i) 概要

中間熱交換器は1次系ナトリウムと2次系ナトリウムの間で熱を伝える熱交換器で あり、外胴内面、伝熱管内外面ともナトリウムに浸漬されること、カバーガス空間を有 していること、ナトリウムの完全なドレンができない等の構造上の特徴を有しており、 その解体・洗浄には困難が多い。本中間熱交換器は1974年に50MW 蒸気発生器試験 施設が建設されて以来、1986年に各種試験が終了するまで各種の試験を実施するため の施設の重要な構成機器として運転が続けられた。その後、11年間ほどアルゴンガス が封入された状態で保持され、1997年に50MW 蒸気発生器試験施設の解体・撤去に ともなって解体された。運転中には何のトラブルも発生しておらず、補修や内部の点検 等も実施されていない。中間熱交換器の概要については4.2.2(2)に記載されている。

発

(ii) 装置の概要

図 8.4-8 に 50MW 蒸気発生器試験施 設の中間熱交換器の構造を示す。1次側 ナトリウムは胴側を上部流入ノズルより 流入し、管側を流れるナトリウムと熱交 換して下部流出ノズルより流出する。2 次側ナトリウムは中央の下降管を通り下 部プレナムに流入し、管板部で計2,044 本の直管の伝熱管に分配されて1次側の ナトリウムと熱交換しながら上部プレナ ムに入り4本のノズルより流出する。

本中間熱交換器は、伝熱管の内外面と もナトリウムに浸漬されていること、伝 熱管の径(外径15.9mm、肉厚 1.2mm)が小口径であること、1本当 たり長さ約6.3mの伝熱管を2,044本有 することから伝熱管の物量が非常に多い などの特徴があり、ナトリウム洗浄や解 体は極めて困難である。また、熱応力や 熱衝撃を緩衝させるために、上部および 下部プレナム部に熱遮へい板が設けられ



図 8.4-8 50MW 蒸気発生器試験施設²⁾

8.4 - 9

ていること、伝熱管上部がサインカーブ状の曲管に変形していること、伝熱管下部に鏡 板等が設けられていることなどの構造的特徴からナトリウムを完全にドレンすることが できない。

(iii) 洗浄・解体の方法

中間熱交換器は大型機器であること、蒸気洗浄による洗浄廃液のドレンができないこ と、大量のナトリウムの残留が予想されること等の課題がある。図 8.4-9 に撤去・運搬 の状況を示す。中間熱交換器が試験施設に設置された状態で炭酸ガスによる安定化処理 を行い、その後、内胴上部管板と胴フランジ部のボルトナットを取り外し、油圧ジャッ キ(30ton×4 基)を用いて内胴と外胴のナトリウムをせん断した。ナトリウムの固着 力を低減のため、予熱ヒータによってピストンリング部を加熱した。内胴引き抜き時





図 8.4-9 中間熱交換器の撤去・運搬の状況 2)

は、ナトリウム燃焼防止のため、内胴上部管板と胴フランジ部にビニールキャスクを取 り付け、内部の酸素濃度が3%以下になるようガス置換した。内胴の引き抜き荷重は、 ロードセルを用いて 52ton を目標に監視した。引き抜いた内胴はビニールキャスク内 に密閉された状態で天井クレーンによって架台から運搬車両の荷台へ吊り降ろし、横置 きに積載した。ナトリウム洗浄場所までの運搬時は、窒素ガスボンベを運搬車両に乗せ 固定し、キャスク内へ窒素ガスを供給した。図 8.4-10 に洗浄の状況を示す。解体・洗 浄は、内胴外表面の洗浄、内胴内面の洗浄、内胴下部鏡部および上部鏡部の切断洗浄、 伝熱管内部および下降管内表面の洗浄、内胴解体・水洗浄の順で行なった。内胴のナト リウム洗浄は、洗浄のための内胴解体は行わず、先に内胴の既存開口部と新たに開けた 穴部より蒸気洗浄ノズルを差し込んで洗浄した後に解体した。この理由は、ナトリウム の付着した状態で厚肉構造物をお切断することが困難であること、大型機器の解体であ り、ナトリウム付着物を洗浄しないで大気中保管することが困難であったためである。 内胴下部鏡部はドレン管のサイホン切れによるドレンできないナトリウムが残留してい たため、同鏡部を切断解体し、ナトリウムの掻き出しや削り取りにより除去した。伝熱 管内部および下降管内表面の洗浄は、上部および下部管板の伝熱管穴内に、伝熱管の洗 浄専用に製作した洗浄ノズル治具を取り付け、ノズルから蒸気を注入することによって 伝熱管1本毎の洗浄を行った。

(iv) 解体·洗浄結果

中間熱交換器のナトリウム洗浄前の解体では、内胴を外胴から引き抜く際に、ナト リウム固着部を切り離すために油圧ジャッキを用いる方法を採用した。本手法は引き抜 きストロークの調整が容易であり、大きな引き抜き荷重が想定される作業には適した方 法であることが判った。また、実際の経験から、ナトリウム機器の解体時にナトリウム 固着部分を引き抜く際のナトリウムせん断力は約 3.0kg/c ㎡とすることが妥当であると 考えられる。この理由として、計画では室温約 20℃で想定していたナトリウムのせん 断力は約 3.0Kg/c ㎡であり、実際のせん断荷重は 21ton であり、その荷重から逆算す ると実際のせん断力は約 2.7kg/c ㎡となった。

今回実施した内胴内部に開口部から蒸気を送り込み洗浄する方法では、蒸気注入量の 制御が困難であり、凝縮水が直接付着ナトリウムと反応した。これは作業員の危険を回 避するために洗浄治具を内胴開口部に差し込んだまま蒸気を送り込んで洗浄したため蒸 気の状態が目視できなかったことによるものである。そこで、長尺の洗浄ノズルを用い 少量ずつ蒸気を注入する方法に変更することによって凝縮水とナトリウムの反応を防止 した。蒸気洗浄および燃焼処理後の廃液重量と中和滴定から求めたナトリウム付着量は

約 60kg であった。これに対して、解体・洗浄前に推定したナトリウム付着量は約 102kg であり、実際に付着していたナトリウム量は推定の約 60%であった。この推定 量の誤差は、単位面積当たりの付着量の過大見積りやドレン溜の安全側での計算誤差に よるものであった。一方、カバーガス部では、計画時の推定ナトリウム付着量約 7kg に対し実際の付着量は約 34kg であった。この原因は、中間熱交換器の運転が長期にわ

8.4 - 12



図 8.4-10 中間熱交換器の解体・洗浄の状況²⁾

たっていることや、改造工事により一次系側のナトリウムのカバーガス中に不純物が混入し、カバーガス部にナトリウムおよび酸化ナトリウムが付着し易い環境となっていた こと等によるものと思われる。

約 40ton 以上もある大型機器のナトリウム洗浄を大気中で蒸気洗浄を行うことは国 内で初めてのことであり、貴重な経験が得られた。炭酸ガスによる付着ナトリウムの安 定化処理は万一のナトリウムの発火を防止する上で有効な手段であった。ナトリウムの 付着量や状態が完全に目視確認できないような場所を大気中水蒸気洗浄する場合、蒸気 と窒素ガスの混合中の蒸気量を少なくして蒸気とナトリウムの反応状態を慎重に確認し ながら作業を進めることが重要である。また、蒸気注入後ナトリウムと蒸気の反応が始 まるのに時間遅れがあり、洗浄状況観察の際にはその時間遅れを考慮する必要がある。

(4) 50MW 蒸気発生器試験施設大型コールドトラップ(CT)の解体 3)

(i) 概要

コールドトラップは、内部にナト リウム中の不純物を捕獲するための金 属メッシュや熱効率向上のためのエコ ノマイザ等を内包するとともに、ナト リウムを冷却し、また均一にメッシュ 部を流動させるため複雑な構造となっ ている。50MW 蒸気発生器試験施設の 1 次系に設置され、施設の解体に当た って解体・洗浄されたコールドトラッ プの構造を図 8.4-11 に示す。

本コールドトラップは直径約1m、 全長約4.3mと大型である。1次系の コールドトラップは約11年間の運転 中に1基交換されたが、本コールドト ラップは約1719時間使用されたもの である。ナトリウム酸化物や水素化物 が大量に残留していることから、ナト リウムを完全にドレンすることは困難 であった。さらに、多量の不純物を含 むナトリウムは解体時に発火の可能性 が高く、その処理にあたっては十分な 配慮が必要である。



図 8.4-11 50MW 蒸気発生器試験施設 1次系コールドトラップの構造³⁾

コールドトラップの概要については4.2.3に記載されている。

(ii) 洗浄・解体

従来、大型コールドトラップの解体・洗浄に用いられた手法としてはパラフィン溶 解槽でコールドトラップ全体を加熱し、ナトリウムを溶解流出させた後、パラフィン溶 解槽内で解体する手法が用いられてきた。この方法ではナトリウムを含んだパラフィン の処理が困難であり、さらに、大量のパラフィンを取り扱う設備が必要となる。アルコ ール洗浄や水蒸気洗浄では高濃度の不純物を含む大量の残留ナトリウムが表面積の大き いメッシュ部でアルコールや水と急激に反応するため、急激な発熱や水素生成が生じ、 その対処のためには大規模な設備が必要となる。そこで、大型コールドトラップの解 体・洗浄にあたって、解体中のナトリウム燃焼をあらかじめ想定して計画的にナトリウ ムを燃焼させる方法を採用することとした。図 8.4-12 に 50MW 蒸気発生器試験施設 の大型コールドトラップの解体・洗浄の概略手順を示す。

(ⅲ) 洗浄結果、解体結果、反映事項

メッシュ部の残留ナトリウムを燃焼処理した後にコールドトラップ本体を解体する 方法を採用したことにより、空気雰囲気中において安全かつ効率的に作業を行うことが できた。特にメッシュ部の解体は、コールドトラップを横倒しにした状態で、内部構造 物を少量づつ引き出して取り除くと同時に、胴部の上半分を細切れ状で取り除いた後に 内部構造物を引き出すことによって解体した。これらの作業の途中でメッシュ部の残留 ナトリウムが自然発火したが、その場合は作業を一次中断し、燃焼が完全に終息してか ら作業を再開した。当初の作業では、メッシュ部のナトリウムの発煙・発火防止の観点 から胴や構造物の切断はバンドソー等の火気を用いない方法で実施したが、メッシュ部 が殆ど燃焼し尽くした後には、プラズマ溶断器を用いて解体することにより作業効率を 飛躍的に改善することができた。また、本コールドトラップの解体洗浄で苦労点は、メ ッシュ部を積極的に燃焼処理するためナトリウムが発煙・発火・燃焼した場合の安全対 策処置である。特に設備対策として、既存のナトリウム燃焼処理室に長さ約 4.3mのコ ールドトラップを横倒し搬入すると、奥行き約 4mの燃焼室内に収まり切れず、さらに 解体作業スペースや解体物の保管スペース等も確保することが困難な状態であった。こ のためナトリウム燃焼室の入口通路部に鉄板等を張り付け、仮設の燃焼室に改造して対 応した。



図 8.4-12 50MW 蒸気発生器試験施設大型コールドトラップの解体・洗浄の手順 3)

(5) 蒸気発生器安全性総合試験装置ダンプタンクの解体 4)

(i) 概要

大洗工学センターの蒸気発生器安全性総合試験装置(SWAT-3)は高速炉の蒸気発生 器における伝熱管からの水漏えい事故の安全性を確認することを目的に建設されたナト リウム-水反応試験装置である。1975 年から計 19 回の蒸気発生器安全性総合試験を行 い、1996 年から設備・機器の解体作業を行った。

特に、約 15ton のナトリウムを保有できるダンプタンクは過去に行った試験で注入 された約 1.5m³の水から生成された大量のナトリウム化合物(主に、酸化ナトリウム (Na₂0)、水酸化ナトリウム(NaOH))が含まれていた。このような特殊なタンクの解 体に当たってはそれらの化合物が解体作業に及ぼす影響を十分調査・検討し、安全かつ 効率的な作業計画を策定することが重要となる。ここではその解体工法と解体結果につ いて説明する。

SWAT-3 装置およびそこで実施された試験については7.2 節に記載されている。

(ii) 試験装置

SWAT-3 は図 8.4-13 に示すよ うに、「もんじ ゆ | の 2 次冷却 系をほぼ忠実に模 擬した縮尺率 1/2.5 のモデルで、 蒸発器を模擬した 反応容器で試験を 行う。試験体は上 蓋、中間胴、下部 胴と3 分割可能 な反応容器の中間 胴に接続し、試験 毎に交換する。注 水試験は水加熱器



図 8.4-13 蒸気発生器安全性総合試験装置(SWAT-3) 4)

(電気加熱ボイラー)でつくった高温高圧蒸気を反応容器内のナトリウム中に注入して 行った。試験後は系統内のナトリウムを、生成されたナトリウム化合物とともにダンプ タンクにドレンする。

(iii) 解体前のナトリウム抜き取り

全系統のナトリウムは全てダンプタンクにドレンされており、その量はおよそ 12ton である。その中には大量のナトリウム化合物(NaOH や Na₂0)も含まれ、タンク底部に 沈殿している。

図 8.4-14 にナトリウム化合物堆積状況の推定状況を示す。タンク底部より 400mm~ 500mm 付近にまでナトリウム化合物が堆積していることを固体ナトリウムボーリング調

査(タンク上部のマンホールを利用)で確認している。また、タンク内部に挿入されているほとんどの充てん・ドレン配管もその内部に相当量の化合物が蓄積しており、使用できない状態にあった。

タンク解体作業の安全と効率を 向上させるには、できる限り多く のナトリウムを抜き取ることが必 須であり、このような状態にある タンクからのナトリウム抜き取り 方法を検討した。

図 8.4-15 にナトリウム抜き取 り配管施工方法を示す。

既設の充填・ドレ ン配管内は使用でき ないことから、別途 新設が配管を設ける必 要能したりの際、 配合がたりりウ るのでしたがですると、 にていたががいての配管 が必ずしたいにかけ ての配管にしたい が必要であった。

これらの課題を解 決するため、ナトリ



※:容器底部より400~500mm

図 8.4-14 ナトリウム化合物堆積状況の推定 4)



図 8.4-15 ナトリウム抜き取り配管施工方法 4)

ウムの抜き取り配管はタンク上部のマンホールから予備を含めた複数本を挿入すること とした。これらの配管にはカバーガス部でのコールドポイントの発生を防ぐため、内挿 ヒータ付きの二重配管とすることとした。さらに、円筒横置タンクの両鏡部下側に貫通 穴を新設し、化合物によるナトリウム溜まりが生じた場合のドレン配管を施工すること
とした。また、タンク最下部のドレン管台は、閉塞しているナトリウム化合物を出来る 限りボーリングして削りだし、ドレン用配管を施工した。

施工した計6箇所の抜き取り配管から加圧法にてナトリウムの抜き取りを実施した。

抜き取ったナトリウム量はナトリウム用 200 リットルドラム缶 68 本、約 11ton であった。最下部のドレン配管以外は化 合物の影響を受けることなく予定通り実 施することができた。その時のナトリウ ム温度は約 140℃、配管温度は約 180℃、 カバーガス圧力は約 0.05 MPa であった。

(iv) ダンプタンクの解体・洗浄

ナトリウム抜き取り後のタンク内部は 図 8.4-16 に示すように、ドレン配管や 温度計などの内部構造物には樹氷のよう な不純物の付着が、底部には推定通りナ トリウム化合物が堆積していた。塊状の 残留ナトリウムはなかった。

タンク解体方法を検討したが、最大の 難問はナトリウムを含んだ大量の堆積物 が内部に存在する状態での肉厚 19mm の 厚い鉄板の切断方法の選定にあった。プ ラズマ法による切断が最も効率的である が、切断時の熱により堆積物が燃焼する



図 8.4-16 ナトリウム抜き取り後の タンク内部の状況⁴⁾

可能性がある。ジグソーやバンドソーのような熱の発生を極力抑える機械的切断方法で は、作業に長時間を必要とし、その間、空気の巻き込みなどによる潮解、水素ガス発生、 燃焼などの危険性も高いと考えられた。また、炭酸ガスによる安定化処理は堆積物表面 の薄い層だけに留まり、ある程度の厚さを持つ大量の堆積物には内部まで安定化させる のが困難であると予想された。

このような検討の結果、最終的にはタンク底部の堆積物を乾燥砂で覆う方法を採用す ることとした。この方法では先ず、構造物表面(特に上側)に付着する化合物をマンホ ールからの作業で除去し、その後、堆積物の表面を乾燥砂で覆う。ついで、乾燥砂の厚 さは切断時の火の粉で堆積物が燃焼しないよう、最低でも 100mm 以上を確保する。そ の後、タンクを上部からプラズマ法で切断し、堆積物へのアクセスが可能となった段階 で乾燥砂中から堆積物を回収するという手順をとることとした。作業期間中は、昼夜を 通して微量の窒素ガスを封入し、空気の混入を防止することが必要であった。 乾燥砂投入から堆積物除去ま で一連の作業の流れを図 8.4-17に示す。

以下にその内容や、留意点、 結果等を示す。

(a) 乾燥砂の投入

本作業中、タンク内は不活性 雰囲気を保つため窒素ガスを連 続封入するが、空気(湿分含 む)の混入によりナトリウムや 化合物が潮解して水素ガスの発 生を伴う。そのため、水素ガス をタンク内に滞留させないよう 最も高い位置に配管を設け連続 ブローすることとした。この初 期段階で投入した乾燥砂量は約 2ton であった。

(b) 内部構造物の引き抜き

タンク上部に固定されている 配管や温度計などの構造物は固 定部周辺のタンク胴体をプラズ マ法で切断して引き抜いた。図 8.4-18 は保護スリーブ引き抜 きの様子である。

引き抜いた構造物は付着ナト リウムなどが燃焼しないように 図 8.4-17 ダンプタンク解体と堆積物除去方法 4)

専用のシートで覆い、窒素雰囲気を保ちながらナトリウム処理設備に運搬し、蒸気洗浄 した。タンク側の開口部は、薄い鉄板で覆ってステンレステープでシールした。

(c) タンク本体の切断

運搬および洗浄作業を容易にする目的で、2m 四方以内程度に小さく分割してタンク 上側からプラズマで切断する。乾燥砂の上には切断時の鉱滓(溶接、溶断時のスラグ) が、また反対側のタンク内面にはプラズマ切断跡が見られる。

(d) 堆積物の除去

タンク本体胴上側を取り除いた後、砂の中から堆積物を回収して主に燃焼処理した。 本作業では、堆積物上の砂を一時的に取り除き、コンクリート削岩機などを利用して固 い堆積物を削り取った。タンク本体胴の切断部は波面が粗く擦刺の危険があるため、切 れ目を入れたブレードホースをかぶせて養生した。このホースは保管時に行う鉄製蓋用 パッキンの役目もはたす。作業の進展に伴い乾燥砂が徐々に空気中の湿分を吸湿し、堆



積物粉末と反応することがあった。その場合、新たな乾燥砂を追加して堆積物を覆い、潮解・燃焼を防止した。

すべての堆積物を除去した後、タ ンク本体を水洗浄する。追加分も含め て作業中に使用した乾燥砂は約 3ton であった。

(e) 乾燥砂の水処理

使用した砂には微粒のナトリウム やナトリウム化合物が混じり込んでい ることから水洗浄を行った。砂の粒の 間のナトリウム等がなかなか洗浄され ないため、できる限り広い面積を持つ 容器に浅く入れ、連続して水を通して 撹拌しながら実施した。洗浄は排水が アルカリ性から中性になるまで行った。 (f) 排水処理

強アルカリの堆積物洗浄廃液は工 業用塩酸(濃度約35%)で中和した後 排水した。この解体作業で処理したナ トリウムを含む化合物(殆んどがタン ク下部の堆積物)の合計は約4 ton、



図 8.4-18 内部構造物の引き抜き 4)

その排水の中和に使用した塩酸量は約13.5tonであった。

因みに、ナトリウム漏えい火災用に採用しているナトレックス消火剤は比重が軽いた め緊急時の操作性に優れている反面、このような作業では水面に浮くため水洗浄処理す ることは困難であり、排水槽に流れ込んで水路を塞ぐなどの欠点も多い。それに比べ砂 の場合は水洗い後は一般の砂として使用して差し支えなく、再び乾燥させることでナト リウムの消火用砂としても再利用可能である。

国内で初めてとなった、大量のナトリウム化合物を保有するダンプタンクのナトリウム ム抜き取り、ナトリウム化合物の処理、タンクの解体を経験し、特殊な状況における解 体技術を構築することができた。以下の知見が得られた。

- タンク内カバーガス空間部での反応生成物による配管閉塞防止対策として電気ヒ ータ付二重配管が有効である。
- ② ナトリウム入りタンクの壁面への配管溶接施工技術が確立された。
- ③ タンク内に残留するナトリウム化合物は乾燥砂を利用する方式が有効である。

(5) 2 重管蒸気発生器の解体¹⁾

(i) 概要

2 重管蒸気発生器の開発におい て、長時間運転後の内部構造物の 構造健全性の確認や2 重管の経年 変化の確認が重要な課題である。 そのため、試験終了後のナトリウ ム洗浄法には各部の材料に影響を 与えない方法を選定する必要があ り、アルコール循環洗浄法が採用 された。

(ii) 2 重管蒸気発生器の概要

試験に供された2重管蒸気発生 器は全長 22m、胴径 0.3m、10 本の 2 重伝熱管を有し、定格交 換熱量1 MW t のナトリウムー水 熱交換器である。図 8.4-19 に 示す。

(iii) 洗浄・解体方法の検討
 2 重管蒸気発生器の洗浄はアル
 コール循環洗浄システムにより実
 施し、その作業は2重管蒸気発生
 器が据付けられている試験施設内



図 8.4-19 2 重管蒸気発生器の構造¹⁾

にアルコール循環洗浄装置を設置して実施した。図8.4-20にフローシートを示す。

アルコール循環洗浄システムは圧力開放系付のアルコールタンク、循環ポンプ、配 管、真空系より構成され、排ガス系はアルコール凝縮器、水素計、酸素計から構成され ている。残留ナトリウムとアルコールの反応熱は、2重管蒸気発生器伝熱管内へ冷却水 循環させて除熱した。



図 8.4-20 アルコール循環洗浄装置のフローシート 1)

(iv) 洗浄·解体結果

アルコール循環洗浄に先立ち、全系統の真空引き、窒素ガス置換により系統の酸素ガ スを排除した。被洗浄物である 2 重管蒸気発生器へのアルコール充填はアルコールタ ンクから低温の状態で行い、充填完了後循環運転を開始してアルコール温度15℃で5 時間循環を行った。洗浄の進捗状態を確認するため伝導度計によるアルコール伝導度の オンライン計測、サンプリングしたアルコールの中和滴定によるアルコール中ナトリウ ム純度計測を行った。

伝導度の変化が小さくなった洗浄開始6時間後に、加熱用の2 重管蒸気発生器内給 水の温度を上昇させて、アルコール温度を約40℃まで上昇させて維持した。

洗浄開始から24時間後に洗浄を終了し、アルコールのドレン、窒素ガスによる乾燥操作を実施した。伝導度の変化から計算した残留ナトリウム量は、約0.85kgであった。図8.4-21に洗浄の状況を示す。



図 8.4-21 2 重管蒸気発生器の洗浄の状況¹⁾

洗浄後、試験実施サイトで2重管蒸気発生器を2分割して製作メーカに輸送し、解体検査を実施した。管板部、2重伝熱管部等の主要構造部における外観観察および液体 浸透探傷検査を実施した結果、異常は認められなかった。また、洗浄に起因する損傷や 伝熱管バッフルプレート部等における残留ナトリウムは観察されなかった。洗浄中もア ルコールや蒸気系での操作上の問題も特に発生することはなく、本アルコール循環洗浄 の有効性が確認された。ただ、コスト上の制約から本方式は小型の機器への適用が主体 となる。

8.4.3 放射性ナトリウム機器の解体

(1) 概要

原子炉施設の改造および補修作業に関連して放射化ナトリウム機器の解体の作業が 発生する。

改造および補修作業によって撤去された弁,容器、配管等はメンテナンス建家で解体し、放射性ナトリウムの洗浄設備で湿潤窒素 - 水により洗浄した後に定常の放射性廃 棄物処理されることが一般的であり、現在までいくつかの解体作業を経験している。

炉心上部から撤去した機器は放射化されて高線量率になっており,原子炉内から取 り出された後,メンテナンス建家内洗浄槽内で湿潤窒素 - 水によるナトリウム洗浄され 同建家内廃棄物貯蔵プールで保管される。高線量のため,撤去後ただちに廃棄すること は困難であることから,放射化生成物(主に ⁶⁰Co)の減衰をまち搬出できるレベルに なった機器から切断廃棄している。現状では小型ベローズシール弁や配管の解体を実施 しているのみで、大型の機器についてはメンテナンス建家に保管して今後の解体に備え ている。

(2) 小型弁の解体

「常陽」で解体実績のある機器としては、1次ナトリウム純化系の口径が 1/2B から 1B 程度のナトリウム弁や燃料破損検出系のナトリウムミストの付着した小型のアルゴ ンガス系のベローズシール型グローブ弁であり、現在までに数基について解体を実施し ている。

解体方法は、メンテナンス建家内において透明防炎シートで製作したグリーンハウ ス内に設置し、ハウス内のナトリウムキャッチパン上でベローズのリップ溶接部を切断 し、弁棒、ベローズシール部および弁体のアッセンブリと弁箱およびノズル部に分解し て、それらを洗浄用の網かご等に収納し、放射性ナトリウム機器洗浄設備で湿潤窒素-水洗浄を実施する。

(3) 容器の解体

「常陽」ではナトリウム系統に使用されたタンクや容器を解体した実績は現時点では ないが、今後の解体に備えて、MK - III 冷却系改造工事で撤去された主中間熱交換器 2 基と 1 次系コールドトラップ 1 基が内部をアルゴンガスで置換してメンテナンス建家 に保管されている。コールドトラップはアルゴンガス封入後に溶接により閉止しており、 主中間熱交換器は 1 次系ノズル部と 2 次系ノズル部に各々圧力計および不活性ガス注 入口を設けて定例の点検時に圧力が保持されていることを確認している。

(4) 配管の解体

改造工事等で撤去された配管で、内包するナトリウムが少量でかつ解体処理まであ まり時間がかからないと予想されるものについては、切断端部をポリエチレンキャップ で覆って粘着テープで固定して仮閉止した状態で、小口径配管であれば金属容器等に封 入し、大口径配管であれば表面を防炎シート等で覆って、下記に示す解体処理を行なう。

保管期間が長期間であるかまたは内包するナトリウムが大量である場合には、切断端部を金属製のキャップまたは閉止板で覆ってシール溶接して保管する。

配管の解体およびナトリウム処理は、透明防炎シートを用いたグリーンハウス内で 行う。切断作業に使用する工具には、パイプカッタ、バイト切断機およびニブラ等の火 花が発生せず,配管への入熱が比較的少ないものを採用する。

小口径配管の切断長さは、直管部で 200mm 程度に, エルボ・ティー等の曲管部で は曲管部から伸びる直管部の長さが 50mm 以下になるように切断する。切断面にナト リウムが大量に付着または閉塞している場合は, 必要に応じて配管を密閉できるシール バッグを準備して内部を不活性ガスに置換し, ナトリウムの回収(掻き出し等)を行な った後に小型ベローズシール弁の解体と同様に洗浄用の網かご等に収納して放射性ナト リウム機器洗浄設備で湿潤窒素-水洗浄をする。

メンテナンス建家内の放射性ナトリウム機器洗浄設備は、構造上から閉塞している 状態の配管を洗浄することができないため、蒸気が通気できる穴をナトリウム閉塞部に 加工してから洗浄する。

[参考文献]

- 1) 平川康、仲井悟: "大型ナトリウム機器の解体・洗浄手法の開発"、サイクル機構技報 No.15 (2002)
- 2) 軍司稔、山本晋平ほか: "高速炉大型ナトリウム機器の解体・洗浄—50MW 中間熱 交換器(IHX)の解体・洗浄"、JNC TN9410 99-013 (1999)
- 3) 永井桂一、赤井昌紀ほか: "50MW 蒸気発生器試験施設の解体撤去―大型コールド トラップの解体・洗浄―"、JNC TN9410 2000-003 (1999)
- 4) 下山一仁: "SWAT-3 の解体とナトリウム化合物の処理"、サイクル機構技報 No.13 (2001)

8.5 放射性ナトリウムに対する管理¹⁾⁻⁵⁾

ナトリウム施設や機器の保守、補修・改造、解体等にあたって放射性ナトリウムを扱 う場合には、非放射性ナトリウムの取り扱いに加えてさらに特別な管理が要求される。 「常陽」での具体的な作業経験については 8.2、8.3、8.4 節に記載されているが、そ れらの作業における放射性ナトリウムの取り扱い上の留意事項は以下の通りである。 ① 難燃または、不燃性の放射線防護装備の着用

② 不活性ガス下でナトリウムを取り扱う場合の呼吸保護具の着用

③ 難燃または不燃性のグリーンハウス等の作業エリヤの設定

以下に、主に「常陽」での経験を中心に放射性ナトリウムの取り扱いにあたっての 共通的な事項を取り上げて記述する。

なお、放射性物質の挙動と被ばくの低減方策については 2.7 節に、ナトリウム使用に 当たっての一般的な人体防護については 9.4 節に記載されている。

8.5.1 防護装備

放射性ナトリウムを取扱う作業では、通常の放射線防護装備に加えナトリウム取扱 いに対応した防護装備を装着することが必要となる。

(1) 身体防護装備

放射性ナトリウムを取扱う身体防護装備とし ては、アルミ蒸着型の耐火服および長靴または、 難燃繊維でできた使い捨ての放射線防護服と通 常の放射線防護用長靴等がある。

また、不活性ガス内で作業を行うためのトン ネルスーツもシールバッグと同様に、不活性ガ スバウンダリとなるスーツが身体防護装備を兼 ねた構造となっている。

アルミ蒸着型耐火服等は主に非密封で大量の ナトリウムを取扱う場合に装備することが多く、 放射線防護服等はバッグ等を介して間接的にナ トリウムを取扱う場合に装備することが多い。 なお、いずれの装備もその下に通常の放射線防 護装備および管理区域内作業服を装着する。

「常陽」1次主冷却系改造工事で使用した放 射線防護装備を図 8.5-1 に示す

アルミ蒸着型耐火服については、1次主冷却 系改造工事においてはナトリウム漏えいによる 火災を想定して配備したが、実作業で装着する ことはなかった。その他の作業では、メンテナ



図 8.5-1 「常陽」 1 次主冷却系 改造工事で使用した汚染防護装備¹⁾

ンス建家内洗浄槽上部で非密封の放射性ナトリウムを取扱う場合に装着する場合があり、

難燃の放射線防護装備の上に装着する。

本耐火服は放射線に汚染することから専用の装備となるため、耐火服の内面を汚染 させないように取扱いに注意が必要である。また、長期間の使用によりアルミ蒸着部の 剥離が多くなると機能が低下するため、使用限界を適切に判断する必要がある。

トンネルスーツ装置は全長約 10mの塩化ビニール製のトンネルスーツ本体、空気供給装置(エアライン用コンプレッサ、エアラインホース、エアマスク、バックアップボンベ、エア供給切替装置)等で構成され、トンネルスーツへの空気の供給については、エアコンプレッサから行い、万が一コンプレッサからの供給が絶たれた場合は自動的に 圧縮空気ボンベ(7m³:2本)によるバックアップ供給が行われる。なお、これらの装置の機能を維持するためには3~4名の監視員が必要である。

トンネルスーツ装置の構成を図 8.5-2 に示す。



図 8.5-2 トンネルスーツ装置の構成 ¹⁾

スーツの使用にあたっては突起物や工具類使用等によるスーツ損傷防止の注意が必要である。トンネルスーツの作業性はスーツの膨らみに左右されるので、適度な空気供給と外圧調整(タンク等の密閉空間内作業の場合)を管理することが肝要である。トンネルスーツを用いたナトリウム回収作業において、エアチッパ(アルゴンガスを使用) によるナトリウム掘削試験を行ったが、そのときの排気はトランスファロータタンク内に排出されるので、タンク内部の圧力調整が必要である。また、移動時においてはトンネル部を引きずることになるので多少重く感じるが、作業性に影響を与えることはなかった。 作業性についてはトンネルスーツを着用した作業を数時間実施しても問題のないこ とを確認した。さらに、ナトリウム回収治具(エアツール、タガネ、スクレーパ)を試 用して一部の堆積ナトリウムを掘削し、回収作業上の問題のないことを確認した。なお、 トンネルスーツを着用するまでのトンネル部の通過性は体格が小柄な作業者の方が楽で あり、スーツ着用の違和感は体格によっても個人差が出る。発汗については使用時期が 3月ということもあって特に気になることはなかった。

実際には頭部から空気が噴出しているので夏場における有効性については確認する 必要がある。

(2) 呼吸保護具

呼吸保護具には半面マスク、全面マスク、エアラインマスクが有り、非密封ナトリ ウムを取扱う場合は全面マスクを装備することが必須である。

エアラインマスクはシールバッグ、グローブボックス等の内部をカバーガスで置換 した状態で作業する場合にはバック等が破損し酸欠になることを考慮して装着する場合 が多い。放射性物質に対する防護性は共通安全作業要領集の放射線管理編⁵⁰によると、 全面マスクと比較して 100 倍高く、エアラインマスクの方がマスク内を正圧に維持す るために防護性が高い。しかし、呼吸用の圧縮空気源や減圧・脱湿装置を必要とし、作 業エリヤまでエアラインマスク用配管およびホースを敷設する必要がある。また、作業 エリヤ内での動きがホースで制限される等の欠点も有している。

 1 次主冷却系改造工事で使用した呼吸保 護具を図 8.5-3 に示す。

1 次主冷却系で使用したエアラインマス クは 3 台のコンプレッサのうち 2 台が常 時運転され、圧力低警報設定値または1 台トリップで1台がバックアップ起動す るように制御される。一度に 12 人まで作 業を可能とした圧縮空気供給設備を屋外に 設置し、屋内に1台に付き4人まで供給 できる減圧ユニットを配備して作業を行っ た。問題点としては、上述したとおり、グ リーンハウス内に敷設されているホースが 作業員の動きを制限する場面も見られたが、 互いに譲り合う等の対応により回避するこ とができた。また、供給系の1台のコン プレッサが、電気系統に設置された保護装 置の作動によりトリップする事象が 1 度 発生したが、バックアップ機が正常に起動 し、作業に支障はきたすことはなかった。



図 8.5-3 1 次主冷却系改造工事で 使用した呼吸保護具¹⁾

8.5-3

8.5.2 被ばく低減

1 次主冷却系の作業における被ばくを低減するために、内部および外部被ばくの低減 対策および身体放射線防護が必要である。それぞれの対策について以下に述べる。

(1) 外部被ばく低減

外部被ばくの低減のために有効な手段としては線源からの距離をとること、作業時 間を短縮することおよび雰囲気線量率を低くすることが挙げられ、内部被ばく低減およ び身体放射線防護には適切な防護装備の装着が必要となる。

作業時間の短縮の方策としては、モックアップモデルの使用による作業工法の検討、 最適作業要領の策定、作業員に対するトレーニング等による習熟度の向上等がある。

雰囲気線量率を下げる方策としては、仮設遮へい体の設置による作業場所の雰囲気 線量率の低減がある。1次主冷却系改造工事では、仮設遮へい体として鉛毛マット 230 枚、鉛板 220 枚および鉛粒袋 80 袋を使用しることにより雰囲気線量率を約 20%低減 することができた。

鉛毛マットを選択した理由は、鉛板マットおよび鉛板よりも柔軟であり遮へい対象 物に密着させることができ、短期間では形状に対して遮へい効果を一様にすることがで きることである。欠点としては、数年以上の長期に渡り吊り下げた状態で使用するとマ ット内の鉛毛が下方に集まり遮へい効果が一様でなくなることが挙げられる。1次主冷 却系改造工事においては問題となることはなかった。

鉛板は作業足場下面に設置して使用した。また、一部の配管等の曲率が大きい部分 にも部分的に使用した。鉛毛マットと比較して安価で同一の遮へい性能を持ち必要に応 じて切断や曲げ等の加工が容易であるが、塑性変形をおこすため元の形状に戻らない欠 点がある。

鉛粒袋は、高レベルに放射化されている中間熱交換器のノズル部に切断機を設置す る際に治具と中間熱交換器の胴部に詰め込んで使用した。特に問題となることはなかった。

(2) 内部被ばく低減

内部被ばく低減は身体防護装備および呼吸保護具の適切な着用によって可能であり、 さらに作業区域の負圧管理、作業時のモニタリングおよび作業区域からの出入り管理も 重要である。1 次主冷却系配管の切断等は通常の内部被ばく低減に加えて、カバーガス 内に含まれる³H もモニタリングおよびサンプリングをする必要がある。

1 次主冷却系改造工事の内部被ばく低減対策は汚染管理と同様の内容であるため詳細 については次項に示す。

(3) 汚染管理

(i) 身体の汚染管理

身体汚染管理として、防護装備を脱装して作業区域から退出する場合に GM サーベ

イメータにより全身のサーベイを行なう。放射線のバックグランド値が高い場所につい てはバックグランド値の低い場所へ移動してから全身のサーベイを行なう。

放射性ナトリウムの取扱等に伴う身体汚染では通常 ⁶⁰Co が主体の汚染が検出される が、放射性ナトリウムの取扱状況(除染)によっては ⁵⁴Mn が主体となる場合がある。 ⁵⁴Mn は電子対生成が主であることから、GM サーベイメータで検出することが困難と なる。この様な場合は沃化ナトリウムまたはプラスチックを用いたシンチレータ等を使 用する必要がある。

1 次主冷却系改造工事においては、作業後に防護装備を脱装した後での GM サーベ イメータによる身体サーベイでは汚染が検出されず、体表面汚染検査装置(プラスチッ クシンチレータ)で検出されたことがあった。作業服表面の微小な汚染であり、内部被 ばくに至るものではなかった。作業エリヤ周辺等のスミヤ採取で検出されず、汚染源を 確定することはできなかった。

(ii) 作業区域の汚染管理

作業区域汚染防止については、ナトリウムバウンダリあるいはカバーガスバウンダ リを開放する作業(配管切断、ナトリウム除去、開先合せ、溶接等)において系統内へ の酸素混入防止のために使用するシールバッグが、同時にエリヤ汚染防止のためのバウ ンダリを構成することになり、汚染防止の役割を担っている。また、作業エリヤにはグ リーンハウスを設置し局所排風機を使用して負圧を維持する。グリーンハウスの材料は、 ナトリウム取扱いおよび火気使用を考慮して防炎シートとし、内部が監視できるように 透明のものを用いる。また、作業後の作業区域の表面汚染の状況はスミヤ法により試料 を採取し、GM サーベイメータおよび Ge 検出器を用いたγ線スペクトロメトリを用い て確認する。

1次主冷却系改造工事においては、負圧管理、維持のために作業エリヤ毎に局所排風機を設置して排気管を付属建家排気系統へ接続した。配管切断後はカバーガスの漏えいによる酸欠の可能性もあることから、排風機はカバーガスバウンダリが形成されるまで 連続運転とした。

作業後のグリーンハウス内の汚染状況確認および除染を行うことにより、作業区域 の汚染拡大防止を図ることができた。さらに、配管切断~ナトリウム除去完了~硬質ゴ ム製閉止治具設置までは、シールバッグでバウンダリを保持することから、バッグの取 扱いを注意することによって殆ど内部の汚染を封じ込めることができた。

(iii) 作業雰囲気の汚染管理

作業雰囲気の汚染管理としては、作業中のダストおよび配管バウンダリ開放時の ³H の管理が挙げられる。作業区域におけるダストは、ダストモニタによる常時監視または ダストサンプラによる集塵後の測定により管理される。前者は作業区域毎に仮設のサン プラを設置し、後者は作業毎にサンプルを採取して管理を行なう。また、バック開放前 にはバッグ内のカバーガスをサンプリングして ³H 濃度の確認を行なう。

8.5 - 5

1 次主冷却系改造工事においては、上記の管理方法を採用して作業エリヤ毎に設置し たグリーンハウスのダストのモニタリング、シールバック作業時の³H モニタリングお よびサンプリングにより適切な管理を行うことができた。

[参考文献]

- 1) 礒崎 和則,他: "「常陽」MK Ⅲ冷却系改造工事-工事管理とプラント管理-(技術報告)", JNC TN9410 2002-007 (2002)
- 2) (社)日本原子力学会:日本原子力学会 2003 年(第 41 回)春の年会要旨集", p.529~ p.531 (2003)
- 3) 大嶋 淳,他:"「常陽」MK Ⅲ冷却系改造工事-1 次系機械設備(主中間熱交換器-(技術報告)", JNC TN9410 2004-011 (2004)
- 4) 叶野 豊、他: "主中間熱交換器交換工事およびその他関連工事に係る放射線管理"、 JNC TN9410 2002-009 (2002)
- 5) サイクル機構実験炉部:共通安全作業要領集 放射線管理編

第9章 ナトリウムに係わる安全対策

9.1 ナトリウム施設の安全対策^(1),2)

本節では、試験研究用のナトリウム施設に主眼をおいて、安全確保の観点からそ の設計・製作、運転・保守および異常時の措置についてその概要と留意事項等を述 べる。原子炉施設に係る特有な事項については**第4章**および**第8章**を参照のこと。

なお、ナトリウム施設はナトリウム装置等とそれを収納する建築物および付帯設備から構成される。9.1.1 ではナトリウム施設全般について、また 9.1.2 ではその内の ナトリウム装置について述べる。

火災対応、ナトリウム取扱時やナトリウム漏えい対応時の人体防護および応急処 置に関しては後続の節で記載する。またナトリウム施設の解体やナトリウムの洗浄 処理等の特殊なナトリウム取扱上の作業安全に関する措置に関しては第6章および 第8章の関連する箇所を参照のこと。

9.1.1 ナトリウム施設の設置に関する一般的要求事項

消防法がナトリウム施設に適用されるのは、ナトリウムが消防法に定められてい る第3類の危険物であることによる。指定数量以上のナトリウムを製造、貯蔵もし くは取り扱う場合、製造所、貯蔵所および取扱所の位置、構造および設備の技術上 の基準は、消防法に基づく危険物の規制に関する政令によって定められている。詳 細は10.2.1 を参照されたい。

(1) ナトリウム試験施

設

ナトリウム試験装置が 設置されるナトリウム試 験施設は、危険物の規制に 関する政令によれば「一般 取扱所」に該当し、これの 位置、構造および設備の技 術上の基準を満足しなけ ればならない。ナトリウム 酸施設の設置または図 9.1-1に示す。消防法で定 められている指定数量以 上の大トリウムを取り扱 う試験施設を設置する場



図 9.1-1 ナトリウム試験施設の設置・変更 手続きフロー

合は、所轄の市町村長、都道府県知事あるいは総務大臣(旧自治大臣)(以下「所轄 市町村長等」)に設置許可申請を届け出て、許可を得る必要がある。また、建築物や その中に設置されているナトリウム試験装置を増設、改造する場合は、変更許可申 請を行わなければならない。ナトリウム試験施設は、所轄市町村長等の完成検査と その検査済証交付後に使用可能になる。なお、ナトリウム試験装置の容器類につい ては、通常現地据付け前に完成検査前検査を受けている。また、変更許可の場合、 変更の工事に係る部分以外の一部または全部を所轄市町村長等の仮使用承認を受け て使用することができる。

ナトリウム試験施設に対する法令上の主な要求事項は以下のとおりである。これ らは設置後も適合するように維持する義務がある。

- ①水に対して隔離されていること
- ②火気がないこと
- ③壁、屋根、柱、床、はり、階段は建築基準法に基づく不燃材料を用いること(延 焼のおそれのある外壁は耐火構造とする。)
- ④窓、出入口は防火戸とすること(ガラスを用いる場合は網入りとする。)
- ⑤他の施設等との保安距離、保有空地を有していること
- ⑥地階を設けないこと

⑦消火設備、火災報知設備、電気設備、給排気設備、避雷設備(指定数量の倍数が10倍以上の場合)および標識等の付帯設備を設けること

等である。

建築物は雨水の流入のおそれがないようにし、水道や水、蒸気を使用する部屋は、 別な建築物もしくは隔離された別室に設ける必要がある。過去の事例では、塩害な どによる腐食が引き金となり、給排気設備ダクトの腐食貫通部を経由して施設内に 雨水が浸入した例がある。このため設計時において給排気設備やダクトの構造や材 質などを防食の面から考慮するとともに、定期的に腐食状況等を確実にチェックす る必要がある。また、災害時の安全な避難通路と消火活動を行える余地を確保しな ければならない。避難通路については誘導灯や誘導標識(蓄光タイプなど)を施設 内の主要な箇所に取り付けるとともに、避難経路を明示しそのことを周知させる。 消火活動については、消火器の配置や明示は勿論のこと、試験装置と安全通路を表 示によって識別・確保して、災害現場に容易にアクセスできるように管理しておく。

試験施設内には、万一のナトリウム漏えい火災に備え、消火剤を配備する必要が ある。消火剤は法的に指定されたものを使用し、かつナトリウムの取扱量に依存し て定められた消火剤量を配備する必要がある。消火剤には炭酸ナトリウムを主成分 とするナトレックス(商品名)消火剤が多く用いられている。

また、ナトリウム消火作業時に用いる空気呼吸器、防護衣および防護面等の防護 機材や万が一作業員にナトリウムが飛散・付着した時の応急手当を行うためのシャ ワー設備を配備する。防護機材は定期点検によって常に健全な状態に保っておくと ともに、種類や数量を明示して現場の入り口付近に配備しておく。

(2) ナトリウム処理室

ナトリウム処理室も上記のナトリウム試験施設と同様に「一般取扱所」としての 規制を受ける。ただし、ナトリウム試験施設と大きく異なる点は、処理室内で水や 火気を使用しなければならないことである。このため、所轄市町村長等にこれら設 備の設置に関する特例申請の手続きを行う必要がある。

ここでは非放射性ナトリウムを取り扱うナトリウム処理室として必要と考えられ る設備について説明する。

(i) スチーム処理設備

ナトリウム付着機器の洗浄処理設備として、スチーム洗浄設備(ボイラ設備)と あわせて窒素ガス供給設備を備える。

スチーム処理は、水素ガスの燃焼を伴うことなく、穏やかに、かつ効果的にナト リウム付着機器などの洗浄を行うことが重要である。このひとつの手法として、高 Eジェット型スチーム洗浄処理があり、加熱窒素ガスとスチームとを混合し、反応 状態に合わせてスチーム密度を変えられる設備であることがポイントである。スチ ーム量および窒素ガス量を定量的に管理するには、フローメータやミキシング部を 設ける。また、スチーム温度が冷えて液化しないように、窒素ガスを加熱できる設 備も必要である。さらに、作業に伴い窒素ガスや水素ガスが放出されることになる ので、酸欠防止や水素ガスの着火防止のため十分な換気を行うことや開放された作 業環境を整備する。

(ii) 燃焼処理設備

多量のナトリウムを処理処分するのには、ナトリウムを燃焼させて化学的に安定 な酸化物または複合酸化物として処理するのが適切である。ナトリウムを燃焼させ るためには専用の燃焼室を設置する。この燃焼室は耐火構造にすることは勿論であ るが、そのほか、ナトリウムの燃焼処理によって生じるナトリウムエアロゾルの外 部への放出を防止するため、排煙を強制的に吸引集塵できる排煙処理設備(スクラ バ等)を設ける。一般的な排煙処理の手法としては、ナトリウム酸化物を含む排煙 を多量の水シャワーの中に通過させたり、ベンチュリースクラバで排煙の流速を高 めて水との衝突効果・溶解などを利用した湿式排煙処理がある。対象となる排煙処 理物質の主成分は、酸化ナトリウムや過酸化ナトリウムであることや、これらの処 理過程で水酸化ナトリウムが生成され、それが高濃度になることにより系統内に蓄 積されることなどを考慮して、排煙処理設備の設計を行うことや腐食に着目した保 守管理を適切に実施することが重要である。これまでに、排煙処理設備のエアロゾ ル捕集効率が低く、周辺の設備や自動車の塗装を痛めた例があり、可能な限り捕集 効率を高める(99%程度を目標)ことが必要である。

(ⅲ) 洗浄用シャワー設備

一般的に、機器のスチーム処理や燃焼処理等の後に最終工程として水処理を行う。 機器内の残存ナトリウムと洗浄水による反応によって生成される水素の爆発を想定 した設備対策が必要である。処理作業の安全を確保するために、遠隔操作機能を有 するシャワー設備を設けて、作業員が近づかなくても水処理を行えることが望まし い。遠隔操作は強化網入りガラスやコンクリートなどの防爆性に優れた構造物を間 に介して行うようにし、かつシャワー放出口が任意に移動できるようにする。なお、 これらの設備は上記の燃焼処理設備の中に配置するとよい。

(iv) アルコール循環設備

大型のナトリウム機器等では、機器内にアルコールを循環しつつナトリウムを処 理する場合がある。このときのアルコール循環設備としては、アルコールを循環す るための機能に加え、安全対策として次の機能を備えるようにする。第1点は、ナ トリウムとアルコールとの反応熱によるアルコール温度上昇を防止するための冷却 機能を備える。また、冷却機能には、最も低いエタノールの沸点 78.4℃を考慮して、 循環出口にアルコールの温度測定や温度上昇に伴う警報発報・緊急ドレンなどのイ ンターロックの機能を付加する必要がある。第2点はナトリウムとアルコールとの 反応により発生する水素ガスの排出機能を備えることである。この排出機能には窒 素ガスにより希釈し、水素濃度が爆発範囲下限値4体積%よりも十分に下回るよう にして放出することが重要である。水素濃度は接触燃焼式の水素計等で測定する。 放出される水素ガス中には揮発アルコールが含まれていることに留意する。第3点 は、循環アルコールの漏えい対策機能を備えることである。漏えいは可燃性ガス検 知器によって検出できる。また、アルコール(通常エチルアルコール)の燃焼範囲 下限値の 3.3 体積%を考慮し、それ以下に検出警報値を設定して早期に対応が図れ るようにする。一方、機器内のナトリウム処理状況を把握するためアルコールの電 導度の変化を計測する設備(電導度計)を備えておくと、洗浄の終了判断の目安に なる。終了判断には電導度計の指示値の静定や判断の基準を事前に定めておく。

(v) 共通設備

ナトリウム処理作業において取り扱う引火性のアルコール類の蒸気やナトリウム 処理時に発生する水素ガス等を拡散させるため、給排気設備を設ける。また、ナト リウム処理時に発生するすべての排水は、中和処理槽付きの排水設備を設けて中性 にした後に外部に排出する必要がある。中和の管理値は水質汚濁法、下水道法およ び都道府県条例に準拠しており、大洗工学センターでは pH5.8~8.6 に設定されてい る (6.5.6 参照)。また、ナトリウム処理エリアの床にグレーチングを張る等して、 処理排水を容易に中和処理槽で収集できるようにする。

カリウム単体またはカリウムを含むアルカリ液体金属(NaK:K の含有率は 56% または 78%が一般的)を処理し廃棄する際は、カリウムが天然放射性核種(⁴⁰K)を 含むため、ナトリウムにおける廃液処理とは区別して取り扱わなければならず、廃

液の放射能を事業所の管理値(都道府県との協定等で定められた値)以下にしなけ ればばらない。

(3) ナトリウム貯蔵庫

ナトリウムをドラム缶等で保管しておくナトリウム貯蔵庫は、「屋内貯蔵所」に該 当し、危険物の規制に関する政令の位置、構造および設備の技術上の基準を満足し なければならない。ナトリウム貯蔵庫は、ナトリウム試験施設に対する法令要求に 加えて以下の法令要求をも満足しなければならない。ただし、貯蔵ナトリウム量に 応じて下記の制限は緩和される。

①床面積は1,000m²以下とし、独立平家建てにすること

②軒高は 6m 未満とし、床は地盤面以上とすること

③壁、柱、床は建築基準法に基づく耐火構造とすること((1)の③に換えて)
 ④天井は設けないこと 等

9.1.2 ナトリウム装置の設計・製作

ナトリウム装置では、構成機器・構造物が所定の機能を発揮することは勿論であ るが、ナトリウムバウンダリからナトリウムを外部に漏えいさせないよう、適切な 装置設計・製作や運転管理等が重要になる。また、万一ナトリウムが漏えいした場 合に備えて、ナトリウム漏えいの早期発見や拡大防止の対策を講じる必要がある。 本小節では、ナトリウム試験装置を主眼にしてこれらについて述べる。

なお、「常陽」および「もんじゅ」についてはこれら一般的な事項に加えてさらに 特有な事項が加わる。これらについては第4章を参照のこと。また、装置の運転管 理および保守・補修上の安全対策に関しては、それぞれ 9.1.3、9.1.4、8.1節および 8.2節、8.3節に記述する。

(1) 法令要求および関連規格

消防法に基づく危険物の規制に関する政令および危険物の規制に関する規則では、 ナトリウムの大規模な使用は一般的でないため、ナトリウム特有の事項に関しては、 石油類に関するほど厳密、詳細な規定はない。

労働安全衛生法に基づく圧力容器構造規格は、圧力容器に広く適用されており、 大気圧以上で設計される一部のナトリウム装置にも適用される。この規格には、構 造設計に関して、装置の強度上の規定がある。

また、法令上の要求はないが、発生する熱応力および機械的応力(地震荷重によるものを含む。)に対して構造健全性を確保し、また電気事故を防止するため、以下 の規格等を適宜選択して設計・評価する。

①発電用原子力設備規格 設計·建設規格³⁾

②発電用原子力設備規格 設計·建設規格 第Ⅱ編 高速炉規格⁴⁾

- ③ボイラ構造規格⁵⁾
- ④ 圧力容器構造規格 6)
- ⑤鋼構造設計基準⁷⁾
- ⑥高圧ガス設備等耐震設計基準⁸⁾
- ⑦日本工業規格 圧力容器関係規格 (JIS B 8270~B 8285)⁹⁾
- ⑧電気事業法
- ⑨電気設備技術基準

(2) 設計・製作上の考慮事項

ここでは標準的なナトリウム試験装置を設計・製作するに当たっての安全上の考慮事項をまとめた。代表的な装置のフローシート¹⁰⁾を図 9.1-2 に示す。



図 9.1-2 代表的なナトリウム試験装置のフローシート¹⁰⁾

ナトリウム試験装置を構成する機器としては試験部のほかに、

①配管

②弁およびベローズ継手

③タンク(貯蔵タンク、膨張タンク)

- ④純度管理機器(コールドトラップ、プラギング計、ナトリウムサンプリング機器)
- ⑤加熱器(予熱ヒータを含む。)
- ⑥ポンプ

⑦冷却器

- ⑧カバーガス機器(ベーパートラップを含む。)
- ⑨保温

⑩計測制御機器(温度計、液面計、流量計等)

がある。以下にナトリウム試験装置各部の設計上の考慮事項を示す。本項では、第4 章と重複する部分については省略した。なお、これまでに経験したナトリウム試験 装置の不具合例を、表 9.1-1 に示す。

原子炉施設も含むナトリウム機器の運転・故障データは、機器信頼性データベー スシステム'CORDS'に入力されている¹¹⁾。'CORDS'には日米の高速炉関連施 設におけるナトリウム系の機器を中心に運転・故障経験が蓄積され、「もんじゅ」の 確率論的安全評価等に適用されてきた。

(i) 配管

配管は、ドレン操作時にナトリウムが重力によって貯蔵タンク内に戻れるように するため、連続的な傾斜を設ける。配管の傾斜は、1/50以上とするのが一般的であ る。また、過去の経験からナトリウムの閉塞を防止するため、構造的に滞留部がな いようにすることや、配管内に狭隘部をできるだけ設けないようにする。

ナトリウム配管やナトリウム機器の接続は溶接継手による。ロウ材による溶接を 用いる場合、ロウ材には銅、銀等のナトリウム中における溶解度の高い(共存性が 悪い)材料を絶対に用いないよう十分な注意を払う必要がある。特殊な締め付け継 手もあるが、極力使用を避けるべきである。試験研究の目的上やむを得ず締め付け 継手を使用する場合は、締め付けトルクの管理および気密検査(耐圧検査、ヘリウ ム漏えい検査等)を実施し、気密性が確保できていることを確認しなければならな い。装置の起動・停止に伴う温度変化により、締め付け継手部に緩みが生じる場合 があるため、装置の停止時も再度気密検査を実施する。

溶接部の酸化を防止するため、不活性ガスアーク(以下「TIG」)溶接が最良、安 全な溶接法である。溶接は原則として突合せ構造とし、必ず二層盛り以上とする。 割れや溶け込み不良は許されない。また、スラグの巻き込み、内面酸化やタレ込み の著しいものも不合格とする。溶接検査の合格基準を定めておく。

運転・停止や温度変動に伴う機器や配管の熱膨張・収縮による応力を低減するため、配管には適切な位置にエルボを設ける。また、自重や地震時の振動による配管の変形を防止するため、各部にサポートを設ける。配管のサポートには、一般的に スプリングハンガやリジットハンガ等を用いている。エルボやサポートの設置によ

り、配管に加わる応力が基準値以下であることを評価する必要がある。配管のサポ ートが不適切であった例としては表 9.1-1No.11 および図 9.1-3 を参照のこと。大口 径配管の装置では、安全対策として熱応力の厳しい部位に X、Y、Z の 3 方向の変位 を測定するための変位測定部を設けて、定期的に変位量を測定している例がある。 また、低温と高温のナトリウムが合流する部分には、高周波の温度変動による熱疲 労が生じ、配管が損傷を受けることがある。このような部位には、温度変動を緩和 するためミキシングティやミキシングタンクを設ける。

(ii) 弁およびベローズ継手

弁やベローズ継手に用いられているベローズは、その特殊な構造と薄肉材である ことから、ナトリウム装置の中で構造健全性確保の面で特に注意をはらうべきコン ポーネントのひとつである。後述の(3)(i)項のように、ベローズ破損時の対策 を図る必要がある。また、ベローズシール型ナトリウム弁は極力低温部に設け、ベ ローズ損傷の要因を低減するようにする。ベローズ継手については、許容変形量を 超えることがないように、ストッパー機構を設けるなどの構造的な対策を講じる。

また、表 9.1-1No.3 に示したように弁では弁座リークに対する配慮が必要である。 その他弁の不具合例を表 9.1-1No.4、No5 に示す。

(iii) タンク類

貯蔵タンクは、装置で保有するナトリウム全量を収納できる容量を持つものとす る。その際、使用高温状態におけるナトリウムの容積変化(とくに固相から液相に 変わる時)を考慮し、ガス空間を設けた十分な容量とする。貯蔵タンクの位置は装 置の最下部とし、ナトリウムが重力によりドレンできるようにする。なお、緊急ド レンに対処できるように、ドレン弁の開と同時にカバーガスが開放されるか、又は 他の系統と均一になるようにする。また、緊急ドレン時の貯蔵タンクへの熱応力を 緩和するため、底部、ドレンノズル部の構造やドレンナトリウムの熱拡散に配慮す る必要がある(表 9.1-1No.12、No.13 および図 9.1-4 参照)。ナトリウム装置によっ ては、タンクのドレンノズル部に脱着可能な保温材(定点観察部)を設けて、定期 的に液体浸透探傷検査等の非破壊検査を行っている。

装置内のナトリウムは、温度変化やカバーガス圧力変化に伴い容積変化が生じる。 このナトリウムの容積変化を吸収するために膨張タンクを設ける。

貯蔵タンク、膨張タンクや後述の加熱器、コールドトラップ等の長尺機器の固定 に当たっては、機器の熱変形を逃すように支持部がスライドする構造とし、取り付 けボルトの締め付けトルクを適正な値に管理する必要がある。またタンク本体は高 温で、タンク支持構造の床面への取り付け部は室温となるため、支持構造物には大 きな温度勾配が生じる。このため熱応力が高くなる場合もあるので適切な評価を行 う(表 9.1-1No.13 参照)。

松	ナトリウムチャージ前に糸続内の気密検査を十分に行い、真に度が維持されることや弁座リークがないことや弁座リーケロ語なければ、仕切用ナトリウム弁および関連糸統の予熱やでのがに維持)し、共有糸統からのガス流入を確実に防止する。	ナトリウムの純度管理やコールドスポットが生じないよう温度管理を適切に行い、系統内の不純物の付着・折出を極力排除する。
原因	汲み上げができなかった理由は、電磁ポンプ ライン内にガス溜りが生じたためと考えのだ る。その原因としては、ナトリウムチャージ 前にナトリウム系統の一部を真応引きしてい なかったこと、および貯蔵タンクを共有する 休止中装置(休止中のためカバーガスで満た されていた)のナトリウム系統と本ナトリウ ム系統を仕切るナトリウム系統と本ナトリウ なポンプダクト内にガスが流入してガス溜の 酸ポンプダクト内にガスが流入してガス溜の を引き起こし、電磁ポンプの駆動機能が失わ たお、右記の対策を施してからは電磁ポンプ によるナトリウムの設す低能が失わ たお、右記の対策を施してからは電磁ポンプ によるナトリウムの汲み上げは大障なく行む たいる。	ポンプの点検を行った結果、ダクトにナトリウム中不純物が付着していた。このため、ポンプの出口圧力が低下し、振動と異音を発生させていたものと考えられる。なお、右記の対策実施後の運転ではポンプからは異音は認められなくなった。
不具合の状況	電霧ポンプを用いて再藤ネイノを用きますとしなったり」 いの後を上述チャージを光線を との汲み上式チャージを したしたでにろんまなか。 たるにちらにからなから になるになるなかった。 たらになるに たる に たる に た し た し た し た た た た た た た た た た た た た	運転中に電磁ポンプの出口圧力が低下し、ポンプから異音が生じた。
事象の種類 (関連事項)	- - ほるポインプに その後 み F 小 (A 2 溜 0)	電磁ポンプ異 音発生 (純度管理)
No.	1	63

表9.1-1 ナトリウム試験装置における不具合事例(1)

対策	ナトリウムチャージ前には、必ず系約内の気密検査および弁律動検査を実施する。特に重要な 中については、弁座リークの無 っことを確認する。また、ドレ い後においても予熱保持や十分 に行い付着ナトリウムの芽除や たの後の弁行動確認を行う。	ナトリウムの純度管理を適切に 行う。不純物が蓄積しやすい部 位については予熱温度管理を適 切に行う。
原因	原因は、試験装置の1次系と2次系のナトリウム系統を隔離する弁の弁座リークである。 ウム系統を隔離する弁の弁座リークである。 これによって既にチャージを終えた1次系ナ トリウムから、約12時間も真空状態であっ た2次ナトリウム系にナトリウムが流入し、 さらにガス系統内まで浸入した。弁座リーク を起こした弁は、水平配管部に設置されてい たため、バルブディスクあるいはベローズ付 近にドレンしきれないナトリウムが付着し、 微開の状態で長時間放置されていた。この間、 弁に付着したナトリウムが汚れ、予熱 (200°C)では融解せず、増し締めしても全閉 にならず弁座リークを起こしたと考えられる。	弁の解体検査の結果、弁座全体にナトリウムとは異なる硬い暗緑色の物質が粒状に固まって付着していた。分析の結果、付着物には水酸化物や酸化物が多く検出された。弁の動作不良の原因はナトリウム中不純物の弁内部への蓄積によるものと考えられる。
不具合の状況	 次および2次ナトリウム系を有する試験装置において、1次系にナトリウムチャージ後、2次系にチャージするために真空引きを長時間にわたって行っていたところ、2次系のガス系統内までナトリウムが流入・閉塞した。 	試験中、試験装置のオーバフロー 配管に設置された手動止弁を全閉 にしようとしたところ、全開状態 から動作せず、ストロークにして 約1.5mm程度閉方向に動いただけ であった。 なお、本弁は今回の事象が発生す る前に1度閉塞を起こしており、 その時は予熱温度の上昇で復帰し た。
事象の種類 (関連事項)	本 御 一 し ん 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、	ナトリウム弁 の動作不良 (不純物付着)
No.	ຕ	4

表9.1-1 ナトリウム試験装置おける不具合事例(3)

事 (関連 (関連	○種類 事項)	不具合の状況	原因	松 、
ナ ト の動作 人 (村 茶 の ふ い 、 小 熟 方 よ チ () 、 、 小 類 () 、 、 小 単 の の 動作 不 一 の 動 作 ろ 動 作 不 一 の の の の の の の の の で の の で の の で の の で つ の の で つ の の つ の の つ い つ の の つ つ の つ つ の つ つ の つ つ つ つ		運転期間中ナトリウム弁の開閉で きるストロークが次第に短くなり、 最後には全閉状態から約5mm(正 常な開閉ストローク;25mm)の ストロークしか操作できない状態 になった。	解体検査を行ったところ、ベローズガイドリ ングがステムとの間で固着(かじり)してい た。また、グランドパッキン受金具の取付部 に相当するステム上の位置に深くえぐられた 傷跡(スティック)が2箇所認められた。こ れらの事実から、同一材質(SUS304)である ステムとボンネットの間で過大トルクの負荷 あるいは熱変形によりスティック現象が生じ、 また、この現象で生じた摩耗粉がベローズリ ングガイドとステムとの間に混入したことに より、かじりが生じたことが考えられる。	過大なトルクを負荷しないよう にする。また弁の予熱温度が均 一になるような予熱方法(例え ばボックス型予熱構造(主とし て輻射による加熱))を採用す る。 (注)高温ナトリウム環境下で 長時間にわたり荷重を受ける弁 座部には自己融着を防止するた め、表面硬化材を施工すること が多い。
		接点式ナトリウム液面計による液面異常の警報が発生した。 面異常の警報が発生した。 (注)同様の事例は機械式ポンプ の液位計でも経験され、この誤動 作によりポンプはトリップした。 電極を取り出し、洗浄し、再取り 付けを行うことで正常に復した。	電導性の良いナトリウム蒸気が接点式液面計 の低温部に付着・蓄積したため誤作動したも のと考えられる。	ナトリウム蒸気が付着・蓄積し やい部位を絶縁材(セラミックス材 等)で覆うなどの構造的工夫を 行う。ナトリウム蒸気が多く発 生する高温系や長期間運転する 場合には、非接触の電気誘導抵 抗型液面計を設置する。

(4)
事例(
宣
K K
22
R R
波置ぶ
試驗
4 4
$\sum_{i=1}^{n}$
+
.1-1
表9

· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·		I
対策	題絡式のナトリウム漏えい後出 器の場合は、工事時や運転中に 金属粉等のごみが混入しないよ っにセンサー部位に防護カバー 設置等の措置をとる、または猶 目の保護カバー付きのナトリウ 人検出器を採用する。この場合、 満えいナトリウムが保護カバー や通過し、センサー部に確実に 型達する。	試験装置停止期間中におけるカ バーガス管理を適切に行う。ま た、長期休止中や工事等により 不純物濃度が高くなると予想な れる場合には、チャージ時の糸 統子熱温度を高めるとともに、 コールドトラップの精製運転温 度を高めに設定した後、徐々に 降温させる運転手法をとる。
原因	検出器を取り外したところ、検出器取り付け 座の内部に錆と思われる金属粉の堆積が認め のわた。電導性のある金属粉が検出センサー 部に付着することにより誤作動したものと考 えられる。なお、この事例は空気ダクト下部 からの差込タイプの漏えい検出器であり、金 属粉は検出器が取り付けられている招気ダケ トかの に、他の誤作動例としては、ナトリウム機 器・配管に沿わせて設置された漏えいセンサ しが熟膨張によって機器と接触して短絡状態 となったために生じた誤作動も多くみられた。	装置の長期停止中にナトリウム系統内が汚れたことに起因して、チャージ後のナトリウムのプラグ温度が高まり(不純物濃度が高くなり)、プラグ温度よりも予熱温度が低かったプラギング系統の閉塞やコールドトラップ系統の流量低下を招いたものと考えられる。
不具合の状況	短絡式のナトリウム漏えい検出器が誤作動した。	長期間停止後の試験装置の運転において、純化系統(プラギング系統、コールドトラップ系統)の閉塞や流量低下が生じた。
事象の種類 (関連事項)	ナトリウイギンシンを運転して、こので、こので、「シンクを通知」であるのであるのであるのであるのであるので、こので、ころのので、ころのので、ころののので、ころのののので、ころののののののので、ころのの	ナ ト し た 大 た た た た た た た た た た
No.	2	∞

No.	事象の種類 (関連事項)	不具合の状況	原因	対策
o	配 俺 でのナ ト リウム閉塞 (予熱制御)	予熱温度を制御しているにもかかわらず、コールドトラップ出入りわらず、コールドトラップ出入り口配管でナトリウムが閉塞した。	コールドトラップ温度より低い温度の配管部 位が存在したために、不純物がその部位に析 出して閉塞したものと考えられる。その後の 調査で、その部位の実際の温度が、その部位 を制御対象とする予熱制御系統の制御温度に たべ低かったことが判明した。 (注)制御用熟慮対の位置が不適切で、その 計測温度が予熱対象部位の代表温度になって いない場合には所期の予熱温度を実現できな い。そのような例としては、熱拡散の影響を 受けやすい位置に制御用熟慮対が設置されて いる場合や広範囲にわたる部位の子熱制御を すられる。制御用熟慮対が目標予熱温度より 高めの温度を計測していると制御出力が OFF 状態となり、予熱対象部位の温度が目 標値より低下することになる。	予熱ヒータを配管や弁績の系統 式とに小分けし、それぞれの代 表位置(予熱対象範囲内で温度 むらが避けられない場合には低 めの温度を示す位置)に制御用 熱電対を設置する。また、予熱 温度監視が適切に行えるよっに、 制御用以外の熱電対を設置する ようにする。
10	ヵ配ナ器不性)蒸配御バ管トの能不住)蒸配御」のリ液、良トナ着管(2月14月)が男人位に、良ト、のえまいので、良子、のうなに、良子、のりが、良子、のりない、良子、多い都」、「大変、制」、「大熱」、「	自由液面を有するナトリウム機器(中間熱交換器、機械式ポンプ) (中間熱交換器、機械式ポンプ) とベーパートラップを結ぶカバー ガス系配管が閉塞した。この結果 これらの機器のナトリウム液面位 置の制御ができなくなった。また、 循環ナトリウム系統と貯蔵タンク と接続するカバーガス系配管が閉 塞気味となり、ナトリウムのドレ ン完了までに長い時間を要した。	機器あるいは貯蔵タンクからベーパートラップに至るガス系配管の予熱温度が低かったために、温度の低い配管部位にナトリウム蒸気が付着・蓄積して配管が閉塞したことが原因と考えられる。	ナトリウム機器等とベーパート ラップ間のガス系配管の予熱温 度を適切に管理する。また、 ベーパートラップにも予熱ヒー タを設置して、閉塞時の対応が 図れるようにする(通常時は予 熱ヒータOFFの状態とする)。

表9.1-1 ナトリウム試験装置における不具合事例(5)

対 策	温度変動に伴う配管の径方向お よび長手方向の熱膨張変位(熱 収縮)を拘束しないサポート構 造とする。また、ナトリウム配 管に対して溶接接合部のないサ ポート構造にする。 (注)通常はハンガー方式とす (注)通常はハンガー方式とす る。(図9.1-3の対策構造参照)	 (1)溶接入熱が過大にならない 溶接条件を設定して溶接を施工 する。 (2)酸洗液が溜まる構造を設け ない。 (3)熱応力を低減させる構造を 採用する。 (図9.1-4参照)
原因	配管の長手方向の熟膨張変位に対して、配管に固定したサポートリングがガイドローラ上を滑って追随する設計であったが、サポートリングがガイドローラトを滑って追随するため、サポートリングが配合の伸縮に追随できず、リング下端を支点とする曲げ応力が配管とサポートリングの点付け溶接部に生じた。サポートリングと配管を点付け溶接部に生じた。より、点付け溶接部に応力集中が生した。、れらに起因して点付け溶接部からき裂が進展・貫通した。(図9.1-3参照)	 (1)ノズルの溶接部の溶接入熱が過大であったたため内管外表面の組織が鋭敏化していた。 (2)タンク製作時に使用した酸洗液が内外管の間隙に溜まりその除去が不十分であった可能性がある。 (3)この部分は高い熱応力を繰返し受けた。 (3)この部分は高い熱応力を繰返し受けた。 (3)この部分は高い熱応力を繰返し受けた。 (3)この部分は高い熱応力を繰返し受けた。 (3)この部分は高い熱応力を繰返し受けた。 (3)この部分は高い熱応力を繰返し受けた。
不具合の状況	ナトリウム配管(SNS304)に固定したサポートリングの溶接部からき裂が発生・貫通し、約200℃のナトリウム(非放射性、100cc未満)が漏えいした。	貯蔵タンク上部に設置されたナト リウム配管ノズル部の内管と外管 を接合する溶接部からき裂が発 生・貫通し、約200CCのナトリウ ム(非放射性)が漏えいした。
事象の種類 (関連事項)	ナ ド ト イ い た た し し た た た て し た 、 て い に い た て い た て し た し た し た た た た た た た た た た た た た	ナ イン イン イン イン イン イン イン イン イン 本 神治 石 イン イン 通道 ひ
No.	11	12

表9.1-1 ナトリウム試験装置における不具合事例(6)

9.1–14

No.	事象の種類 (関連事項)	不具合の状況	原因	対 策
13	w) w) を、 を、 を、 を、 を、 を、 を、 を、 を、 を、	 1)貯蔵タンク胴に脚取り付け用当 て板を接合する隅肉溶接部および 脚を脚取り付け用当て板に接合す る隅肉溶接部にき裂が発生した。 2)タンクの真空引き時の座屈防止 用補強リングをタンク胴に接合す る隅肉溶接部にき裂が発生した。 	 熟流動解析、応力解析、強度評価等に基づき、 以下のような定常的および過渡的熱応力が繰 り返し作用したため、疲労によるき裂が発生 したものと考えられる。 (1)脚および補強リングと貯蔵タンク胴との 間に温度差が生じ、これにより熱応力が発生 した。 (2)熱衝撃試験時に高温または低温のナトリ ウムがノズルから貯蔵タンクに流入するさい に、タンク内でミキシングが完全に行われな いため温度成層化現象が生じ、タンク液面下 の部分での垂直方向温度差により熱応力が発 生した。 (3)タンクの液面近傍での上部(アルゴンガ ス部)と下部(ナトリウム部)との間に温度 	 (1)タンクの使用条件に応じた 熱応力解析を実施し健全性を評価する。 (2)熱応力が問題となる場合には補強リング構造は避け、必要な強度を板の厚さで確保する。 (3)疲労破損が問題となるケースでは隅肉溶接部の応力集中効果を適切に評価する。 (4)タンク据付時には、タンク支持部を取り付ける基礎ボルトのトルク管理を徹底させる。注意、
			走が生じ、熟心刀が発生した。 走が生じ、熟心刀が発生した。 (4)設計上は、貯蔵タンクの熱変位を考慮し イタンク脚部をコンクリート基礎に取り付け る基礎ボルト用の穴は逃げ穴構造になってい た。しかし、タンクの保守時にこれを考慮せ ずに基礎ボルトを強く締め付け、ほぼ固定状 能にしてしまった。このため、貯蔵タンク女 持部がスライドできず、タンクの温度変動に 样う熟変位を拘束した結果脚取り付け用当く 板部に応力が発生した。 (5)脚取り付け用当て板はタンク本体と同じ (5)脚取り付け用当て板はタンク本体と同じ (5)脚取り付け用当て板はタンク本体と同じ (5)脚取り付け用当て板はタンク本体と同じ (6)隅肉溶接部が応力集中を生じさせた。	

表9.1-1 ナトリウム試験装置におけろ不具合事例(7)

表9.1-1 ナトリウム試験装置における不具合事例(8)

9.1–16





図 9.1-4 不適切なノズル構造と改良例

JNC TN9410 2005-011

(iv) 純度管理機器

ナトリウム純化(不純物の除去)を行い機器の腐食を低減するとともに、系内の 閉塞を防止するためのコールドトラップや、ナトリウムの純度を管理するプラギン グ計やサンプリング系等の純度管理機器が必要である。コールドトラップおよびプ ラギング計には、エコノマイザを設けると熱効率がよくなる。コールドトラップは 内部構造のメッシュ部の範囲を均等に冷却すると不純物の捕獲能力(容量)も増大 する。また、ナトリウムサンプリング機器をナトリウム装置に設けて、適宜ナトリ ウムを採取し、純度を分析する場合もある。ナトリウムサンプリング機器には、ナ トリウム中の不純物(主に酸素)の偏析を防止するため、急冷機能が必要である。 これらの機器類はいずれも外部の空気を強制的に取り入れて冷却することが多く、 この場合はできるだけ海塩粒子などを含まない空気冷却構造が機器の腐食防止の観 点から望ましい。

純度管理に関連する不具合例を表 9.1-1No.2 と No.8 に示す。

(v) 加熱器

ナトリウム装置におけるナトリウムの加熱方法には、抵抗電熱線加熱、交流誘導 加熱およびガスバーナ加熱等が考えられる。装置の目的、加熱容量、位置および保 守方法の関係で適当なものを選択しなければならない。一般的に加熱器や予熱ヒー タには、安全性、温度制御性等からシースヒータ等の抵抗電熱線が用いられている。 また、ヒータから漏電や過電流が生じた場合、スパークにより機器が損傷するおそ れがあるので、漏電遮断器および過電流遮断器を設置する。大容量の加熱器の場合、 接続ケーブルの自己発熱が加わり、加熱器に設置のヒータ端子部が異常加熱するこ とがあり、端子部の冷却についても設計上考慮する必要がある。

(vi) ポンプ

ナトリウム装置のポンプには、取扱い性、保守性の観点から一般的に電磁ポンプ が用いられている。電磁ポンプのコイル部の温度上昇には注意を払う必要があり、 警報(またはインターロック)回路を設ける。また、電磁ポンプのダクト配管は、 通常の配管と構造的に異なっているケースやキャビテーションなどによって微振動 が生じることもあるので留意しておく必要がある。

電磁ポンプの不具合例を表 9.1-1No.1 と No.2 に示す。

(vii) 冷却器

ナトリウム中の材料試験等では、高速炉の温度勾配(ホットレグ、コールドレグ) を模擬するため、加熱器とあわせて空気冷却器を設けている。また、高温のナトリ ウム装置では、電磁ポンプ(ダクト)の破損防止のため、冷却器により電磁ポンプ へ流入するナトリウムを冷却している。空気の取り入れにおける配慮は純度管理機 器の場合と同様である。

(viii) カバーガス系

ナトリウムに直接空気が接触しないように、アルゴンや窒素等のカバーガス供給 系を設ける。窒素は500℃以上で鉄鋼材料を窒化させるため注意を要する²⁾。カバー ガス系にはナトリウムベーパトラップを取り付け、ガス供給配管の閉塞を防止する。 また、装置内の圧力の異常上昇に備え、安全弁やラプチャディスクを設ける。一般 的には、維持管理、動作精度に優れる安全弁が用いられている。特別の目的を除き ラプチャディスクの使用は避けるべきであるが、使用する場合は極薄肉であるため 厳格な保守管理が必要である。

カバーガス系の不具合例を表 9.1-1No.3 と No.10 に示す。

(ix) 予熱ヒータおよび保温材

ナトリウム配管やタンク等の予熱ヒータおよび保温材は、放熱の抑制、ナトリウ ムの融解および所定の温度維持のため必要である。

予熱ヒータは、装置を 200℃以上に加熱する能力を有するものとする。ヒータの 配置に当たっては、出力密度を適切にするとともにできるだけ均一な温度分布が得 られるようにする。予熱ヒータにはシースヒータが多く用いられおり、加熱器と同 様にヒータの漏電対策をとる必要がある。

保温材は十分に管理(乾燥)したものを用いて、水分によるナトリウム漏えい検 知器の誤動作および漏えいナトリウムとの反応を防止する必要がある。保温材の材 質は、機器の応力腐食割れ(SCC)を防止するため、塩素を含むものを用いない。 特定化学物質に指定されているアスベストも人体に有害であり、使用しない。ナト リウムの不活性化やナトリウムの固化性に優れ、かつ配管、タンク等の構造材料に 有害な影響を及ぼさない酸化アルミニウム系の材質とする¹²⁾。

保温を施工するに当たっては、清掃されかつ乾いた機器の表面に保温材を取り付ける。なお、塩化ビニールテープ等の塩化物は応力腐食割れの原因となりうるため 配管、タンク等の表面に貼付してはならない。機器の熱膨張で隙間ができるのを防止するため、滑り合えるような重ね合せ部を設ける。配管のサポート部は放熱が大きく、コールドスポットになりやすいため、十分な保温材施工を行う必要がある。 また、保温材表面の破損を防ぐため、カラー鉄板等で覆う。保温表面の温度は、作業者の火傷を防止するため、室温より30℃高い程度に納まるよう設計・製作する。

装置の一部にコールドスポットが形成されると、コールドスポット部にナトリウ ム中の不純物が凝集析出しやすくなり、これらがいったん閉塞を起こすと、通常予 熱ヒータでその箇所を加熱しても融解させることは困難になる。この場合は補修作 業が必要になることが多い。このため予熱ヒータの容量決定、配置および保温材の 設置においてはコールドスポットが生じないよう十分な配慮を行う。

予熱および保温に関連する不具合事例を表 9.1-1No.8、No.9、No.14 および No.15 に示す。

(x) 計測制御系機器

ナトリウム温度の測定には、熱電対等を使用する。主要部には予備の温度計を設 ける。機器の温度異常を防止するため、制御用温度計と異常監視用温度計を別々に 設ける。貯蔵タンクおよび膨張タンク等には、液面計を設置し、ナトリウムチャー ジ量およびドレン量を把握できるようにする。ナトリウムを循環させる場合には試 験実施上流量計測が必要になるが、永久磁石または電磁コイルを用いた電磁流量計 を使用するのが一般的である。

計測制御系機器の検出部がナトリウムにより腐食されるおそれがある場合は、 SUS304 等のステンレス鋼で被覆するかステンレス鋼管内に挿入してナトリウムと 直接接触しないようにする。また、緊急ドレン等の操作機器は、ナトリウム漏えい 等の異常時に迅速な対応を図れるようにするため、ナトリウム装置から離れた監視 室等に設置する。

計測制御系機器の不具合例を表 9.1-1No.6 および No.7 に示す。

(x i) その他の考慮事項

配管、機器を設計・製作する場合は、コールドトラップ、加熱器および冷却器の 熱容量評価、ヒートバランス評価、容積評価および圧損評価が必要である。

装置の配置設計においては、ナトリウムを容易にドレンできるようにするととも に、ナトリウムのチャージおよび運転中にガスだまりが生じないか、ガスが抜ける ように配慮する(表 9.1-1No.1 参照)。

ナトリウムに接液する構造物の形状に関しては、狭い隙間を持つ構造はナトリウ ムの滞留による不純物濃度の管理ができなくなる可能性があるので、できる限り避 ける。

架台は鋼製の支柱および床等からなり、とくに耐震性の評価が重要である。ナト リウム漏えい時にナトリウムの飛散やコンクリートとの接触を防止する構造とする。 装置の性能、安全性を確保するうえで、製作後の配管、機器について溶接部検査 (放射線透過検査、液体浸透探傷検査、ヘリウム漏えい検査)、耐圧検査、気密検査 および構成材料の検査(ミルシートのチェック)等を実施する必要がある。

(3) ナトリウム漏えい対策設備

ナトリウム装置では、万一のナトリウム漏えいを考慮して種々の対策が施される。 以下それらに関係する設備について述べる。

ナトリウム漏えいが発生する可能性が高い場所としては、配管・機器の溶接部、 弁のベローズ部、その他熱サイクルを受ける場所が考えられる。原因としては、溶 接施工不良、材料の腐食(内面・外面)および設計・製作・運転上の問題等が挙げ られる。

(i) ナトリウム漏えい検出設備

ナトリウム漏えいの発見・検出には、通常高感度のナトリウムエアロゾル検出器 または煙感知器により漏えい燃焼した時発生するナトリウム酸化物の煙を検出する 方法がとられる。また、配管、タンク等と保温材の間や受け皿内に絶縁プラグ型や ケーブル型のナトリウム漏えい検出器(漏えいしたナトリウムによる電気的短絡を 検出)によって検出する。これらはいずれも金属ナトリウムの性質、すなわち高い 電気伝導性や化学的特性(空気等との反応性)を利用したものである。なお、漏え い検出器の機能として、漏えい部位を容易に特定できることが重要である。

ナトリウム装置の構成機器の中で 最も破損しやすいのがベローシール 型ナトリウム弁のベローズ部である。 ナトリウム弁には、図 9.1-5 に示す ように、弁本体とベローズ部の間に プラグ型の漏えい検出器を設けて、 ナトリウムが弁の外部に漏出する前 に漏えいを検出し、措置できるよう にすることが望ましい。

図 9.1-6 にケーブル型ナトリウム 漏えい検出器の例¹³⁾を示す。芯線と 組網チューブがナトリウムにより短 絡することから漏えいを検出するタ イプである。この検出器は通常のも



図 9.1-5 ベローシール型ナトリウム弁の ナトリウム漏えい検出器

のよりも誤動作し難く改良したものであり、組網チューブが内部への金属片等の異 物の侵入を防止している。なお、芯線が断線した場合は警報を発するように、電気 回路が組まれている。さらに芯線には、漏えいナトリウムに対する耐食性が高いニ ッケル材を用いている。また、この漏えい検出器を使用している装置¹³⁾の場合、図 9.1-7に示すように、水平配管は下部に、垂直配管は螺旋状にそれぞれ沿わせている。 ナトリウム漏えい発生確率が高いと考えられる溶接部については水平、垂直配管と も螺旋状かつ密に沿わせている。なお、この装置のケースでは各部に検出器を二重 に設置し、2系統ともナトリウム漏えいを検出したときは自動で緊急ドレンを実施す るシステムになっている(1系統のみ検出の場合は警報のみ)。

モニターカメラにより試験装置の運転状況を監視することも、ナトリウム漏えい や異常を早期に発見するためのひとつの手段である。最近では、ネットワークの普 及により別室や別建物から容易に監視画像を見ることができる。


図 9.1-6 ケーブル型ナトリウム漏えい検出器の構造¹³⁾



垂直配管:溶接部下部に巻き付ける

図 9.1-7 ケーブル型ナトリウム漏えい検出器の取り付け方法 13)

(ii) ナトリウム拡散防止設備

ナトリウム漏えいにより影響を受ける範囲を限定する拡散防止の対策として最も よい方法は二重格納方式である。これは漏えい発生の想定される場所を二重管にす る方法、装置の一部または全部を鋼製の箱、セル等で囲う方法等が実際に用いられ ている。格納された内部に不活性ガスを入れておくと漏えいの場合にも燃焼し難く なる。セル等の気密性が保てない場合は、ナトリウム漏えいを発見した時点で、内 部に不活性ガスを送り込む構造にしておけば燃焼抑制の効果は高い。ただし、燃焼 が抑制されたからといって、セルを開放して酸素を送り込むと再着火して燃焼する 場合があるので十分な注意が必要である。セルの一例を図 9.1-8 に示す¹³⁾。



図 9.1-8 漏えいナトリウムの拡散防止のためのセル設備¹³⁾

格納の程度を下げて受け皿、樋を利用する方法もある。これは漏えいした場合に ナトリウムが配管を伝わって各部へ流れて多くの機器に影響するのを防ぐ効果があ る。装置の架台の各階に鉄板を張って堰を設置(例えば 5m²程度に区画化)し、漏 えいしたナトリウムの拡大を各区画で止める方法も用いられている。比較的大量の ナトリウムを取り扱っており、大規模のナトリウム漏えいに対する対策としては、 図 9.1-9 に示すように漏えいナトリウムを連通管により床下の受け容器に集積する 方法がある¹³。さらに受け容器内に不活性ガスを送り込めれば、ナトリウム燃焼を抑 制できる。いずれにしても対策を図る前に装置にどの程度のナトリウム漏えいが生 じるかを評価する必要がある。



図 9.1-9 漏えいナトリウムの集積設備¹³⁾

(iii) ライナ設備

コンクリート製の床面や壁面と高温の漏えいナトリウムとが接触した場合、激し く反応する。これを防止するため、鋼製ライナを設置することが安全上必要である。 鋼製ライナは、漏えい燃焼によって生成されるナトリウム酸化物(Na₂O、Na₂O₂等) による腐食減肉量を以下の評価式¹⁴⁾により求めて安全側の板厚を確保する。 $CR = C \times exp (-Q / RT)$

ここで、CR は腐食速度、mm/h C は定数 262.11(99%信頼上限) Q は活性化エネルギー 9.61×10³cal/mol R は気体定数 1.986cal/mol T は絶対温度 K

(iv) ドレン設備

ドレン系統は、その系統に位置する弁や予熱系の故障等が生じたとしても、他の ドレン系統によってナトリウムをドレンできるように多重化しておくことが望まし い。また、装置によっては、漏えい検出器により漏えい箇所を特定し、漏えい拡大 防止のための最適ドレン系統を自動選択する制御システムを採用しているケースも ある¹³⁾。

ナトリウム漏えい時等における緊急ドレンは、簡単な操作(スイッチひとつ)で 行え、かつ他のスイッチ類と識別して緊急用であることを明示しておくことが望ま しい。また、その操作スイッチは装置本体から離れた制御室等に設置する。

9.1.3 ナトリウム装置の運転管理

ナトリウム試験装置の運転の流れは概略以下のとおりである。

- ① 運転準備
 - ・ナトリウム系およびカバーガス系バウンダリの気密性の確認
 - 機器・設備の点検
 - ・弁類の開閉状態の確認
 - ・カバーガスの置換
 - 予熱
 - ・運転要領書類の整備
- 2 運転
 - ・ナトリウムの装置への充填(ナトリウムチャージ)
 - 純化運転
 - ・系統内ナトリウムの昇温(ヒートバランス設定)
 - ·通常運転
- ③ 運転停止
 - ・系統内ナトリウムの降温
 - ・系統内ナトリウムのドレン
 - ・緊急ドレン(異常発生時)
 - ・ナトリウム系のガス導通確認
 - ・弁類の開閉状態の確認
 - ·電源遮断

これらの各段階で、特に装置の健全性を維持する観点からの安全上の主な留意事項は以下のとおりである。

- ・設計で定められた最高運転温度を超えないこと。
- ・設計で想定されている条件を超える過度な熱過渡を与えないこと。
- ・設計で定められた圧力(正圧、負圧)を超えないこと。
- ・運転中に計画外のナトリウムの閉塞・凝固を防止すること(適正な純度管理、 コールドスポットの発生防止)。
- ・過大な熱応力が発生する原因となる各部温度差を発生させないこと。
- 各部の熱変形が所定の範囲内に収まっていることを確認すること。

ナトリウム試験装置の運転管理の詳細については、8.1.2を参照のこと。

9.1.4 ナトリウム装置の保守・補修

ナトリウム試験装置の保守および補修を実施するに当たっての安全対策を以下に 示す。

(1) 保守上の安全対策

ナトリウム試験装置の安全性を確保するためには、点検要領書を十分に整備して おく。点検要領書は、法令上要求される点検項目をすべて網羅する必要がある。さ らに、装置の安全性を維持する上で重要な部位については、自主保安の位置づけで 点検項目を追加する。なお、点検要領書には点検結果の合否基準およびその根拠を 示しておくことが望ましい。詳細については 8.2.2 を参照のこと。

(2) 補修上の安全対策

ナトリウム装置では、修理、改造、試料の取り出しおよび機器の交換等のために、 配管の切断やタンクのフランジの取り外し等の装置の解体を行う場合がある。解体 した配管、機器にはナトリウムが付着しており、これらを空気中にさらすと酸素や 水分と反応して、酸化、潮解や場合によっては発火することがある。これらを避け るために、一般的に次のような措置が必要である。

解体作業等におけるナトリウムの飛散を極力抑えるために、ナトリウム装置の解 体前にナトリウムをできるだけきれいに(装置壁面への付着が少ないように)ドレ ンする。これには、ナトリウム温度が高い状態(低い粘度)でドレンしたり、カバ ーガスの流れで壁面に付着しているナトリウム滴を吹き落とすことも有効である。 また、解体作業時や TIG 溶接時のカバーガスブローや耐圧検査を考慮し、装置の降 温前に弁の開閉操作(ガス流路の確保)を実施しておくことが望ましい。解体作業 時等に機器に付着したナトリウムの飛散が考えられる場合は、受け皿の設置や難燃 シート等による養生が必要である。また、ナトリウム燃焼時に備え、ナトリウム火 災用消火器を手近に用意する。

装置の解体作業時は、解体部とその周囲の温度は室温近傍であることを原則とす

9.1 - 27

る。配管の切断やフランジの開放を行う場合は、装置内への空気混入を抑制する対 策を講じる。簡易的な手法としては、不活性カバーガスを少量ずつ開放部から連続 的に放出するか、あるいはそれが難しい場合は、仮設のホース等で不活性ガスを少 量ずつ入れる。解体部品はすぐに不燃性のビニールシート等でカバーしてナトリウ ムの酸化を防ぐ。また、装置側の切断、取り外し箇所は不燃性のテープ、ゴム栓や 鋼製の仮蓋等でシールする。

大型施設・機器の補修・改造・解体の詳細については、8.3節および8.4節を参照 されたい。

9.1.5 緊急時の措置

(1) ナトリウム漏えい・火災時の措置

ここでは、ナトリウム試験装置を対象に、計画想定外のナトリウム漏えい・火災 が発生した場合の措置を示す。この時の措置は、初期対応、消火後および後処理の 作業からなるが、詳細な対応措置は、事故対応マニュアル等に従う。

(i) ナトリウム漏えい・火災発生時(発見時)の初期対応

(a) ナトリウム漏えい・火災の状況確認

現場にて計画外のナトリウム漏えい・火災を発見した者は、大声を出すなどして 付近の者に知らせるとともに、事故の状況を確認する。また、ナトリウム漏えい検 出器あるいは火災検知器が吹鳴した場合は、施設運転担当者等は直ちに当該警報発 報場所に急行し、ナトリウム漏えい発生の有無や火災の状況を確認する。これらの 状況確認は、現場確認者の安全を確保したうえで行う。

(b) 通報連絡の実施

通報連絡基準または事故対応マニュアル等に従って速やかに通報連絡を行う。

(c) ナトリウムのドレン

装置によって措置手順が異なることがあるので、基本的には運転要領書等に従う。 ドレン時の留意点は以下に示すとおりでる¹⁵⁾。

- ・発煙・発火を伴う漏えいの場合は緊急ドレンを行う。
- ・微少漏えいの場合は、状況に応じた方法でドレンを行う。例えば、ナトリウム 漏えいが極微少か、あるいは発見時点でナトリウム漏えいが既に収束しており時 間的な余裕がある場合には、貯蔵タンクへの熱応力緩和のため、ナトリウム温度 を貯蔵タンク温度付近まで降温した後(温度差を小さくする)に、ナトリウムを ドレンすることが考えられる。

・複数の装置が稼動中の場合、当該装置以外は状況によりドレン実施の是非、方 法を判断する。

・貯蔵タンクやドレン配管等からの漏えいの場合は、ドレン操作を行うことで漏 えいが拡大する可能性があるので、状況を確認した上で漏えい部上部の止め弁を 閉じて封じ込め等を行う。 JNC TN9410 2005-011

(d) 電気事故への波及防止¹⁵⁾

激しい漏えいで付近の電気工作物に影響を及ぼす場合は、漏えい部付近または下 部等に関連する電源を遮断する。

(e) エアロゾルの拡散、気流の発生および酸素供給等を防止するための措置

空調・換気設備は、ナトリウム漏えいによるエアロゾルの拡散、気流の発生および酸素供給等を防止するため、原則として停止する。その結果、エアロゾル等が消 火作業に重要な支障を及ぼす場合は、関係者で検討して措置を判断する。

(f) 初期消火活動等

初期消火活動は、冷静に状況を把握し、現場対応班長等が安全を確保できると判断した場合に防護具を着用してのナトリウムの消火作業を行う。なお、ドレン操作が終了するまでは漏えいが継続しており消火作業は行わない。ナトリウムの漏えいに係る箇所について、窒素雰囲気に置換できる設備となっている場所については、 窒素ガスによる窒息消火についても検討する。また、事故の状況に応じて、延焼防止、二次的被害防止などの必要な応急措置をとる。

(ii) 消火等の確認

ナトリウム漏えい・火災の終息に当たっては、次の事項を確認する。**9.3.1**も参照 のこと。

①ナトリウムの漏えいが停止していること。

②目視にて煙や炎が見えないこと。

③燃焼生成物の温度がナトリウムの固化する温度(98℃)以下となっていること。

④雰囲気温度(火災発生場所の周囲)が常温程度になっていること。

⑤鎮火の判断は、管轄消防署の確認を受けることにより行うこと。

⑥鎮火確認後も燃焼生成物の処理が完了するまで監視を継続する。

(iii) ナトリウム漏えい・火災後(鎮火後)の措置

(a) ナトリウム漏えいの場所、規模、状況の確認

ナトリウム火災の鎮火後、それ以降の措置を検討するため、漏えい場所、規模、 状況の確認を再度行う。

(b) 試験装置等の点検

当該箇所以外で漏えいが発生していないことおよび各種設備への漏えい・火災の 影響の有無を確認するため試験装置等を点検する。

(c) 漏えいナトリウムの回収・処理

未燃焼ナトリウムを含む場合(表面がスポンジ状にまたはコークス状になったナ トリウム酸化物との混合燃焼生成物)は、空気に触れると再着火するおそれがある

(9.3.2 参照)ので、不活性ガスまたはナトレックス消火剤を封入した鋼製容器内に 速やかに回収・除去する。回収・除去作業時には、必ず定められた防護具を着用し、 乾燥させたスコップ、ヘラ等の除去機材を用いて行う。(9.3.3 を参照) (d) ナトリウム等の廃棄処理

回収・除去したナトリウムは、できるだけ早い時期に安全な方法で最終処理を行 う必要がある。少量の場合には、ナトリウム付着機器の洗浄と同様に水蒸気処理、 アルコール処理等を実施する。この際、処理対象のナトリウムの性状、あるいは機 器への付着状況、機器の再使用の有無等によっていくつかの処理方法があり、その 中から適切な方法を検討しナトリウムの廃棄処理を行う。その量が多量の場合には 燃焼処理が一般的な方法である。また、許可を受けた専門メーカー等にその処置を 委託することもひとつの方法である。

使用したナトレックス消火剤には未燃焼ナトリウムが混在している可能性がある ため、一時保管後、水を散布するなどして確実にナトリウムのない状態とした後、 少量の場合には水処理も可能であるが、多量の場合には専門業者に処理を依頼する¹ ⁵⁾(**9.3.3**を参照)。

(2) 停電時の措置

- ナトリウム試験装置の運転中に停電が生じた場合は、以下の措置をとる¹⁵⁾。
- ①人身事故等の二次災害および誤操作等を防止するため、非常電源や懐中電灯等により照明を確保する。
- ②異常の拡大防止、誤操作防止等のため、非常電源等により監視用計測機能等を 確保し、装置の状況を確認する。
- ③ナトリウムの凝固を防止するため、装置の対応が可能な場合は、以下の措置を 行う。
 - a. 予熱ヒータ、加熱器等で予熱温度保持

b. 循環ポンプを起動して低速のナトリウム循環運転

- ④予熱保持ができない場合や停電が長引く等でナトリウム凝固のおそれがあり装置に支障を及ぼす場合は、ナトリウムのドレンを行う。
- ⑤復電の際は、電気的な確認とともに、ナトリウム漏えい、凝固等の有無を確認したうえで、異常がない場合に運転復旧を行う。異常が認められる場合はそれへの対策措置を行った後に運転を行う。

9.1.6 安全に係わる教育・訓練

ナトリウム取扱作業は危険物取扱者免状を所持している危険物取扱者またはその 立会いのもとでなければ行ってはならない(10.2.1 参照)。ナトリウム取扱作業を行 う者は作業を安全に実施するために、ナトリウムに関する基礎的知識の習得や作業の習 熟に努める必要がある。さらに万一の事態に備え、各職場における規則に従った保安教 育・訓練等を通じて適切な行動を取れるようにしておかなければならない。教育・訓練 の例を以下に示す。

(1) 取扱い教育訓練(主としてナトリウム取扱作業を行う者を対象)

- ①ナトリウムの性質、取扱い、人体への影響などに関する教育
- ②ナトリウム取扱い実技訓練
- ③消火器の取扱いおよび消火訓練
- ④防護具および空気呼吸器の取扱い訓練
- ⑤応急処置法や救急用具等に関する教育訓練
- (2) 行動訓練(ナトリウムを取扱う部署の組織を対象)
 - ①組織や活動班による通報・連絡訓練
 - ②避難、防護活動訓練
 - ③ナトリウム装置類の緊急停止操作訓練
- など

特に、ナトリウムを大気開放状態で直接取扱う作業、ナトリウム系統等のバウンダリ を開放する作業、気密性を堅持することに技量を要するビニールパック内でナトリウム を取扱う作業等(ナトリウム直接取扱作業)に従事する者は、「ナトリウム直接取扱作業 者の技能教育と技能認定要領」に基づき、技能教育としてのナトリウム取扱作業用の机 上教育と実技訓練及びナトリウム取扱指揮者用の机上教育を受け、認定を受けなければ ならない¹⁵⁾。

[参考文献]

- 1) 動力炉·核燃料開発事業団:"基礎高速炉工学"、日刊工業新聞社、第4章(1993)
- 2) 日本原子力研究所:"液体ナトリウム取扱い安全指針"、JAERI-6019、2章および3章(1968)
- 3) (社)日本機械学会:"発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第 I 編 軽水炉規格"、 JSME S NC1-2005"(2005)
- 4)(社)日本機械学会:"発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第Ⅱ編 高速炉規格"、 JSME S NC1-2005"(2005)
- 5) 厚生労働省: "告示第 197 号、ボイラ構造規格"(2003)
- 6) 厚生労働省: "告示第 196 号、圧力容器構造規格" (2003)
- 7) 日本建築学会:"鋼構造設計基準"(2002)
- 8) 経済産業省: "告示第 123 号、高圧ガス設備等耐震設計基準" (1997)
- 9) 日本工業規格、圧力容器関係規格(JIS B 8270~B 8285)
- 10) 加藤章一、吉田英一、他: "高クロム鋼の材料特性試験(Ⅱ)"、JNC TN9400 2003-108 (2003)
- 11) 栗坂健一: "高速炉機器信頼性データベースの開発"、PNC TN9410 96-087 動燃 技報 No.98、pp.18-31 (1996)
- 12) 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター: "動力炉の実用化をめざして"、 PNC ZN9410 90-031、p.149 (1990)
- 13) 長谷部 慎一、小林 澄男、他:"高サイクル熱疲労特性に関する試験研究"、JNC TN9400 2003-004 (2003)

- 14) 吉田 英一、青砥 紀身、他:"溶融塩型腐食環境における炭素鋼の腐食速度評価"、 原子力学会、春の年会、p.555 (2000)
- 15) 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター:"共通安全作業要領集「ナトリウムの取扱作業要領」"、(平成16年9月)

9.2 ナトリウム火災対策¹⁾

この節ではナトリウム火災対策の基本的事項を、ナトリウム試験施設における比較的 小規模の火災を念頭において記述する。原子炉施設においては特有な火災対策設備を有 している場合や特別な対処方法が定められている場合があるので、詳細は各施設で定め られている対処手順書等に従って対応することになる。

9.2.1 ナトリウム火災対策の原則²⁾

ナトリウム火災対策は、火災の発生防止、火災の拡大防止および火災発生後の消火の 3つに分類できる。それぞれにおける主な留意事項を以下に記す。

(1) 火災発生防止

設備上の留意事項は以下のとおりである。

- ナトリウムを内包する容器、配管等からのナトリウム漏えいを防止するために設備の設計・製作を適切に行う。(9.1節参照)
- ② ナトリウム装置は通常 500℃程度の高温で運転されるので、使用する材料は高温に耐えるものでなければならない。
- ③ ナトリウム装置内への空気および湿分の流入を防止するため、装置の密閉管理および不活性ガスによる正圧管理を厳重に行う。
- ④ 設計時に想定した温度、圧力、熱過渡、荷重条件を超えることがないよう適正な 運転管理を行うとともに、設備の健全性および安全性の確保に必要な適切な保守管 理を行う。(9.1節参照)

また作業に伴う火災発生防止に関しては、各作業の安全措置を事前評価し、火災要因 を取り除く。とくにナトリウムを内包する容器、配管類の開放作業やナトリウム洗浄作 業においては特別の注意が必要である。これらについては8.3節、8.4節および6.5節を 参照のこと。

(2) 火災の拡大防止

留意事項は以下のとおりである。

- 施設、建屋等の雨漏りを防止することはもちろん、結露を防止するため適正な換 気を実施する。
- ② ナトリウム漏えいの早期発見のために漏えい検出器や監視機器類を適切に配置する。
- ③ 漏えいしたナトリウムの拡散防止およびナトリウムとコンクートとの接触防止の ために仕切り、受け皿、ライナ等を設置する。
- ④ 可燃物やナトリウムと反応を起こす物質を装置の近辺に置かない。
- ⑤ ナトリウムの漏えい量を抑制するため、漏えい箇所近傍のバルブを閉止する等の 処置を実施するとともに系統のナトリウムのドレンを実施する。

(3) 消火

① 消火作業は、安全を確認後、できる限り初期段階で開始する。

② 適正な消火器、消火剤(ナトレックス)を使用する。

消火については、消火剤の選定が重要であり、消火剤の選定に誤りがあればかえって 火災を拡大させる危険性がある。また、ナトリウム火災は、大量のエアロゾルの発生を 伴うので、後述するように人体の防護が重要となる。

9.2.2 ナトリウム火災消火 3),4)

ナトリウム火災の消火には、一般の油火災の場合と同様に冷却と窒息の原理が適用される。ただし、ナトリウムは反応性が大きく、水、空気、ハロゲン、その他と反応する ので、ナトリウムの消火には特殊な消火剤が用いられる。消火剤には以下のようなもの がある。

①乾燥砂

②膨張ひる石または膨張真珠岩

③乾燥炭酸ナトリウム粉末

④乾燥塩化ナトリウム粉末

⑤乾燥黒鉛粉末

消防法、危険物政令の中では、乾燥砂および膨張ひる石または膨張真珠岩を第3類危 険物(金属ナトリウム、金属カリウムなど)の消防設備として設置することとしている。 しかし、乾燥砂は完全に乾燥しているときには冷却効果を期待できるが、溶融ナトリウ ムよりも比重が大きいので、液中に沈んでナトリウムを容器の外にあふれさせてしまう おそれがある。また、ナトリウム温度が高いと砂はナトリウムと反応し、さらに温度を 上昇させることがある。

膨張ひる石および膨張真珠岩は、比重が軽く、溶融したナトリウムの上に浮かぶので 窒息効果は大きいが、かさばっているため保管のための占有スペースが大きくなってし まう。

このように、消防法および危険物政令で指定された消火剤は、消火に対して有効では あるものの、実用の上では課題もあるため、国内での実際の運用は、他の消火剤を所轄 消防署の許可のもとに使用しているというのが現状である。サイクル機構(旧動力炉・ 核燃料開発事業団)と日本ドライケミカル株式会社が開発したナトレックス消火剤は、 乾燥炭酸ナトリウムを軽質かつ防湿性を持たせるように加工したもので⁵⁰、国内では広 く使用されている。「常陽」および「もんじゅ」では、原子炉格納容器内、原子炉補助建 屋内などのナトリウムを内包する機器や配管が設置されているところにナトレックス消 火器を配備している。また、大洗工学センター内のナトリウム試験施設においても同様 にナトレックス消火器を配備している。ナトレックス消火器は、写真 9.2-1 に示すよう な散布装置(窒素ガス封入)に内蔵された形(特殊消火器具)、あるいは消火剤のみ缶入 りにした形で一般に市販されている。本特殊消火器の仕様を表 9.2-1 に示す。

消防庁回答(消防予第104号:昭和46年5月26日)に従った場合、多量のナトリウ

9.2 - 2

ム消火剤(防護区域 1m³ 当たり 0.6kg または防護対象物 1m² 当たり 8.8kg)を配備しな

ければならないが、建物によっ ては、所轄市町村長等に特例申 請の手続きを行い、ナトリウム 消火剤の配備量を減らしている 例がある。この場合はナトリウ ム漏えい時の火災拡大防止対策 について所轄市町村長等に説明 する必要がある。

一方、国外で使用されている 消火剤については、米国では塩 化ナトリウムを主成分とした Met-L-X 消火剤が主に用いられ たこともあったが、塩化ナトリ ウムが構造材を腐食させる可能 性があることから、1974年以降 は主にナトレックス消火剤(米 国内での商品名は NAX) が用い られている。仏国では、1975 年以前は TOTALIT MI 消火剤 がナトリウム消火剤として唯一 のものであったが、成分である アルカリ塩化物が構造材を腐食 させる可能性があること、また 成分である有機化合物がナトリ ウムと反応してシアン化物を生 成することから、現在はアルカ リ炭酸化合物と黒鉛を主成分と した MARCALINA 消火剤が使 用されている。また、 MARCALINA 消火剤とは異な るタイプの消火剤として、ナト リウム配管下などに設置し、ナ トリウム漏えい火災時の熱衝撃 で膨張させて使用する GRAPHEX CK23 消火剤(硫酸 を含む黒鉛化合物が主成分)も 開発されている。



写真 9.2-1 ナトレックス消火器と消火剤缶入り (右端)

哭種	M20W	M50	M200
薬剤量	4kg	12kg	40kg
総重量	約8.7kg	約34.8kg	約224kg
高さ	約640mm	約905mm	約1,343mm
直径	154.2mm	226.6mm	355.6mm
圧力ガス(使 用 圧 力 範 囲)	(7.0~9.8 kgf/cm ²)	CO ₂ 450g	N₂ 2,000ℓ
ホース全長	385mm	1,750mm	15m
放出管全長	350mm	550mm	短縮時 1,315mm 伸長時 3,225mm
ホーン 放出口径	73mm	73mm	73mm
ノズル	_	開閉レバー 握る式	ボールコック 開閉式
放射時間	約15秒(20℃)	約40秒(20℃)	約65秒
消火面積	最大1m ²	最大3m ²	最大9m ²

表 9.2-1 特殊消火器具(ナトレックス)の仕様

消火作業はナトリウムドレン終了またはナトリウム漏えい停止後に開始する。消火方 法は、原則的には火元に直接、連続・集中的に消火剤をかける。ナトリウムの拡散流出 防止、再発火防止等のため消火剤の散布は薄い層状に燃焼領域を完全に覆うように行う。 その際燃焼ナトリウムが飛散しないよう、火元近くから静かに行う。消火器を使用する 場合には、消火剤を最初に散布する時封入されているガスが急速に放出されることがあ る。放出ガスによる漏えいナトリウムの飛散を防止するため、最初に散布する時はいき なり火点にノズルを向けることはせず、一度ガスを他所に向けて短時間放出させた後火 点に向けて消火剤を散布する。火災が垂直面や不規則形状面等の場合は、消火剤で覆う ことが困難なので、極力早くナトリウムドレンを行ってナトリウムの流出を防止した後 で消火作業を行う。

消火直後のナトリウム温度が高い状態では、覆ったナトレックス消火剤の一部を取り 除くと再燃焼することから充分にナトリウムの冷却期間をとり、消火確認を行うことが 重要である。(9.3節参照)

密閉された区域内のナトリウム火災については、窒素あるいはアルゴンガスを大量に 注入し酸素濃度を低下させる窒息消火法も効果的である。

9.2.3 火災時の人体防護⁴⁾

ナトリウムの消火作業を実施する場合は、ナトリウムの万一の飛沫および燃焼時に発 生するエアロゾル、反応熱などから身を守るために以下のような装備を着用する。詳細 は 9.4 節を参照のこと。

①ヘルメット、②マスク、③防護面、④防護衣、⑤長革手袋、⑥半長靴、⑦空気呼吸 器

大量に発生するエアロゾルの吸入防止、および換気の悪い施設内では、ナトリウムの 燃焼とともに部屋内の酸素濃度の減少による酸欠防止のため、空気呼吸器を用いる。防 護衣はナトリウムが入り込むような隙間や折り返しがないものとし、原則として上着の 裾は長革手袋の上になるようにし、ズボンの裾は半長靴の上に出すようにする。

9.2.4 爆発防護⁶⁾

ナトリウムは、水やほとんどのハロゲン化物等と激しい反応を起こして爆発すること があるので、ナトリウムを取扱う場所あるいは貯蔵する場所においては、水や引火性物 質、爆発性物質、可燃性物質などは排除するか隔離する必要がある。もし隔離ができな い場合は鉄筋コンクリート等の防護壁で囲むことが望ましい。

また、ナトリウム貯蔵タンクはドレン性を考慮して一般には地下ピットに設置されて いるが、地下ピットのライナ(鋼板製)表面には結露が発生することがあり、万一のナ トリウム漏えい時のナトリウムー水反応を防止するうえから結露を防止する必要がある。 このためには、適切な換気を行うことが重要で、地下ピット内の空気を送風機により循 環させる方式や空調設備により乾燥空気を導入する方式が効果的である。

地下ピット方式では、地下水がライナ外面に接することも考えられることから、設計

段階で水位の調査も必要である。

9.2.5 消防の組織と教育訓練⁶⁾

ナトリウム火災の消火については特別の知識と経験を必要とするので、事業所内の自 衛消防隊や現場の従業員に対しては、ナトリウムの基礎的知識の習得と取り扱い訓練お よび実際の燃焼ナトリウムによる消火訓練を行うことが重要である。また定期的に繰り 返し教育することが大切である。このようにナトリウム火災の知識や経験が必要な消防 の組織は、各部単位で職場防護班を編成して対応しているのが現状である。

ナトリウム火災が発生した場合は、発見者が通報連絡し、その後職場防護班が編成さ れ消火活動が開始される。その際の消火班は現場を熟知している当該現場の従業員を中 心に編成され、消火作業を実施する。

[参考文献]

- 1) 動力炉·核燃料開発事業団:"基礎高速炉工学"、日刊工業新聞社、第4章(1993)
- 2) 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター: "共通作業要領集 「ナトリウムの取扱 作業要領」"(平成 16 年 9 月)」
- 3) 斉藤直: "ナトリウムの特性と火災安全"、日本燃焼学会誌 第45巻133号(2003)
- 4) 宮原信哉、大野修司、石川浩康、堂田哲広: "高速増殖炉における冷却材ナトリウム の漏えい燃焼対策"、日本燃焼学会誌 第45巻133号(2003)
- 5) 動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター: "動力炉の実用化をめざして"、PNC ZN9410 90-031, p.149 (1990)
- 6) 日本原子力研究所: "液体ナトリウム取扱い安全指針"、JAERI-6019、5章 (1968)

9.3 消火後の措置

9.3.1 消火の確認方法

「消火」とは、火災便覧 いによれば、「火災における消火は、これを人工的、強制的 に行なうことをいう。この意味で、燃焼現象の単なる停止とは異なる次元の意味合い である。」とある。ナトリウム火災においては、7.1.1(ii)でも述べられているとおり、 火炎やエアロゾルの発生が一旦停止したとしても燃焼残渣中に未燃焼のナトリウムが 含まれている場合には、燃焼残渣が空気に接触することにより再着火・再燃焼が生じ る場合もあり、「消火が完了した」と定義することが難しい場合もある。また、ナトリ ウム燃焼残渣は、燃焼環境(酸素濃度、湿分濃度、温度、プール深さ等)により組成 は一定でなく、同じ燃焼残渣の中でも部位によって異なる場合が多いことから、一箇 所の部分で何も起こらなくとも、他の場所では再着火・再燃焼が発生する可能性を否 定できない場合がある。このことから、最終的に燃焼残渣を処分するまでは、2次災 害の危険性を考慮すべきであり、細心の注意を払わなければならない。なお、火災便 覧には「消火の確認」という定義がないことから、ここでは、ナトリウム燃焼対策設 備による消火措置、およびナトレックス消火剤を用いた消火活動の後、燃焼残渣の状 態を確認する際に注意すべき点を述べることとする。

(1) ナトリウム燃焼対策設備による消火措置後の確認

ナトリウム燃焼対策設備による消火方法は、7.1.4 に述べられたように、漏えいした ナトリウムを床ライナから燃焼抑制槽へドレンする窒息によるものと、「もんじゅ」の 改造計画^{2),3)}にあるような窒素ガス注入が挙げられる。前者は受動的であり、漏えいナ トリウムプールが連通管にまで達する必要があるが、いったんドレンしてしまえば手 を加えなくてもナトリウム燃焼を窒息により止めることができる。後者は、プラント 運転員の判断が必要であるが、ナトリウムが自然に燃えつきるのを待つことよりも早 期に火災の終息を図ることができる。

ナトリム火災が終息傾向にあるかどうかは次の点において確認できる。

①火炎が消失している。

②エアロゾルの発生が停止している。

③燃焼残渣温度が降下している。

ただし、現実問題として原子炉プラントにおける確認は、ナトリウム漏えいの規模 にもよるが、難しいこともある。火炎の消失の確認は目視でしかできないが、既設の ITV による確認は、燃焼熱による故障がない場合でも、時間とともにエアロゾルの付 着によって視界が奪われることも否定できない。終息判断がつかないままの入室行為 は避けなければならないので、この場合には小型の可搬型 CCD カメラを現場に差し込 むことにより、内部の様子を確認する等の手段も考えられる。他の確認方法は、エア ロゾル濃度と燃焼残渣温度の監視であるが、遠隔で可能な場合と不可能な場合がある。 この他の安全な方法としては、大規模漏えいのように燃焼量が大きくかつ事故室に隣 接する室にアクセスできる場合に限られるが、事故室隣接壁の温度変化を測定し、下 降傾向になっているかどうかという情報を得ることが考えられる。また、漏えいナト リウム量が判明している場合には、そのナトリウムがすべて燃えつきるのに要する時 間を算出し、他の情報を含めて総合的に判断する必要がある。

ナトリム火災が終息傾向にあると確認して事故現場に入室する場合、いくつかの注 意点があるのでそれらを以下に述べる。

ナトリウム火災による主な反応生成物は、7.1.1に前述されているとおり、酸化ナト リウム (Na2O)、過酸化ナトリウム (Na2O2)、水酸化ナトリウム (NaOH)、水素 (H2) があげられる。ここで最も注意すべき点は水素濃度であり、最初に測定すべき項目で ある。水素は、他の気体よりも軽いため、部屋の高い部分に蓄積していることが予想 されるので、できる限り、部屋の高い部分で測定しなければならない。また、構造物 に付着したエアロゾルが潮解している場合、この潮解液が燃焼残渣に落下して水素発 生の原因になるので、当該区画の湿度管理も注意すべきである。次に、燃焼残渣の取 扱いであるが、これは 7.1.1 でも述べられているとおり、燃焼残渣の表面は沈降した エアロゾルがある程度存在するために、黄白色になっている場合が多い。このような 燃焼残渣は、一見、再着火・再燃焼しないようにも見えるが、室温付近にまで冷えて いたとしても、表面を崩して堆積物の内部を空気にさらすと次の(9.3-1)式から(9.3-7) 式の発熱反応に伴って温度が急速に上昇し、再着火・再燃焼を生じる危険性が高いの で注意が必要である。ここで、各反応の標準生成エンタルピー変化(∠∩_rH⁰298.15)は、熱 力学データベースソフト MALT for Windows⁴⁾を用いた平衡計算結果である (小数点以 下は4捨5入)。

$2Na(s,l)+1/2O_2(g) = Na_2O(s,l)$	_r $H^{0}_{298.15} = -415 (kJ/mol) $	(9.3-1)
$2Na(s,l)+O_2(g) = Na_2O_2(s,l)$	_r $H^{0}_{298.15} = -511 (kJ/mol) $	(9.3-2)
$2Na(s,l)+H_2O(g)=Na_2O(s,l)+H_2(g)$	$\triangle_{\rm r} {\rm H}^{0}_{298.15} = -173 ({\rm kJ/mol})$	(9.3-3)
$Na(s,l)+H_2O(g)=NaOH(s,l)+1/2H_2(g)$	$\triangle_{\rm r} {\rm H}^{0}_{298.15} = -184 ({\rm kJ/mol})$	(9.3-4)
$2Na_2O(s,l)+O_2(g)=2Na_2O_2(s,l)$	$\triangle_{\rm r} {\rm H}^{0}_{298.15} = -193 ({\rm kJ/mol})$	(9.3-5)
$Na_2O(s,l)+H_2O(g)=2NaOH(s,l)$	$\Delta_{\rm r} {\rm H}^{0}_{298.15} = -195 ({\rm kJ/mol})$	(9.3-6)
$Na_2O_2(s,l)+H_2O(g)=2NaOH(s,l)+1/2O_2(g)$	$ ightarrow _{ m r} { m H}^{0}_{298.15} = -99({ m kJ/mol})$	(9.3-7)

なお、再着火の防止方法(残渣表面の安定化処理)に関しては9.3.2 に後述する。 次に、燃焼残渣中には過酸化ナトリウム(Na2O2)も存在し、還元性の物質とは急激な 反応を起こすことがあるので、その注意も必要である。最後に、入室に際しては、ア ルカリ火傷をしないよう、着衣内に燃焼生成物が入らない対策をしなければならない。

燃焼残渣の取扱に注意しつつ燃焼残渣温度を測定し、ナトリウム融点(97.8℃)よ りも低くなっていることを確認して火災終息と判断できれば、消防当局の判断を受け て、その後の監視活動と燃焼残渣の処理作業に移行できる。

9.3 - 2

(2) ナトレックス消火剤を用いた消火活動後の確認

ナトリウム火災をナトレックス消火剤で消火できる範囲は、比較的小規模なナトリ ウム燃焼に限られるので、(1)に述べた①火炎の消失、②エアロゾル発生の停止、③燃 焼残渣温度の降下、の項目の確認はしやすい。ただし、これはあくまで、防護装備を 着用して近づける範囲で行なうべきで、人的な安全性を第一に考慮することは言うま でもない。また、水素濃度の確認も(1)の場合と同様に必須であり、蓄積の懸念がある 場所は確認しておかなければならない。

ナトレックス消火剤によるナトリウム火災の消火は、エネルギー除去(冷却)と酸素除去(窒息)による消火であり、主に酸素除去による効果が大きい。したがって、 燃焼残渣に未燃焼ナトリウムを含む場合の取扱は、(1)で前述したように再着火・再燃 焼に注意しなければいけない。このような燃焼残渣は、表面がナトレックス消火剤で 覆われているので、9.3.2に後述するような表面安定化処理が難しく、再着火しそうな 残渣露出部分には順次ナトレックス消火剤を被せていく方法をとるべきである。

最終的には(1)と同様に、燃焼残渣の取扱に注意しつつ燃焼残渣温度を測定し、ナト リウム融点(97.8℃)よりも低くなっていることを確認して火災終息と判断できれば、 消防当局の判断を受けて、その後の監視活動と燃焼残渣の処理作業に移行できる。

9.3.2 再着火の防止(残渣表面の安定化)

前述の7.1.1のとおり、空気中でのナトリウム漏えい燃焼事故時の場合、ナトリウムが溜まった床上ではプール燃焼が生じる。それを途中で窒素ガスあるいはアルゴンガスで強制的に停止させた場合、または窒息により停止した場合、表面を崩して堆積物の内部を空気に曝露すると残渣の温度が急激に上昇し、再着火を生じる危険性が高いので注意が必要である。燃焼残渣の内部は、金属ナトリウムと燃焼生成物が微細に混ざり合っている場合が多く、その場合は濃い灰色、軽石のような構造をしている。

このような燃焼残渣に対し、湿り炭酸ガス(CO₂)を作用させることにより、表面のナトリウムおよびナトリウム化合物(Na₂O, Na₂O₂, NaOH)を炭酸ナトリウム

(Na₂CO₃)とすることにより、再着火・再燃焼の防止(残渣表面の安定化)に一定の 効果があることが確認されている^{5)~11)}。これは以下の(9.3-3), (9.3-4), (9.3-6)式から (9.3-8)式の化学反応による。(9.3-8)式の標準生成エンタルピー変化(⊿_rH⁰_{298.15})も他の 式と同様に熱力学データベースソフト MALT for Windows⁴⁾を用いた平衡計算結果で ある(小数点以下は四捨五入)。

$2Na(s,l)+H_2O(g)=Na_2O(s,l)+H_2(g)$	$\triangle_{\rm r} {\rm H}^{\rm 0}_{298.15} = -173 ({\rm kJ/mol})$	(9.3-3)
$Na(s,l)+H_2O(g)=NaOH(s,l)+1/2H_2(g)$	$\Delta_{\rm r} {\rm H}^{0}_{298.15} = -184 ({\rm kJ/mol})$	(9.3-4)
$Na_2O(s,l)+H_2O(g)=2NaOH(s,l)$	$\Delta_{\rm r} {\rm H}^{\rm 0}_{298.15}$ = -195(kJ/mol)	(9.3-6)
$Na_2O_2(s,l)+H_2O(g)=2NaOH(s,l)+1/2O_2(g)$	$\Delta_{\rm r} {\rm H}^{0}_{298.15} = -99 ({\rm kJ/mol})$	(9.3-7)

 $2N_{aOH}(s,l)+CO_{2}(g)=Na_{2}CO_{3}(s,l)+H_{2}O(g)$ $/_{r}H^{0}_{298,15}=-128(kJ/mol)$ (9.3-8)

湿り炭酸ガスを作用させる場合、(9.3·3)式および(9.3·4)式による水素発生がある ため、過度の湿分の添加は厳禁であり、発生水素の濃度が爆発下限を大きく下回るよ うに注意しなければならないし、(9.3·8)式により湿分が2次的に発生することも考 慮する必要がある。また、すべてが発熱反応であることも認識し、添加する炭酸ガス と湿分濃度を可能な限り低くし、反応時間を長くする必要がある。

実験例^{9),10),11)}においては、約 0.3m²の燃焼残渣(漏えいナトリウム量が約 2.5kg) に対して、窒素ガスをベースとした炭酸ガス 4%、湿分 0.6%、酸素 3%のガスを約 70 分間、0.2m³/min の流速で作用させ、再着火・再燃焼の防止に一定の効果が得られて いる。実際の事故時には、実験例を参考としておよその燃焼残渣面積とガスの供給能 力から算出することとなる。

この実験の一例では、再着火・再燃焼が生じないことを確認するために安定化後の 燃焼残渣を大気(気温:18.2℃,露点温度:14.7℃,相対湿度:80%)に曝露させた ところ、構造物に付着したエアロゾルが潮解し、潮解液が残渣中に数回落下した。そ れにともない、燃焼残渣表面付近で火炎が発生したが、その度に直ぐに消炎し、火炎 が広がることはなかった。火炎発生の様子を写真 9.3-1 に示す。

安定化処理後の燃焼残渣の断面を写真 9.3-2 に示す。残渣表面の白色部分には炭酸 ナトリウム(Na₂CO₃)が多く含まれ、深部に行くほど濃度は低くなる。写真の灰色部分 には金属ナトリウムが質量割合で4割前後残っており、大気曝露をしておくと数分で 再着火し始める。この現象は、安定化処理をしていない場合よりも緩慢である。した がって、安定化処理した燃焼残渣を容器等へ移し変える際には、断面の露出した灰色 の部分をナトレックス消火剤で覆い、酸素を遮断する必要がある。

なお、ナトレックス消火剤にも再着火防止の効果があることが確認されている^{12),13)} が、これはナトレックス消火剤に含まれている極少量の湿分の効果のようなので、安 定化の程度は湿り炭酸ガスよりも低いと考えられる。



写真 9.3-1 火炎発生の様子 10)



写真 9.3-2 安定化処理後の燃焼残渣の断面 10)

9.3.3 ナトリウム燃焼残渣およびナトレックス消火剤の処理・処分

(1) ナトリウム燃焼残渣の処理・処分

燃焼残渣の主な成分は、前述した酸化ナトリウム(Na2O)、過酸化ナトリウム(Na2O2)、 水酸化ナトリウム(NaOH)、未反応の金属ナトリウム(Na)、湿り炭酸ガスを用いた安定 化処理を施した場合にはこれらに加えて炭酸ナトリウム(Na2CO3)や炭酸水素ナトリウ ム〔重炭酸ナトリウム〕(NaHCO3)が含まれる。これらは溶解度には差があるものの、 すべてが水に対する溶解性を有するので、水(蒸気)で処理することが可能である。 ただし、酸化ナトリウム(Na2O)、過酸化ナトリウム(Na2O2)、および未反応の金属ナト リウム(Na)は水と激しく発熱反応し、水酸化ナトリウム(NaOH)が水へ溶解する際にも 発熱するので、水(蒸気)処理に際しては、細心の注意を払う必要がある。水(蒸気) 処理後の廃液はアルカリ性となるので、塩化水素水(塩酸)を用いて中和処理し、pH 値が排水許容範囲内であることを確認した後、排水する必要がある。

(2) ナトレックス消火剤の処理・処分

ナトレックス消火剤の主成分は炭酸ナトリウム(Na2CO3)であるが、他のナトリウム 化合物と比較しても水への溶解度が低く、さらには薬剤粒子表面に撥水処理が施して あり、溶解にはある程度の時間と水量を要する。また、この薬剤は、火災の際にナト リウムプールに散布しても底に沈まずプール表面に留まるように、粒子に軽質化処理 (見かけ比重が約 0.6)も施されている。したがって、多量の薬剤を水中に投じた場合 には、薬剤が容易に溶解しないだけでなく、水面に浮かび上がり滞留してしまうので、 少量毎の処理が好ましい。ナトレックス薬剤が多量にあり、少量毎の処理が難しい場 合には、薬剤粒子表面処理を解く方法に関して製造元等と検討する必要がある。なお、 水溶液化した後は、溶液の pH 値を測定し、必要があれば中和処理を施し、pH 値が排 水許容範囲内であることを確認した後、排水する。

[参考文献]

- 1) 日本火災学会編:"火災便覧"、第3版,共立出版(1997).
- 2) 茂垣勝巳,他:"高速増殖原型炉「もんじゅ」のナトリウム漏洩対策",サイクル機構技報、 No.6 (2000).
- 3) 菊池裕彦,他:"高速増殖炉「もんじゅ」における窒素ガス注入によるナトリウム 火災対策",日本原子力学会和文論文誌、1(1):69-79 (2002).
- 4) 日本熱測定学会 MALT グループ : "MALT for Windows (Materials-oriented Little Thermodynamic Database for PC)" Ver.1.0 ,科学技術社.
- 5) 石川浩康,大野修司,宮原信哉:"ナトリウム燃焼残渣の安定化",第39回燃焼シ ンポジウム講演論文集,A322 (2001).
- 6) 石川浩康,大野修司,宮原信哉: "ナトリウム燃焼残渣の再燃焼防止 (1) 小規模燃 焼残渣による安定化基礎試験",日本原子力学会 2003 年(第 41 回)春の年会,L54

(2003).

- 7) 石川浩康,大野修司,宮原信哉:"窒素注入後ナトリウム燃焼残渣の炭酸ガス安定 化条件確認基礎実験",JNC TN9400 2002-081 (2003).
- 8) 石川浩康,大野修司,宮原信哉:"ナトリウム燃焼残渣の炭酸ガス安定化実験",日本燃焼学会誌,第45巻134号、pp.248-256 (2003).
- 9) 石川浩康,大野修司,宮原信哉:"ナトリウム燃焼残渣の安定化(2)",第40回燃焼 シンポジウム講演論文集,B344 (2002).
- 10) 石川浩康,大野修司,宮原信哉: "ナトリウム燃焼残渣の再燃焼防止 (2) 実模燃焼残渣による安定化確認試験",日本原子力学会 2003 年(第 41 回)春の年会,L55 (2003).
- 11) 石川浩康,大野修司,宮原信哉:"窒素注入後ナトリウム燃焼残渣の炭酸ガス安定 化条件確認確証実験",JNC TN9400 2004-038 (2004).
- 12) 廖 赤虹, 鶴田 俊: "粉末消火剤によるナトリウム燃焼残渣の安定化機構に関す る検討", 日本火災学会平成 16 年度研究発表会概要集, B44 (2004).
- 13) 鶴田 俊, 廖 赤虹: "ナトリウム燃焼残渣の安定化研究の成果と課題", 日本火災 学会平成 16 年度研究発表会概要集, B50 (2004).

9.4 人体防護 ¹⁾⁻³⁾

ナトリウム取扱者は、ナトリウム漏えい事故時またはその消火作業、設備の解体 作業あるいは洗浄作業等においてナトリウムに接触するおそれがある。このため、 ナトリウムの人体への影響および応急処置に関する知識を習得するとともに適切な 訓練を実施することにより、万一の場合に迅速かつ適切な措置対策を講じ、被害を 最小限に食い止められるよう、平素から十分な備えを固めておくことが必要である。

9.4.1 人体への影響

ナトリウムが人体に及ぼす影響は

①高温または燃焼ナトリウムによる熱火傷

②ナトリウムの水酸化物の形成によるアルカリ障害(刺激作用、腐食作用)

③ナトリウム燃焼で発生する煙(ナトリウムエアロゾル)による気道粘膜障害 がある。

ナトリウムにより最も影響を受けやすい器官は皮膚、眼、口および粘膜である。 アルカリ障害の特徴は、たん白分解作用、吸湿性、脂肪の鹸化(注1)やゲル化で あり、皮膚の場合は火傷様症状、眼の場合は結膜、角膜症状(注2)や失明、気道 の場合は呼吸困難や呼吸不全、さらに消化管の場合は炎症や潰瘍形成などとされて いる。ナトリウムによる人体への影響(症状)と応急処置を以下に示す。なお、上 記のような事態が発生した場合には、一刻も早く応急措置を行うとともに、関係医 療機関で受診し、手当てを受ける必要がある。

ナトリウムによる人体への影響と応急処置の概要を表 9.4-1 に示す。

(注1) アルカリは、特に角膜や粘膜などに触れると、組織内で分解し、脂肪に作用してこれを鹸化(石鹸をつけたようなぬるっとした感じ)し、細胞膜の構造を破壊して細胞内に速やかに浸入していく作用をもっている。また、吸湿性であるため、細胞内の水分を奪い、壊死を起こす。この壊死は酸による凝固壊死とは異なり、ゲル状であるため 障害は広く拡がって、その作用は長く続く。

(注2)角膜および結膜症状とは、作用した薬剤の種類、pH、濃度、作用時間などの内容によって違うが、一般的には受傷に際して刺激症状が見られる。自覚症状としては、 眼瞼の開瞼不能、流涙、疼痛、結膜(白目)の充血、浮腫(むくみ)、角膜の上皮表層混 濁・剥離、潰瘍、視力障害、長期に炎症が続いた場合は、眼球癒着、眼球運動障害など を起こすとされている。

以上を分りやすくいうと、人間の体は蛋白質が主成分になっているので、特に、粘膜 (眼や口腔など)にアルカリが触れると障害が強くなる。どんどん組織を分解して石鹸 をぬったあとの感触のようにぬるっとする。さらに水分をどんどん吸って広がりどろっ とした状態になり組織が死んでいく。特に眼は、痛み、充血、水分を吸湿することによ るむくみ、視力障害、ひどいときには失明に至る。

9.4 - 1

出	子 官		症 状	応急処置
		I	皮膚が赤くなり、痛みを伴	(1)ナトリウムが付着している衣服
		度	ったヒリヒリした感じ	を切り取ったりしてナトリウム
			皮膚は腫れぼったく赤く	を除去する。(皮膚に焼け残った
		П	なり、水膨れになるところ	衣服が付いているときはそのま
		度	もあり、強い痛みと焼ける	まにしておく。)
			ような感じ。	(2)皮膚に付着しているナトリウム
	山 「「」		皮膚は乾いて堅く弾力性	をヘラ、ブラシ等で静かに掻きと
自			がなく、蒼白になり、部位	る。(水膨れをつぶさないように
7	八 宵	■度	によっては焦げている。痛	すること。)
体			みはほとんど無く皮膚に	(3)直ちに大量の水で痛みがなくな
表			感覚が無くなる。	るまで充分冷やす。
77				(4) 患部を清潔な布で覆い、その上
		体の	つ表面積の 20%以上にわた	から冷やしながら、あるいは洗面
		る広い火傷を受けると、重症で		容器等に清潔な水を満たし、患部
		死に至ることもある。		を水洗浄しながら医療機関に送
				る。
		<u> </u>		(1) 直ちに大量の水で痛みがなく
	胆			なるまで充分洗う。
	民		天穴症、 阮刀 區十、 八切	(2)医療機関に送る。搬送中にも携
				帯用洗眼器で洗眼する。
				(1)口腔の場合は直ちに大量の水を
	口、鼻	粘膜炎症		飲む。鼻腔の場合は大量の水で
吸 入				洗浄する。
				(2)医療機関に送る。
		胃 粘膜炎症		(1)直ちにできるだけ多くの水を飲
	食道、胃			t.
				(2)医療機関に送る。
	気道、肺	粘腫	莫炎症、呼吸困難	(1)直ちに医療機関に送る。

表 9.4-1 ナトリウムによる人体への影響と応急処置

溶融したナトリウムが直接皮膚に接触すると、激しい火傷の他にアルカリ障害を 起こし、皮膚のみならず筋肉や骨組織すらも侵すことがある。皮膚に発生するアル カリ障害の模式図を図 9.4-1 に示す。また溶融したナトリウムの入った容器や配管 等に直接接触すれば、その機器が高温であることから皮膚火傷も起こす。アルカリ 障害は比較的出血は少ないが、時間が経過し過ぎると治療は困難になることが多い。 このため、一刻も早い治療が必要である。



ナトリウムが水と接触したり、溶融したナトリウムが水または低温の液体と接触 する場合には、細片となって遠くまで飛散し、眼の中に飛び込むことがある。これ らの細片は、ナトリウム、水酸化ナトリウムまたは水酸化ナトリウム水溶液である が、これらは全て発熱反応と水酸化ナトリウムによるタンパク質分解を起こし、粘 膜を侵し、更に深所に及ぶと遂には視力低下と失明をもたらすことがある。

ナトリウムが口中に入りそれを飲み込んだ時には、急性または慢性の吸収性中毒 は起こさないが、食道、胃の粘膜が侵される。

ナトリウムの蒸気やミストを吸入すれば、ナトリウム、水酸化ナトリウム等によ り気管支や肺等に炎症を起こし、濃度が高い場合には呼吸困難となることもある。

ナトリウムの付着または吸入による障害と応急処置の概要を図 9.4-2 に示す。



図 9.4-2 ナトリウムの付着または吸入による障害と応急処置

通常作業室内における空気中の水酸化ナトリウム粉塵またはミストの許容濃度は 2mg/m³であるが、溶融したナトリウムが噴出した際には相当高い濃度のものを呼吸 することとなり危険である。

ナトリウム取扱に関連する障害としては、配管内に付着した少量ナトリウムをア ルコール洗浄した後水洗浄作業を行ったさいに、残留していた微量のナトリウムが 水と反応した結果、ナトリウムおよび反応生成物が飛散して眼に入り、両眼アルカ リ熱傷、気道熱傷を受けた例がある⁴⁾。

9.4.2 防護具

ナトリウム漏えい事故時の現場確認作業、ナトリウムの消火作業、ナトリウムの 洗浄処理作業等、直接にナトリウムを取扱う作業を行う場合には、ナトリウムの飛 沫等による眼、皮膚の炎症やナトリウム燃焼時のエアロゾル、反応熱等から身を守 るために作業ルールを厳守し、それぞれの作業における適切な装備を着用する。

ナトリウム防護具の素材としては、耐アルカリ性を有し、かつ耐熱性や難燃性を 有するものであることが要求される。これまでに培われた多くのナトリウム取扱い に関する経験や知見を基に、作業性、安全性を考慮し、以下に述べる防護衣および

9.4 - 4

JNC TN9410 2005-011

防護具を着用する。図 9.4-3 にナトリウム取扱い作業時の装備例を示す。





(a) ナトリウム消火作業
 (b) ナトリウム洗浄作業
 図 9.4-3 ナトリウム取扱い作業時の装備

(1) 防護衣

飛散したナトリウムが入り込むような袖やズボンのすそロポケット等がなく、 素肌が現れない長袖、長ズボンスタイルでかつ簡単に脱げるものとして、布地 の表面に「アルミックス、コーネックス」(商品名)をコーティングしたものや、 布地の表面をステンレス箔で覆ったものを作業服の上に着用する。防護衣には、 長袖/長ズボンタイプ(写真 9.4-1)と前掛けタイプ(写真 9.4-2)がある。作業 内容によって適切に使い分けることもできるが、長袖/長ズボンタイプの方が脚 部全体を防護できるので、防護性として優れている。



写真 9.4-1 長袖/長ズボンタイプの防護衣



写真 9.4-2 前掛けタイプの防護衣

(2) 頭部防護

ナトリウム取扱い作業では、頭部防護具を原則必要とする。作業時におけるナト リウムやエアロゾルの頭部への飛散等を防護するとともに、作業の安全性を確保す ることが大切である。通常のナトリウム取扱い作業では安全帽(ヘルメット)を着 用するが、ナトリウム火災の消火作業では上部からナトリウムやその化合物(水酸 化ナトリウム水溶液等)が落下してくる可能性があるような場合には、頭部全体、 襟首および顔面を覆う頭巾タイプ(写真 9.4-3)を使用する。



写真 9.4-3 頭巾タイプの頭部防護衣

(3) 顔面防護

9.4.1 で述べたように、ナトリウム取扱い作業においては顔面(特に眼)の防護 が重要である。顔面防護具には、頭部から顔面までを覆う写真9.4-3の頭巾タイプ の他に、フェイスシールド面(面覆い:写真9.4-4)やゴーグル型の保護メガネ(写 真9.4-5)などがある。プラスチック製のフェイスシールド面は高温に耐えないが、 市販のアクリル製およびポリカーボネイト製のフェイスシールド面は、熱湯、水 蒸気および瞬間的な火災にある程度耐え、溶融した少量ナトリウムが飛散・付着 しても貫通するのに数秒間の時間的余裕があるので、防護具として有効である。 また、面覆いの下に保護メガネを着用すると、フェイスシールド面の両サイドの 隙間からのナトリウムの飛散・侵入に伴う眼の防護にさらに有効となる。頭巾タ イプは、顔面防護のみならず、頭部や襟首などの防護が可能となる。ただし、溶 融したナトリウムの場合には、いずれも完全な防護とは言い難く、過信してはな らない。顔面防護具についても、作業内容に適正なものを選択する必要がある。



写真 9.4-4 フェイスシールド面



写真 9.4-5 ゴーグル型保護メガネ

(4) 手部防護

ナトリウムを取扱う場合には必ず保護手袋を着用する。着用時には、保護手袋に 破損などがないかどうか、確認することが大切である。保護手袋には、皮製手袋(写 真 9.4-6 右)、アルミコーティング等を施した耐火綿布手袋(写真 9.4-6 左)および 耐アルカリ用手袋(耐薬品用;写真 9.4-7)などがあり、作業内容に応じて適正な保 護手袋を着用する。また、保護手袋は、飛散物が入り込んだ時に容易に脱げるよう に、ある程度サイズに裕度のあるものがよい。

例えば、常温で固体ナトリウムを直接取扱う、あるいは触れるような除去作業や 洗浄等のアルカリ性水溶液(液体)を取り扱う作業には、吸水性のないポリ塩化ビ ニル、ポリエチレン、ブチルゴム、クロロプレンゴム、ネオプレン製などの保護手 袋が適している。ただし、保護手袋素材の耐熱性(許容温度)は 100℃未満から 200-300℃と多種にわたるため、適正な素材を選択する必要がある。また、耐火綿布 または厚手の綿織物も適しているが、ナトリウムが潮解性を有しているために、ア ルカリ水溶液の浸透に注意を払う必要がある。羊毛と革は水酸化ナトリウムにより 急速に分解するため直接ナトリウムを扱う作業には避けるべきである。

ナトリウムの燃焼処理や水蒸気洗浄などの比較的高い温度が予想される作業には、 クロームなめし革の長手袋が良い。ナトリウムのアルコール処理用には、長手で耐 油性、耐溶剤性のあるゴム(特殊高分子製)手袋を用いる。

JNC TN9410 2005-011





写真 9.4-6 アルミコーティング製および皮製手袋の例 写真 9.4-7 耐アルカリ性手袋の例

(5) 脚部防護

ナトリウム取扱い作業における脚部の防護には、革製の半長靴(安全靴)を使用 する(写真 9.4-8)。ナトリウムの消火作業時には、ナトリウム飛沫等を踏んだ時の 防護のため、靴底にアルミニウム板を取り付けた耐火ゴム製のものを使用すること も有効である。半長靴はズボンの内側に履き、半長靴の中に飛散したナトリウム等 が入り込まないようにする。



写真 9.4-8 半長靴 (安全靴)の例

(6) 呼吸系防護

ナトリウム燃焼により発生する種々の化合物に対して呼吸器官を防具するため呼吸用防護具が必要であり、消火作業等には空気呼吸器(写真 9.4-9)を原則装備する。 この場合、空気ボンベの容積や作業活動量(運動量)によって利用可能な時間が変 化する点に注意する。また、空気呼吸器はナトリウムエアロゾルなどに対する呼吸 器官を保護するばかりでなく、酸素欠乏症に対する保護にもつながる。特に、密閉 された部屋あるいは換気の悪い箇所でナトリウム火災が発生した場合は、ナトリウ ム燃焼の継続とともに部屋内の酸素濃度が著しく減少するので、十分な留意が必要 である。ナトリウムエアロゾルが発生しない、あるいは微小の場合などの一般的な ナトリウム取扱作業においては、半面マスクや防塵マスク等を着用することが有効 である。



写真 9.4-9 空気呼吸器の外観写真例

(7) 防護具着用例

防護具の着用の原則は上述のとおりであるが、ナトリウムの取扱い作業の種類および 作業性や安全性を事前に評価し、適切な防護具・防護衣の装着を行うべきである。防護 具の軽装備と重装備の使用装備例を表 9.4-2 に示す。

軽 装 備	重装備
• 半長靴	• 半長靴
• 長革手袋*	・ 長革手袋*
・ ヘルメット	・ ヘルメット
・ マスク	・ マスク
• 保護面	・ 保護面(金属箔の保護カバー付
 防護衣(上着) 	き)
	・ ズボン(下側は金属箔)
	 上着(防護衣、金属箔)
	・ 空気呼吸器**

表 9.4-2 防護具着用例

*作業内容によって適切な保護手袋を選択する。

**ナトリウム火災などにおける消火作業

重装備の装着例を写真 9.4-10 に示す。また「もんじゅ」ではナトリウム漏えい場所を運転員が確認するための耐熱防火服(簡易型)と空気呼吸器を中央制御室に装備しており、そのナトリウム消火作業用防護具との比較例を参考までに図 9.4-4 に示す。



写真 9.4-10 重装備の装着例

	ナトリウム消火作業用防火服	耐熱防火服(簡易型)
 装備の重さ (耐熱防火服) 服9kg, tw7x7-tット9.5kg (簡易型) 服3kg, tw7x7-tット5.5kg 		
 2.装着時間,着やすさ (耐熱防火服) 約5分30秒(実測値) 2人以上で装着(1人では 不可) (簡易型) 約4分30秒(実測値) 1人で装着可能 		
 3.動きやすさ (耐熱防火服) 材質が硬く、動きづらい。 首を上下左右に振れず、 また、視界も狭いため、 機敏な動作や細かな作業 は難しい。 (簡易型) 材質が軟らかく、動きや すい。視界は普段より若 干決いが、こちや出開になた 		
 4.セルフエアーセットの使用 可能時間 (耐熱防火服) 約30分 (簡易型) 約8分 	× × × × × × × × × × × × ×	Aller & Oler
5.収納及び持運び (耐熱防火服) 1セッを2つに分けて収納・ 持ち運ばなければならな い。(1セット運ぶのに 最低2名必要) (簡易型) 1セットを1つのパックで収納・ 持ち運ぶことができる。		

図 9.4-4 「もんじゅ」における防火服の装着例

JNC TN9410 2005-011

(8) 放射線環境下での装備²⁾

放射線環境下でのナトリウム取扱い作業では下記のように、これまで述べてきた 通常の作業用とは異なる装備が必要となるが、作業ごとに放射線管理部署等と協議 して装備を決定する。

- ①身体の汚染、吸入を防ぐため放射線防護具としてはタイベックスーツ、アノラ ックスーツ、ゴム手袋(プラスチックグローブ)、靴下、長靴、シューズカバー、 半面マスク、全面マスク、エアラインマスク、セルフエアセット等が汚染度に よって使い分けられるが、基本的に作業前の除染により以降の作業員の装備を 軽減するよう努める。
- ②ナトリウム防護具としては、放射線防護装備の上に重ねるように前掛け、革手袋を装着する。
- ③個人被ばく管理は、アラームメータ、TLB、TLD、指リング等を使用する。 具体的内容については **8.5.1** を参照されたい。
- 9.4.3 救急処置

眼にナトリウムが混入した場合は、直ちに多量の水で痛みがなくなるまで充分に 洗眼を行い、一刻も早く緊急病院または医療機関で治療を受けることが重要である。

皮膚にナトリウムが付着した場合は、静かに拭き取るか、擦らずにブラッシング してナトリウムを速やかに除去して大量の水で痛みがなくなるまで充分に水洗浄を 行う。

医療機関に搬送する場合も、携帯用の機材等を使用して清潔な水で患部の洗浄を 継続し、治療を受けることが必要である。

ナトリウムが衣服に付着した場合は直ちに衣服を脱ぐ。場合によってはハサミで 衣服を切り取るなど、急いで脱衣することが重要である。

詳細については表 9.4-1 を参照のこと。

[参考文献]

- 1) 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター: "ナトリウムの取扱作業要領"(平成 16 年9月)
- 2) 核燃料サイクル開発機構大洗工学センター:ナトリウム取扱用防護具(平成 10 年 6 月)
- 3) 日本原子力研究所: "液体ナトリウム取扱い安全指針"、JAERI-6019(1968)
- 4) 事故報告 10 サイクル機構(安) 015、平成11年1月4日

9.5 事故例

9.5.1 「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故¹⁾⁻⁴⁾

(1) 概要

原子炉熱出力約 43%、電気出力約 40%で試運転中であった平成7年 12 月8日 19 時47分、2次主冷却系配管室 C の火災検知器が発報し、現場にて白煙を確認したた め、ナトリウムの漏えいと判断し、運転員は原子炉を停止するため出力の降下操作を 手動で開始した。しかし、この後、火災検知器の警報が増加したことから緊急停止(手 動トリップ)により原子炉を止め、さらにナトリウムの抜き取り操作を行い、事故を 終息させた。

漏えいしたナトリウムは、燃焼しながら配管室内の2次主冷却系配管の真下にある 換気ダクト、足場(グレーチング)を破損させ、床ライナ上に堆積した。また、漏え いナトリウムの燃焼に伴うナトリウム化合物(エアロゾル)が原子炉建物内部に広く 拡散するとともに一部は建物外に放出された。オーバーフロータンクナトリウム液面 の挙動を分析した結果、漏えい量は約 640kg±42 kg との結果を得た。

なお、プラントは安全に停止し、原子炉の安全を確保する機能(炉心の冷却に必要な機器の機能)は確保されるとともに、放射能による環境への影響がないことを確認した。

図 9.5-1 に 2 次主冷却系 (Cループ)の配置と漏えい場所を、図 9.5-2 にナトリウム漏 えい状況を示す。



図 9.5-1 2 次主冷却系(Cループ)配置と漏えい場所





空調用ダクトの様子(2)

鉄製足場の様子(3)

床板の様子(4)

図 9.5-2 ナトリウム漏えい状況

(2) 事故経緯

平成7年12月8日

- 19:47 中央制御室に「中間熱交換器 C 2 次側出口 Na 温度高」警報が発信。
- 19:47 A-446 室(事故室)の火災検知器(煙感知器)も発報。
- 19:48 「C2次主冷却系 Na 漏えい」警報が発報。運転員が現場(2次系 Cル ープ配管室)で煙の発生を確認。
- 20:00 原子炉出力の降下操作を開始。
- 20:50頃 運転員が火災検知器の警報急増および現場での白煙の増加を確認。
- 21:15 発電機解列。
- 21:20 原子炉を手動で緊急停止。
- 22:55 2次系 C ループ配管内の Na ドレン操作開始。(0:15 Na ドレン終了)
23:13 2次系 Cループ配管室、蒸気発生器室の換気空調系を停止。

(3) 事故時の状況

40%電気出力試験の一環として平成7年12月9日に予定していたプラントトリップ 試験のため、原子炉の出力を上昇中であったが、12月8日19時47分、原子炉出力約 43%(電気出力約40%)の状態において中央制御盤の「中間熱交換器 C2次側出口 Na 温度高」警報が発報し、6秒後に火災検知器が発報した。引き続き1分12秒後に「2 次主冷却系 Na 漏えい」警報も発報した。このため2次主冷却系配管室(C)(A-446 室)の扉を開け室内を確認したところ、もやっている程度の煙の発生を確認した。しか し、オーバーフロータンクナトリウム液位等に有意な変化が認められないことから、 ナトリウム漏えい規模を小規模漏えいと判断し、異常時運転手順書「2次主冷却系の ナトリウム漏えい」に従い原子炉を通常停止することとし、20時00分に原子炉の出 力を降下させるため、制御棒挿入操作を開始した。

20時 50分頃、火災検知器の警報が急増したのを確認するとともに、再度、当該配 管室(C)を確認したところ白煙の増加が認められたため、原子炉手動トリップを決定 し、21時 15分に発電機解列を行い 21時 20分に原子炉を手動トリップした。原子炉 停止後は、補助冷却設備により炉心の崩壊熱除去運転が行われ原子炉は低温停止状態 に移行した。また、漏えいナトリウム量を抑制するため、22時 55分に 2次主冷却系 Cループの配管部のナトリウムドレン操作を開始し、12月9日0時 15分に完了した。

ナトリウムドレンにより、蒸発器内のナトリウムレベルは「低低」となり当該配管 室(C)および蒸気発生器室(C)の給気ファン、排気ファンの自動停止、および給気、 排気の各隔離ダンパの自動閉止を23時13分に確認した。

(4) 原因

事故後の調査で、中間熱交換器出口温度計さや先端の細管部が破損していることが 判明し、当該温度計から配管室内にナトリウムが漏えいしたものと判断した。

2次主冷却系および補助冷却系の他の温度計さや(破損した温度計さやと同じ設計) については、超音波探傷検査等を実施し健全であることを確認した。

日本原子力研究所および金属材料技術研究所において、温度計さや破断部の破面観 察、流力振動についての模擬実験および解析等を行った結果、温度計さやの破損は、 配管内を流れるナトリウムによりさや細管下流側に対称象渦が発生し、これによる流 体力でさや細管部が振動(流れ方向)し、さや段付部で高サイクル疲労が生じ破損に 至ったものと推定された。

破損の経過については、試運転初期の 100%流量運転において亀裂が発生し、亀裂 進展による固有振動数の減少のため亀裂が停留した後、流量変動時に一時的な亀裂進 展を繰り返し、その後の約 40%流量運転で最終破断に至ったものと推定された。

また、水流動試験等の結果から、当該温度計では熱電対が曲がった状態でさや管内 部に挿入されていたため、流力振動が顕著に発生し高サイクル疲労破損に至ったもの と推定された。 図 9.5-3 にナトリウム漏えい事故の原因の概要と折損 2 次主冷却系温度計の構造を示す。



図 9.5-3 ナトリウム漏えい事故の原因の概要と折損 2 次主冷却系温度計の構造

(5) 事故後の対応

(i) A、Bループ温度計漏えい予防対策

C ループと同仕様の温度計が取付けられている、A、B ループの温度計全数に対し、 シール性強化のためのコンプレッションフィッテイングを取付け、温度計まわりへの 仮設ナトリウム漏えい検出配管の設置、およびナトリウム漏えい検出設備の機能確認 を実施した。

(ii) ロストパーツ探索作業

温度計ウェル細管部の折損部品(ロストパーツ)の探索は、ロストパーツの重量、2 次主冷却系の配管形状および当時の流速から、折損部、配管エルボ部、弁等を対象に RT撮影により第1段階の探索を実施したが発見できなかった。さらに、水を用いて行 なった2次系配管の流動実験の結果によると垂直配管を登って行くことが判明したた め、第2段階として過熱器リングヘッダ、補助冷却系配管の探索をX線撮影により実 施したが、やはり発見できなかった。第3段階では、過熱器分配管の中を CCD カメラ により探索した結果、ロストパーツを発見し、回収装置により回収した。平成8年1 月26日から探索作業が開始され、4月24日に回収作業が終了した。

回収したロストパーツは、洗浄前後に外観確認を行なった後、金属材料技術研究所 に発送した。写真 9.5-1 に回収されたロストパートの写真を示す。



写真 9.5-1 回収されたロストパート

(ⅲ) ナトリウム化合物 (エアロゾル)の清掃作業

清掃対象エリアは飛散したナトリウム化合物が付着した各部屋とし、機器類については各エリアに設置されている全ての配管、機器、電気計装品および制御盤類とした。 写真 9.5-2 に清掃作業時の状況を示す。



写真 9.5-2 清掃作業時の状況

エリア清掃としては、床、壁、天井、配管部等をウエスによる拭き取りを行った。 各部屋の付着エアロゾルをサンプリング分析した結果、主成分は Na₂CO₃(一部 NaHCO₃)であった。建物内部でのエアロゾル拡散範囲は大部分が火災検知器の発報 した部屋で、床面積にして約 5,580m²であった。事故室(A-446)でのエアロゾル分 布は、漏えい部近傍の床で付着密度約 100g/m²、同室出入口部近傍ではその約 1/2 で あった。壁および天井の付着密度は、漏えい部近傍の一部を除き、床面の 1/100 程度 であった。事故室と同階のエアロゾル分布は、拡散経路に沿って各部屋で指数関数的 な減少傾向を示した。事故室において回収されたナトリウム化合物量は約 655kg であ った。

ナトリウム化合物による機器・制御盤類への影響を防ぐため、エリア清掃終了後に 機器・盤外面についてもウエスでの拭き取り作業を行なった。エリア清掃、機器・盤 外面清掃作業が終了した後、グリーンハウスを設置して制御盤類の内部点検を実施し た。機器類のナトリウム化合物最大付着密度は、事故室に設置された配管外装板表面 で $2.0 \times 10^3 \sim 5.8 \times 10^3 \mu$ g/cm² であった。制御盤類では事故室に隣接する A-445 室の 盤が 430 μ g/cm² と最も多く、その他の盤は設置室床面の付着密度にほぼ相対した傾向 であった。

(6) 2次系ナトリウム漏えいに対する改善策

事故の徹底した原因究明とともに、原因調査の過程や結果から明らかになった反省 点をはじめ、実用化に向けての研究開発段階の炉であること、冷却材としてナトリウ ムが使用されていること等の特徴を踏まえ、「もんじゅ」のすべてにわたって再度安全 を確認することを目的とした安全総点検を平成8年12月から開始し、平成10年5月 に「もんじゅ安全総点検 実施結果報告書」(第6報報告書)としてまとめられた。

2 次冷却材漏えい事故時に安全を確保するためには、補助冷却設備3 系統のうち、 少なくとも1 系統が機能することにより、炉心冷却機能が損なわれないことが必要で ある。そのためには、建物・構築物の健全性が維持され、系統分離機能が損なわれな いことが必要である。

2次主冷却系ナトリウム漏えいを想定した燃焼解析では、現状設備において、適切な プラント停止、換気停止およびナトリウムドレンの操作を行えば、事故後に大洗工学 センターで実施された「燃焼実験II」においてみられたような腐食(溶融塩型腐食) を仮定しても、ライナの貫通に至ることがなく、コンクリートからの水分放出等によ る雰囲気中の水分とナトリウムの反応により生成する水素が蓄積燃焼しないことが確 認されている。

しかしながら、ナトリウム漏えいの影響拡大を防止し安全に万全を期す観点から、 従来の設計の基本的考え方から展開された設計要求事項を整理し、事故後の点検で摘 出した留意点分析とそこから導き出された追加要求事項を考慮して設備改善策を検討 した。

設備改善策の基本的な考え方は、ナトリウム漏えいを早期に検出し、事故の拡大防 止および影響の緩和を確実なものにし、安全性に万全を期すことにある。

具体的な改善策の概要を図 9.5-4 に示す。



図 9.5-4 2 次ナトリウム漏えいに対する設備改善の概念図²⁾

(i) 2次冷却系温度計さやの改善

ナトリウム漏えい事故の原因である 2 次主冷却系温度計さやの破損は、ナトリウム の流体力によりさや細管部が振動し、さや段付部において高サイクル疲労により生じ たことが判明した。

このため、2次冷却系温度計さやの構造改良(42本)および撤去(6本)を行うこととした。さや管は長さを短くするとともに、段付き構造をテーパ形状に変更する。また、 さや内部でのナトリウム漏えい検出のため、接触型漏えい検出器を設置する他、計測 ケーブル取出し部よりナトリウムが漏れ出さないようにシールを取付ける。

図 9.5-5 に従来の温度計と改良型温度計を示す。



図 9.5-5 従来の温度計と改良型温度計

(ii) ナトリウム漏えいの早期検出と運転員の支援

2次系の空気雰囲気室において、影響が機器・配管等の保温構造外部に及ぶような ナトリウム漏えいが発生した場合の漏えい検出機能を強化するため、セルモニタを設 置する。セルモニタは、小規模漏えいに対する感度が高い煙感知器と、中規模漏えい 以上で顕著となる室温上昇をとらえる熱感知器を組合せたナトリウム漏えい検出シス テムである。本設備は、換気空調設備自動停止のインターロック信号を発信する設備 とする。

また、運転員が事故現場の状況を正確かつ迅速に把握できるよう、ナトリウム機器 が設置されている室内にはテレビカメラを設置する。さらに、中央制御室にはナトリ ウム漏えいに関するすべての情報(映像情報、セルモニタ情報、火災検知器情報、ナ トリウム漏えい検出器情報、ナトリウム液位のプロセス情報等)を一括表示、監視で きる総合漏えい監視システムを設置する。

「もんじゅ」ナトリウム漏えい事故時、「火災」を知らせるための火災検知器の「主 音響」および「地区音響」は事故対応操作の妨げとなるため発報後直ぐに停止したが、 その後は火災検知器の連続監視をしていなかったため、火災検知器警報の増加確認が 遅れた。消防法では火災検知器の機能を変更することができないため、総合漏えい監 視システムに火災検知器情報を取り込み、警報が発生した場合には中央制御室内のみ に警報が再発報するシステムとする。

図 9.5-6 にナトリウム漏えいの早期検出(セルモニタの設置)と換気空調設備の改善の概要を示す。



図 9.5-6 セルモニタの設置と換気空調設備の改善の概要

(iii) 換気空調設備の改善

今回のナトリウム漏えい事故において、漏えい時に換気空調設備の運転が継続され ていたため、エアロゾルを建物外へ拡散させ、再還流により建物内における漏えい発 生室以外の各室にエアロゾルを拡散させた。

換気空調設備は、現状においても大漏えい時には蒸気発生器液面計の「蒸発器液位 低低」信号により自動停止する。この大漏えい時の自動停止機能をより確実なものと

するため、現状 2 チャンネルの「蒸発器液位低低」信号で停止する論理回路(2/2 の AND 回路)を1 チャンネルの信号でも停止する論理回路(1/2 の OR 回路)に変更す る。さらに、中小漏えい時においても換気空調設備の停止を確実にするため、セルモ ニタの信号による自動停止インターロックを追加する。これにより、ナトリウム漏え い事故時のナトリウム燃焼およびエアロゾル拡散を抑制する。

(iv) ナトリウムドレン機能の強化

事故の教訓から、ナトリウム漏えい時には原子炉を速やかに停止するとともに、系統の温度降下を待たずにドレンを開始する。さらに、ドレンに要する時間を短縮するため、図 9.5-7 に示すようなドレン設備の改良を行う。



図 9.5-7 ドレン設備の改良 2)

ドレン時間を短縮するためには、ドレン配管を流れるナトリウムの圧力損失を低減 することが効果的である。このため、2次主循環ポンプ入口側にドレンラインを追加 するとともに、現状 3~4 インチのドレン配管を 4~6 インチに大口径化する。また、 ドレン弁は、片方の弁が故障しても系統内のナトリウムが確実に抜けるよう、弁の多 重化を行う。ドレン弁およびドレン弁の駆動ケーブルは、飛散ナトリウムおよび漏え い時の雰囲気温度上昇から保護し、ナトリウム漏えい環境下にあっても確実にドレン 弁が作動するようにする。

(v) 燃焼抑制機能の強化

ナトリウム漏えい事故後はナトリウム燃焼の積極的な抑制および再燃焼防止のため、 窒素ガス注入設備を設け、漏えい区画内に窒素ガスの注入を行う。

窒素ガス注入初期は区画内の酸素濃度を下げる必要があるため、高流量で窒素ガス を注入する。酸素濃度が下がった後は低酸素濃度を維持するため、外部から空気が入 ってこない程度の低流量で窒素ガスを供給する。図 9.5-8 に窒素ガス注入設備の系統 図を示す。



図 9.5-8 新設された窒素ガス注入設備系統図 2)

(vi) コンクリートからの水分放出抑制

ナトリウム漏えい事故時は、部屋の雰囲気温度が上昇する。これに伴い、壁・天井 のコンクリート温度も上昇する。一方、コンクリートは 100℃を超えると、コンクリ ート自体が保有している水分が急激に放出されるようになる。この水分は漏えいした ナトリウムと反応し水素が発生する。このため、必要に応じナトリウムを内包する配 管・機器が設置された部屋の壁、天井に断熱構造を設け、コンクリートの温度上昇を 抑制し、コンクリートからの水分放出を抑制する。断熱構造の基本的な構造は、壁面 および天井面にアンカボルトを設置し、断熱材を挟んで鋼板で覆う構成とする。

(vii) 貯留室の対策

大漏えい時、事故室で漏れたナトリウムは床ライナの連通管を通じて、最下層の貯 留室に貯留される。貯留室では、高温のナトリウムが大量に流入してくるため、比較 的長い時間高温状態が続く。この貯留室の熱的影響を緩和するため、アルミナ製のヒ

ートシンク材を貯留室に設置する。

(7) 運転手順書の整備

事故発生時の対応手順書の整備にあたっては、判断基準を明確にし、操作や状態確認のためのチェックシートを追加するなどの改善を行い、ヒューマンエラーを防止するように整備した。

以下に、ナトリウム漏えい事故当時の対応手順および漏えい対策工事完了後の対応 手順を図 9.5-9 に示す。漏えい事故当時の手順書では、漏えいの状況を「小規模」「中 規模」「大規模」の3段階に区別しており、その判断基準は明確でなく、小規模漏えい 時は「原子炉通常停止」することとなっていた。

漏えい対策工事により、漏えい判断が中央制御室だけで迅速にできるようになり、 セルモニタが感知した場合には換気空調が自動停止する。対応手順書では、判断基準 を明確にするとともに、ナトリウム漏えいと判断した場合は「原子炉手動トリップ」 とする。また、漏えいの疑いがある場合(規定で定める時間内に判断できない場合) には「原子炉通常停止」することも明記する。



9.5-9(a) 2次冷却材漏えい事故時の対応手順書の考え方(ナトリウム漏えい 事故当時)⁴⁾



図 9.5-9(b) 2次冷却材漏えい事故時の対応手順書の考え方(漏えい対策工事完了後)4)

(8) 信頼性回復に向けて

昭和 42 年の動燃事業団設立以来、約 30 年にわたって実験炉「常陽」、原型炉「もん じゅ」と順調に進めてきた高速炉開発の中で高い信頼性を確保することとしていたに もかかわらず、現実にナトリウム漏えい事故が起きたこと、さらに、事故発生後の混 乱した事態の中でのプラント操作および対外対応に問題があったことから、地元をは じめとする多くの方々に不安感、不信感を与える結果となった。

このため、高速炉技術の高い安全性は言うまでもなく、最も求められているのはサイク ル機構に対する「技術的信頼」と「社会的信用」の回復と確立であると認識し、ナトリウ ム技術への取り組み強化はもとより、情報の積極的な公開と事業の透明性の確保、危機管 理体制の強化確立、地域を原点とした事業の展開等を進めるとともに、これを確実なもの とする意識の改革と制度の確立を推進している。

9.5.2 「常陽」メンテナンス建家火災事故 ^{5),6)}

(1) 火災発生の状況

平成 13 年 10 月 31 日午後 8 時 42 分頃、「常陽」の付属施設であるメンテナンス建家 1 階 (管理区域内)に設置されている機器洗浄槽上部作業場において火災が発生した(図 9.5-10、 図 9.5-11、図 9.5-12)⁶。午後 8 時 55 分に地元市町村を始めとする関係機関に通報連絡票(第 1 報)を FAX で発信し、午後 9 時 10 分に事故対策本部を設置して事故対応にあたった。

火災の発生は、火災報知器の作動を受けて中央制御室等での現場監視 ITV で確認され、現 場に駆けつけたセンター職員が最初はナトレックスを用いてナトリウム火災を考慮した初 期消火を行い、その後は火災の状況から一般火災と確認されたため ABC 消火器を用いた消 火活動を行ない、この消火活動によって火炎を伴う火災は抑制された。その後、大洗町消防 署員到着後、同消防署員も加わって引き続き消火活動を行った。その結果、午後 11 時 30 分、 大洗町消防本部員と消防署員が鎮火を確認した。

この間、排気筒モニタ、モニタリングポストの指示値および風下空気の測定の結果、この 火災に伴う施設外部への放射性物質の放出はなく、環境への影響はなかった。また、消火対 応等で現場に立ち入った消防関係者、従業員等の汚染・被ばくはなく、施設の汚染もなかっ た。

(2) 火災現場の状況

メンテナンス建家は、地上1階(一部3階)、地下2階(一部1階)であり、「常陽」の 設備機器のナトリウム洗浄、分解、保修を行う施設である。機器洗浄槽は1階に設置され ており、燃料交換時に発生するドリップパン(受け皿)上のナトリウムおよび小型機器に付 着したナトリウムの洗浄を行う設備である。機器洗浄槽上部には、放射性ナトリウムが付着 した機器等を取扱う作業場として、酢酸ビニールシートおよび防炎シートに覆われたグリー ンハウス(約3.3m×3.7m、高さ約2m)が設けられていた。

火災発生現場のメンテナンス建家1階では、1次系配管サーベイランス材取出し作業を行っていた。当日は小型ナトリウム弁の解体作業を行い、その後弁を機器洗浄槽上部のグリーンハウス内に移動し、弁の内部に残っているナトリウムを洗浄するための準備作業(洗浄は翌11月1日に行う予定であった。)を実施した。作業は午後6時35分に終了し、全ての作業員はメンテナンス建家から退域し、午後6時47分に施錠した。

火災の範囲は、機器洗浄槽の上部作業場の部分であった。燃えたとみられるものは、グリ ーンハウスとその内部にあったカートンボックス(紙製容器)、タイベックススーツ(作業 着)、ゴム手袋、キムタオル(紙製タオル)等であった(図 9.5-12、図 9.5-13)⁶。





図 9.5-10 大洗工学センターの全体図 ⁶⁾ 図 9.5-11 メンテナンス建屋 1 階平面図 ⁶⁾



図 9.5-12 機器洗浄槽(火災前後の状況) 6)



図 9.5-13 火災による延焼状況 6)

(3) 原因究明

(i) 事故調査委員会

火災は、作業が終了して作業員が退去した後の火災であり、火災の原因を特定することが 難しい状況にあったが、再発防止の観点から火災の原因を究明しておくことは極めて重要と 考えられた。

このため、火災原因の究明、問題点の摘出並びに再発防止対策の方針を示すために、11 月6日、事故対策本部の下に『「常陽」メンテナンス建家火災事故調査委員会』を設置した。 本委員会は、広い知見を入れた調査を行うため、消防の専門家等の外部専門家を含む委員に より構成し、透明性の観点から一般公開で開催した。この委員会の指導の下、調査の実務を 行うための作業グループを設けて、全社を挙げた体制で徹底した原因究明のための調査を進 めた。

委員会では、事象調査により、火災発生前後の現場の状況、火災発生後の対応、事象進展 に係わる事実確認を行うとともに、原因究明のための実験を含む技術調査を行った。また、 事故の直接的および間接的原因を探るため人的要因の調査を実施した。

(ii) 原因究明

現場の状況から発火要因として疑われる、電気設備の過熱・漏電、当該グリーンハウス内 の物品に起因した発火およびナトリウム作業に起因した発火の3点について調査した。検討 の結果、前二者が発火元である可能性は極めて低いと考えられた。

一方、ナトリウムの発火可能性を確認するために基礎的な実験を行った。

実験の結果、①反応熱の蓄積による発火の可能性については、ナトリウムと水分の反応熱の蓄積は少なく、熱の散逸もあり発火の可能性が小さいことを確認した。②グリーンハウス内に持ちこまれていた物品とナトリウムの化学反応が生じる可能性も小さいことを確認した。しかし、③雰囲気からの湿分供給があり、ナトリウムと湿分の反応生成物(苛性ソーダ水溶液)が吸収されない素材(酢酸ビニルシート等)上にナトリウムが置かれている場合には、自然発火する場合があることを確認した(図 9.5-14)⁶。



図 9.5-14 金属ナトリウム自然発火過程の様相(Na 量 0.3g による実験) ⁶⁾

この発火機構は以下のように推定される。

(a) 初期段階:金属ナトリウム表面では室温大気環境で主に以下の反応が進行する(図 9.5-14 写真 1)。

 $2Na[sl] + O_2[g] \rightarrow Na_2O_2[s], \quad \triangle H^{\circ}_{298} = -510.87 \text{kJ-mol}$

- ※ 内部の Na との接面では、 $2Na + Na_2O_2 \rightarrow 2Na_2O$ となるが、ここでは省略する。
- (b) 次段階:
- (イ) 金属ナトリウム(Na)表面が過酸化物(Na₂O₂)に被われると(a)の進行は鈍り湿分との反応が始まる。

 $Na_2O_2 [s] + H_2O[g] \rightarrow 2NaOH[sl] + 1/2O_2 [g], \triangle H^{\circ}_{298} = -98.522 kJ-mol$

(n) 表面が十分に水酸化ナトリウム(NaOH)に変質し、さらに湿分により NaOH の潮解が 進行すると部分的に Na₂O₂や酸化ナトリウム(Na₂O)の被覆が消失、金属 Na 面が現われ る。Na が空気と接触しない潮解溶液に被われた部分では、潮解溶液中の水分との反応が 生じる。

 $Na[sl] + H_2O[l] \rightarrow NaOH[sl] + 1/2H_2[g], \triangle H^{\circ}_{298} = -142.349kJ-mol$

(a) および(b)の反応はいずれも発熱反応であるため、金属 Na 表面で以下の吸熱反応も並行して進むことが可能となる(図 9.5-14 写真 2)。

 $Na[sl]+NaOH[sl] \rightarrow Na_2O[s]+1/2H_2[g], \triangle H^{\circ}_{298}=11.0kJ-mol$

- ※ 実際には、他にも NaH が生成する反応、2Na+NaOH \rightarrow Na₂O+NaH なども発生する。
- (c) しばらくは、生成 NaOH や O₂、H₂の泡に被われるなどしながら、緩慢に(a)~(c)のような反応が繰り返されるが、次第に NaOH が Na に比して多量になり、残存 Na 片全体を覆うようになると、発熱に比して吸熱が小さいことから NaOH 中にある Na は保温効果にも助けられて溶融に至る。
- (d) 比重の関係(Na[1]:0.95, NaOH[1]:2.13)から溶融 Na は NaOH 表面に浮遊するようになり、(a)から(c)の反応が激しく進行するようになる(図 9.5-14 写真 3)。このとき残存 Na は NaOH 溶液中を激しく移動する様相を呈する。
- (e) 最終的に溶融した Na が空気と触れ発火し(図 9.5-14 写真 4)、周辺の発生 H₂を燃焼させる(図 9.5-14 写真 5)。

この発火機構をナトリウム量と発火時間の関係から実験的に求めた結果、ナトリウム量が

0.5g 以下の少量となるとカートンボックス内に濡れキムタオルがあって水分が存在する場合には、ナトリウム量が少ないほど早期に発火する傾向が認められ、0.3g 以上であれば数時間経過後に発火する場合が確認された。

発火からカートンボックスの延焼に至る事象を確認するため、実験結果や事故後の聞取り 調査結果を踏まえ、カートンボックス内に濡れキムタオル、アルコール部分湿りタオル、固 絞りキムタオルとともに 0.3g 程度のナトリウム片を6個分散して配置した実験を実施した。 実験は内容物と内部配置を換えた4ケース(表 9.5-1)⁵⁾で実施した結果、カートンボック スの延焼に至るケースが確認された。

実験によって延焼したカートンボックスの実験例を図 9.5-155に示す。



カートンボックス内設置状況

図 9.5-15 カートンボックス内試料配置 (ケース N-2) 5)

ケース	試料番号	設置位置	観 察 結 果*		
	1	底部	発火せず		
	② 側面(約190~200mmH		発火(開始446分後に発煙を目視確認)		
N-1	3	底 部	発火(開始322分後の定時観察時に発火の痕跡を確認)		
N=1	4	側面(約190~200mmH)	発火せず		
N-1	5	底部	発火せず		
	6	側面(約190~200mmH)	発火せず		
	1	底部			
	2	側面(約190~210mmH)			
N-2	3	底部	出业(開始207公後 ⑤末たけ⑤から発业と推定)		
IN-2	4	側面(約190~210mmH)			
	5	底部			
	6	側面(約190~210mmH)			
N-2 N-3	1	底部	発火せず		
	2	側面(約60~70mmH)	発火(開始265分後に発煙を目視確認)		
	3	底部	発火(実験後の観察により発火痕跡を確認)		
N-3	4	底部 側面(約190~210mmH) 底部 側面(約60~70mmH) 底部 側面(約60~70mmH) 底部 側面(約60~70mmH) 底部 側面(約190~210mmH) 底部	発火せず		
N-3	5	底部	発火(実験後の観察により発火痕跡を確認)		
	6	側面(約60~70mmH)	発火せず		
	1	底部	発火せず		
N-4	2	側面(約190~210mmH)	発火せず		
	3	底部	発火せず		
	④ 側面(約190~210mmH)		発火せず		
	(5)	底部	発火(実験後の観察により発火痕跡を確認)		
	6	側面(約190~210mmH)	発火せず		

表	9.5 - 1	発火位置の観察結果 5)
---	---------	-------------	---

*:N1,N3およびN4は実験中及び実験後の観察記録に基づく。N2は実験中の観察記録に基づく。



これらの結果を総合的に評価し、直接的な発火原因としては、可燃性のもの(作業時の廃 棄物入りカートンボックス等)に発火物質(作業時に脱落あるいは見逃したもの)が混入し、 発熱反応が生ずる条件で発火し延焼したと推定された。発火物質としては、作業時に脱落し、 作業に伴って発生した廃棄物あるいは作業衣等に付着したナトリウムの可能性が高いと推 定された。

また、間接的・背景的原因を探るため、今回の機器洗浄槽上部での作業の特殊性、作業計 画のチェック、火災防止、放射性ナトリウム取扱いの教育、および組織体制の 5 つの視点 から要因を分析した。

(4) 問題点の摘出

大洗工学センターにおいては、30年のナトリウム取扱いの歴史の中で、安全管理に関連 する具体策を共通安全作業要領集等に集大成し、体系的に整備しており、ナトリウム取扱い 作業を安全に行ってきた。しかしながらナトリウムに起因した火災が発生したことから、こ れまでの作業方法や安全管理のあり方について、どこに不十分なところがあったのかを検討 し、問題点を摘出した。

直接的な事故要因に係る問題点として、

- ①大気開放下での作業において脱落ナトリウムが散逸することを防止する配慮が十分でなかった。
- ②作業においてナトリウムが気付かない部分に付着して見逃した場合を想定し、使用した 可燃性機材との隔離対策が施されていなかった。

③作業場内に多くの可燃物が残されていたこと

が挙げられた。

間接的・背景的要因に係る問題点として、当該作業が非定常作業であり、放射線管理とナ トリウム取扱いの両立という厳しい作業環境にあったが、ナトリウム取扱いに対する配慮、 潜在的リスクの認識、作業計画策定時の作業分析、教育訓練、等に現場に即した対応という 面で不十分な部分があったと考えられた。また、整理整頓や可燃物管理等における施設管理 者の現場把握にも十分でない点があった。

(5) 再発防止対策

事故調査委員会の検討結果を踏まえて再発防止対策を検討し、「常陽」各施設における放 射性ナトリウムを大気開放下で取り扱う場合の対応処置、火災発生防止策として以下の改善 策を実施した。

(i) 直接的要因対策

直接的要因対策としての放射性ナトリウム付着物の処置フローを図 9.5-16⁶、グリーンハ ウス作業現場への資機材の配置例を図 9.5-17⁶に示す。また、鋼製キャッチパン、鋼製ナト リウム保管容器、鋼製容器および鋼製容器を保管する鋼製保管棚、鋼製バット並びに煙感知 装置、防炎シート等の資機材を整備(図 9.5-18)⁶するとともに、これらの運用を「「常陽」 ナトリウム取扱作業要領書」に定め周知徹底した。



図 9.5-16 放射性ナトリウム付着物の処理フロー6)



図 9.5-17 放射性ナトリウムを取扱うグリーンハウス作業現場の配置 6)



図 9.5-18 整備した資機材 6)

(a) 放射性ナトリウムの脱落対策

大気開放下での放射性ナトリウム作業時には、放射性ナトリウムが付着した機器から放射 性ナトリウムが脱落したとしても、その散逸を防ぎかつ安全に回収できるようにするため、 取扱い機器等の下を十分にカバーできる鋼製キャッチパンを当該作業場所の下部に置く。

(b) 放射性ナトリウムの散逸防止

(イ) ナトリウムの回収および処理

作業時に脱落した放射性ナトリウムおよびぬれキムタオルに付着した放射性ナトリウム は、専用の鋼製ナトリウム保管容器に回収して収納し、水等により反応させて処理する。 (p) ナトリウムが付着した可能性のあるものの収納および処理

放射性ナトリウムが付着しているおそれのある装置類、作業工具類、放射線防護具等およ び作業場は、作業終了の都度、ぬれキムタオルでふき取り、使用後のぬれキムタオルおよび ふき取り後の放射線防護具等は、鋼製容器に収納してグリーンハウス外に設けた鋼製保管棚 等に保管する。

(ハ) ふき取り後の装置類、作業工具等の処置

放射性ナトリウムをふき取った後の装置類、作業工具等は、グリーンハウス内の鋼製バッ

ト上で保管する。

(c) グリーンハウス内での発火等の監視

グリーンハウス内での放射性ナトリウム等による発火を監視し、早期に検知するため、煙 等をモニタする。煙感知装置はグリーンハウスを設置する都度、その場所に移動可能な可搬 型のものとし、中央制御室に警報を表示する。

(d) 放射性ナトリウムの放射性廃棄物への混入防止対策

保管したぬれキムタオルおよび放射線防護具等は、放射性ナトリウムが付着している可能 性を考慮して、一連の放射性ナトリウム取扱い作業が終了した時点で、フード内で付着して いる可能性のある放射性ナトリウムを水等により完全に洗浄してからカートンボックスに 入れる。また、当該キムタオル等が鋼製容器から直接カートンボックスに入らないように徹 底するために、発生から安定化処理までを「記録票」に残すよう要領に定め、洗浄処理のた めのフードは、鋼製容器からの取出しとカートンボックスへ入れる作業を行う区画を別とす る配置設計とし、作業は従業員等の監督下で行うこととした。

(e) ナトリウムの取扱い作業場所からの可燃物の排除

放射性ナトリウムを取り扱うグリーンハウスの壁、天井および床は、これまで汚染防止の ために用いていた酢酸ビニル等の可燃物に換えて、全て防炎シート製とする。また、作業場 所に可能な限り可燃物を持ち込まないように作業前後に整理整頓を行い、毎日の作業終了時 には作業場所から可燃物を持ち出す。放射線管理の観点からグリーンハウス内に可燃物を保 管する場合は鋼製容器に保管する等、防火処置を確実に行う。

なお、発災場所である機器洗浄槽上部の再発防止対策では、恒久的な使用を目的として、 従来の防炎シート製のグリーンハウスから鋼製のハウスに変更するとともに,放射性ナトリ ウムが付着している可能性のあるぬれキムタオルおよび放射線防護具等を水洗浄処理する フードを設置した。

(ii) 背景的要因対策

背景的要因対策については、ナトリウム取扱い教育訓練にビデオも導入して発火、延焼、 ふき取り等の実務に即した内容を追加、この教育を認定要件とする等の認定制度の見直し、 受注先の作業者の技能認定、リスクアセスメント、軽微な作業要領の変更およびパトロール に係る要領類の制定・改訂を行い、これらの運用を開始した。

(a) ナトリウム取扱い作業者の技術レベルの向上および認定制度の導入

(イ) ナトリウムの教育・訓練

従来の教育・訓練項目(ナトリウムの性質、取扱いの基本、ナトリウム火災消火、被災時 の応急措置および作業実施時のOJT)に加え、ナトリウムのふき取り方法や残ナトリウム の処置方法のような個々の実作業に即した具体的留意点を取り入れた教育・訓練を行う。

(ヮ) ナトリウム取扱い作業における認定制度の見直し

放射性ナトリウム取扱い作業の監督者について、実験炉部内で従来から運用されている 「実験炉部重要業務資格認定制度」の中の放射性ナトリウム取扱い作業の実務経験に関する 認定要件のうち教育内容等を見直し、必要に応じて再認定する。

(ハ) 受注先の作業者の技術能力の認定要件の確認

9.5-24

受注先の作業者の技術的能力に対する認定要件を定めて仕様書に記載し、作業者がこの要件を満たしていることを書類によって確認する。また、「常陽」で初めて放射性ナトリウムを取り扱う作業者に対しては、作業前に教育・訓練を行って放射性ナトリウムの基礎的知識 に関する技能認定を行う。

(b) 作業計画の立案

(イ) リスクアセスメントの実施

作業計画の立案に当たっては、作業分析を行うとともにリスクアセスメントにより危険 要因を評価する。特に、過去に経験のない作業計画を立案する場合は、未経験部分について 重点的に作業分析およびリスクアセスメントを行う。また、作業の内容と項目に変更が生じ た場合は、再度、作業分析を行うとともにリスクアセスメントにより危険要因を再評価する 等、適切な変更管理を行う。

- (c) 施設、作業場所管理の適正強化
- (イ) 施設、設備の管理体制の整備

当該設備に対する火災再発防止対策を一元的に管理するチームを施設管理者の下に定め、 管理責任が明確な体制とする。管理担当チームは、チェックシート等により作業終了後の点 検結果をチェックするとともにその結果を施設管理者に報告する。

(ヮ) 安全パトロール等の強化

「常陽」専任の安全衛生主任者をおき、安全管理の強化を図った。また,従来実施していた 安全パトロールについて検討し、使用頻度が少ない設備および非定常作業で状況が変化する 現場に対しては、着目点をあらかじめ定めるとともにパトロール頻度を増やすなど、安全パ トロールを強化した。また、部長や安全衛生主任者が直接現場に赴き、作業現場や作業状況 の確認を行うことに安全パトロールの意義があるとの観点から、部長および安全衛生主任者 自らが行うパトロールを、部長パトロール、安全衛生主任者パトロールとして安全衛生パト ロール実施要領に定めた。

(d) リスクマネジメントの推進

ナトリウムを取扱う作業における火災のリスクを適切に評価するため、現在導入を進め ているリスクアセスメントの要領の中に、ナトリウムを取扱う作業の計画について火災発生 防止や延焼防止に関するリスク評価項目を定める。また、リスクアセスメントを運用・管理 する仕組みの早期定着を図り、リスクマネジメントを確実に遂行する。

9.5.3 海外などのナトリウムに関する事故事例

海外の高速炉におけるナトリウム漏えい事故事例を表 9.5-2 に示す。以下では主な ナトリウム漏えい火災事故および蒸気発生器(SG)での主な事故・トラブル事例を紹介 する。

(1) ナトリウム漏えい火災事故事例

(i) スペインのアルメリア太陽熱発電プラントのナトリウム漏えい事故 7,8)

(a) 施設の概要

本施設は、太陽熱発電の実現可能性を示し、さらに大規模な施設を建設するための 経験を蓄積することを目的として、ドイツ INTERATOM 社(現在は Siemens 社に吸 収)が設計し、スペインのアルメリアに建設した太陽熱発電プラントである。

施設では、反射鏡で集められた太陽の放射エネルギーを、タワーの上に設置したナ トリウム加熱装置によってナトリウムループに伝達し、さらに蒸気ボイラに伝えて発 電機を回す。出力は2,464kW、電気貯蔵能力は1MWhである。保有ナトリウム量の 詳細は不明であるが、70m³のタンク2基相当と思われる。ナトリウム漏えい対策とし ては、以下の設備が設置されていた。

- ・床コンクリート上の鋼製キャッチパン
- ・煙感知器(1プローブ/30~60 m²部屋表面積)
- ・GRAPHEX 粉末消火剤(470kg)
- ・移動式 GRAPHEX 消火器(6kg/1 台×数 10 台)
- (b) 事故の概要

ナトリウム漏えい事故は、1986年8月18日に発生した。当時、プラントの運転は 停止中で、ナトリウムループにおけるバルブから微少漏えいしたナトリウムを捕集す るため、バルブ部品の交換作業を行っていた。

その際、バルブがドレンタンクよりも高い位置にあり、系統圧力が補修と関係ない という理由からナトリウムのドレンと圧力開放を行わず、補修箇所とタンクの間の配 管温度を下げてナトリウムをフリーズさせて作業を実施した。この時のタンク内のナ トリウム温度は225℃、カバーガス圧力は5.1barであった。

以上の状態で、まず最初にバルブのフランジのすべてのボルトを取り外し、溶接部 を切断した。周囲の 3/4 まで切断した時、フランジが突然開き、いくつかの固体部品 が流出した後、ナトリウムが激しく噴出した。

タンク内が加圧されていたためにナトリウムの噴出をとめることはできず、約30分でタンクのノズル部に損傷が生じて圧力が開放されスプレイ燃焼は終了した。その後はナトリウムのキャッチパンでの燃焼が続き、2時間後に消火した。被害はナトリウム施設や隣接する制御室にまで及んだ。

(c) 運転員の対応

3名がナトリウムの噴出で負傷した。2~3分後に事故に気づいた運転員が圧力を開 放しようとしたが、アルゴン系の弁に電源が供給されていなかった。緊急電源を起動 したが、起動されたときはプラントの系統機器が損傷しており、結果的に漏えいを停止することができなかった。スプレイ停止後のキャッチパンでの燃焼は2時間後に GRAPHEX 消火剤により消し止められた。

- (d) 事故後の評価結果
 - ナトリウム温度 225℃
 - 漏えい部流路最小面積 11.25cm²
 - 圧損係数 120(上記最小面積換算)
 - 圧力差 4.1bar
 - 漏えい率 14kg/s
 - 全漏えい量 15 m³
 - スプレイ継続時間 0.5 時間
 - 全燃焼継続時間 2時間
 - 損傷の状況
 - ・影響を受けたエリアは約10×5mの領域に限定
 - ・屋根は約12m²の部分が損傷
 - ・燃焼ゾーン内部に位置する支持構造が損傷
 - ・グレーチングは局所的に変形したが破損はしていない
 - ・キャッチパンは変形したが損傷していない
 - 材料分析による温度推定
 - ・スプレイ直下 1~3m (配管、グレーチング): 1,450℃
 - ・スプレイ中心の周囲 (グレーチング、支持ビーム): 1,100℃
 - ・スプレイの境界領域(弁駆動モータのケーシング): 620℃
- (ii) ドイツの ILONA 試験施設におけるナトリウム火災事故⁸⁾
- (a) 施設の概要

ILONA 施設は、自然循環による崩壊熱除去を調べるためのドイツ Bensberg の試験 施設である。ナトリウム漏えいは本施設の最下階に位置する内容積 11.8 m³の貯留タ ンクで発生した。このタンクは解体済みの古い試験ループのものであり、当時の ILONA 試験ループにはつながっていなかった。なお、タンクが設置されたフロアには キャッチパンは敷設されていない。

(b) 事故の概要

1992年9月、タンク間のナトリウム移送を行うためにタンクの予熱を開始したが、 圧力調整バルブの故障によりタンク内カバーガス圧をコントロールできなくなり、デ ィップ配管からナトリウムが漏えいした。タンク予熱開始から6時間後に火災のアラ ームが吹鳴した。

漏えいナトリウムはコンクリート製の床や壁に接触し、ナトリウム・コンクリート 反応が生じた。床コンクリートは反応生成物と鉄筋の熱膨張により持ち上げられ、タ ンクの片側が持ち上がった。これによりナトリウム液面がディップ配管の入り口より も低くなり、漏えいが停止した。

(c)	事問	汝後の評価結果	
	\bigcirc	漏えい率(推定値)	0.2kg/s
	\bigcirc	漏えい継続時間	5 時間
	\bigcirc	ナトリウム漏えい量	4.0ton
	\bigcirc	燃焼とナトリウム・コンクリート反応の継続時間	14 時間
	\bigcirc	ナトリウム・コンクリート反応の面積(床上)	$20 \ m^2$
	\bigcirc	コンクリートの最大侵食深さ	390mm
	\bigcirc	コンクリート反応量	2 m^3
	\bigcirc	コンクリート最高温度	900°C

- 損傷状況
 - ・タンク室の上のフロアなど他のエリアへの火災の伝播はない
 - ・グレーチングや階段は部分的に損傷
- エアロゾル挙動
 - ・エアロゾルは建物全体に付着した

4.20m のレベル	1.16 g/m^2
29.40m のレベル	0.44 g/m^2

・エアロゾルのマスバランスは以下のとおり

ナトリウム燃焼量	3,000kg
エアロゾルに変化したナトリウム	2,500kg
建物内付着	1,500kg
建物外へ放出	1,000kg

- (2) 蒸気発生器に於ける水漏えい事故事例
- (i) 米国フェルミ炉蒸気発生器における水漏えい 9),10),11)
- (a) フェルミ炉の概要

フェルミ炉は米国の電力会社デトロイト・エジソン社とメーカ連合体が建設・運転 した商業用の高速増殖発電炉である。1957年に着工し、1963年8月に臨界に達したが、 政府の援助打ち切りによる資金難のため、1972年11月に計画が中止され、1974年3 月に閉鎖作業がほぼ終了している。

フェルミ炉の蒸気発生器は、蒸発器、過熱器、再熱器が 1 ループに設置されるユニ ット型である。

(b) 事故の概要

1962年6月、使用前の耐圧(水圧)試験で、蒸発器2号機の伝熱管で亀裂が発見された。この亀裂は、環境(腐食性洗浄液の残留)、応力(加工時の残留応力)および温度(高温状態)という要因が重なり、応力腐食割れ(SCC)を起こしたものであった。

1962年12月、蒸発器1号機の試験運転中に水漏えいが発生した。水漏えいにより、水・蒸気系は自動で隔離され、ナトリウムと水の化学反応にて発生した圧力および反

応生成物は圧力開放系で安全に開放され事象は終息した。調査の結果、伝熱管45本が 支持板近傍で破損しており、そのうち36本がナトリウム入口に向いていたため、ナト リウムの流動圧力により伝熱管が振動して打撃と磨耗で減肉し、水漏えいが発生した ものであった。

(c) 処置および対策

SCC 対策として、蒸発器 2 号機の管束を交換し、他の蒸発器に対しては中和剤による フラッシング洗浄を行い、高温アルゴンガスによる残留応力の除去を行った。

伝熱管の振動対策として、流動圧力を緩和する緩衝板をナトリウム入口に設置し、 伝熱管には固定金具を取り付けた。

(ii) 旧ソ連 BN-350 蒸気発生器における水漏えい¹²⁾

(a) BN-350の概要

BN-350 は旧ソ連のカザフスタン共和国に設置されたループ型ナトリウム冷却炉で ある。1964 年に着工し、1972 年 11 月に臨界、1973 年 7 月に運転を開始した。

BN-350の SG は冷却系 1 ループあたり 2 ユニットからなり、各ユニットは蒸発器と過熱器各 1 基で構成される。

(b) 事故の概要

1973年から1975年にかけて蒸発器伝熱管からの水漏えいが発生している。 三つのユニットで小漏えいを5回、二つのユニットで大漏えいを経験している。水漏

えい時に発生する水素は、圧力開放系を介して反応生成物収納容器から大気へ燃焼し ながら放出された。原因は、伝熱管下部鏡板の溶接部の欠陥であった。

(c) 処置および対策

破損した伝熱管の交換を行った。

(iii) 旧ソ連 BN-600 蒸気発生器における水漏えい

(a) BN-600の概要

BN-600 は旧ソ連ウラル地方のベロヤルスク原子力発電所の3号機として設置された、 タンク型高速増殖炉である。1968 年に着工し、1980 年2月に臨界、1981 年 12月に定 格出力に到達した。

冷却系は3ループで、蒸気発生器は蒸発器、過熱器、および再熱器のモジュールからなり、1ループあたり8モジュールで構成される。

(b) 事故の概要

水漏えいは、運転時に過熱器と再熱器において数回発生した。最初の水漏えいは 1980 年6月に再熱器で発生し、モジュール隔離が遅れたため 10本の伝熱管が破損した。そ の他の水漏えいは初期で検出され、破損伝播に至っていない。

原因は、伝熱管母材と管板との溶接部の微小欠陥が運転中に拡大したものと思われる。 (c) 処置および対策

破損した蒸気発生器モジュールが交換され、その他のトラブルでは破損した伝熱管 の施栓が行われた。製造時の材料検査における欠陥検出感度の向上と熱サイクル低減 のための運転方法の改善が行われた。

(iv) フェニックス蒸気発生器における水漏えい^{13),14),15)}

(a) フェニックスの概要

フェニックスはフランス・マルクールに建設されたタンク型高速原型炉である。1973 年8月に臨界し、1974年7月に発電を開始した。冷却系は3ループで、蒸気発生器は 蒸発部、過熱部、再熱部より構成される。1ループあたり、12基のモジュール型蒸気 発生器が設置されている。

(b) 概要

1982年4月に蒸気発生器 No.2の第12モジュールの再熱部伝熱管より水漏えいが発生した。



図 9.5-19 フェニックスの蒸気発生器 13)

水漏えいで発生した圧力が低かったため、圧力開放板(ラプチャーディスク)は作動しなかった。水漏えい発生後、蒸気側が隔離され、伝熱管に残留する蒸気は放出弁より放出されたが、伝熱管内の圧力が低くなると破損部よりナトリウムが伝熱管内に 流入するため、窒素ガスを伝熱管内に注入する系統が設置されているが、窒素ガス注入弁が作動せずに伝熱管内にナトリウムが流入した。

1982年12月には蒸気発生器 No.1の第12モジュール、1983年2月には蒸気発生器 No.3の第12モジュール、1983年3月には蒸気発生器 No.1の第11モジュールで水漏 えいが発生した。いずれの場合も窒素ガス注入弁が適正に作動したため蒸気側にナト リウムが流入しなかった。発生箇所は再熱部伝熱管のナトリウム入口に近い高温部で、 伝熱管の突合せ溶接部であった。起動運転中、再熱部に少量の水が残留し、肉厚が厚 い当該溶接部に熱応力が発生したためであると推測されている。

(c) 処置および対策

すべての蒸気発生器再熱部の取替え作業が行われた。再発防止策として、溶接部最 大肉厚を制限し、熱応力の発生を抑制した。

(v) **PFR** 蒸気発生器における大規模水漏えい¹⁶⁾[

(a) PFRの概要

PFR はイギリスのドーンレイに建設されたタンク型高速原型炉である。1974年3月 に臨界し、1977年2月に全出力運転を達成した。

(b) 事故の概要

1987年2月、全出力運転中の過熱器において小規模な水漏えいに続いて、大規模な 水漏えいが発生した。このため、圧力開放系の破裂板が破裂して安全保護系が作動し、 原子炉およびタービンがトリップした。

ナトリウム入口の内筒の重ね合わせ部分のギャップが大きくなり、円筒から管束部 へのナトリウムのバイパス流が増加し、伝熱管への衝撃流が生じた。この流れにより、 最内層伝熱管の一部に振動を引き起こし、10数本の伝熱管が周期的に内筒と接触し減 肉され、うち1本から小規模漏えいが発生した。ナトリウム中水素計が誤作動のため 取り外されており、カバーガス中水素検出計も故障していたため、水素上昇によるプ ラント停止ができなかった。このため、破損伝熱管周辺が高温となり、続いて39本の 伝熱管が破裂した。過熱器には高速に蒸気を排出する系統がなかったため、損傷は70 本まで拡大した。

(c) 処置および対策

2次系内のナトリウムを純化・除去し、予備伝熱管を取り付けた。新しい伝熱管はオ ーステナイト系ステンレス鋼から高クロム鋼へ変更され、溶接部のない伝熱管とし、 バイパス流を抑え、伝熱管支持板を増加するなどの改良を行った。また、急速に蒸気 を排出できる系統を加えた。

表9.5-2 海外の高速炉におけるナトリウム漏えい事故例

出	Guillemard B. et al., "PHENIX survey o commissioning and start up operations", Int. Conf. o Fast Reactor Power Stations, Mar.11-14, 1974 London	Vendryes.G., "Early Operating Experience with th Phenix 250MWe Demonstration Plant", ATOMS ii Japan Vol.19 No.1-6 (1975)	L.Martin et al., "Leak Before Break Operatin Experience form European Fast Reactors", FR '91 Kyoto (Oct. 28, 1991) \$\$	L.Martin et al., "Leak Before Break Operatin Experience from European Fast Reactors", FR '91 Kyoto (Oct. 28, 1991) 尊	L.Martin ct al., "Leak Before Break Operatin Experience from European Fast Reactors", FR '91 Kyoto (Oct. 28, 1991) \$\$	L.Martin ct al., "Leak Before Break Operatin Experience from European Fast Reactors", FR '91 Kyoto (Oct. 28, 1991) 4	L.Martin et al., "Leak Before Break Operatin Experience from European Fast Reactors", FR '91 Kyoto (Oct. 28, 1991) &
对 策	これらのバルブのリップシールを溶接して訳験を続行した。その後、出力上昇前のi973年1月~2月に予定のバルブ取替えを実施した。 施した。	1日がかりで修理した。	当該ループを隔離し、遂行中のサイクル通転(3週間)を残された2系統の2次ループを使い、出力を379MWi (164MWc)に下げて続行した。 なた、1974年10月中旬、当該仕切非は限外されて交換された。	この仕切弁は実験の際に最終的に開始されたまま固定されているもので、弁として残す必要性はないものだったため、配管部にこの弁と等価なSUS321裂オリフィス板を設けることによって廃止された。この改修は2次系3系統全てに実施され、それ以後この事象は発生していない。	金6 悲の中国熱交換器の改修についての研究が開始された。供用中の熱交換器でわずかな異常が生じても、直ちに初期の破略でそれを彼知するように完全な検知シスチムを設置することとじ、特に火災報知器とともに中間熱交換器の内外にNa漏えい検出器を取付けた。	Nu漏えいを起こした中国熟辺映器を特性フードを使って取外し、 取外した後には気密プラグを挿入した。 修理をしない熟交費器の超音波検査の結果、初期クラックが検 出されたので、漏えい対策としてベローズを設けた。 熟課張進の影響を受けないように、溶接部の形状を変更し、上 部プレートの肉厚を減らし、下降管の形状を朝顔上に変更するよ うな改修が施された。 当該事象が十分に解明され、その対象も明らかになった時点で 残りの中間熟交換器の改修を行った。	当該ティー部を交換した。 2次系配管の過えい検出システムを「preheating pyrotenaxの電 気的絶縁の連続的測定」に改良した。
、原 因	カダラッシュで実施した信頼性テストでシーリングベローズと ディスク緒でバインディング(かじり)がみられており、取替え ることが決定されていた。 しかし、新しいバルブに交換が終了しない間にNa売填が実施さ れた。その際、Na売填温度が200で以下と低いことから、バルブ れた。その際、Na汚填温度が200で以下と低いことから、バルブ のリップシール部を完全に溶痰せず、中に"Klingerlic"シールを 取付けて間に合わせた。このため、これらバルブ精造材の熟慮張 や熱质力に関する評価不足が原因で、Na漏えいが生じたものであ る。	溶接シールの不良	漏えいの原因は完全には確認できなかったが、おそらくは仕切 弁の金属部品(SUS304)の品質不良による額れではないかと思われる。	顕著な残留応力による引張クリーブラブチャが原因で、それが 落接シームの機械加工により加速された。	運販を統行しながら、色々な方法で機器の採傷を行い、その結果、X線撮影によって熱交換には直接関係しない生体進転部分に異常が生じていることが確認された。 異常が生じていることが確認された。	値裂は粒界型で溶接時の残留症による永久応力に加えて下降管 と熱交換器外部ペッッセルの間に予想を上回る熱膨張差が原因で生じたものである。 じたものである。	再熟器の入口スリーブ館の溶接熟影響部の溶接線に沿ってクラックが発生していた。クラックは応力を受けた状態で、TiあるいはNb安全化したステンレス鋼に発生しやすい鋼れであり、おそらく溶接火能が引金となったものである。
漏えい箇所	2次ナトリウム系のドレン弁のドレン弁の皆接部	蒸気発生器の入口仕切板に通 じるプラグ内の溶装シール部	2 次系Na系再熱器入口のバタ フライ弁の溶接部	蒸気発生器上部再熱器仕切弁 と管との溶液部	中間魚交換被の2次Nadilコの 上蓋と内壁をつなぐ溶液部	中国熟交換器のナトリクム入口部の下降管の2 重璧との辞様的に隣接する上部プレートにおけるき裂。	蒸気発生器再熟器No.3入口部 のティー継手部
発生時期	1972.12	1974.7	1974.9	1975.7	1976.7	1976.10	1986.5
施設名	Phenix	1 670	8		(a=1)		

(1/6)

	こ関す	erating R '91,	47.2	erating R '91,	17.2 crating R '91,	erating R '91,	n, and for the	n, and for the	ience",
新 出	海外出張報告(もんじゅ-SPX Na漏えい) る技術会議(SPX、Jan, 1996)	L.Martin et al., "Leak Before Break Op Experience from European Fast Reactors", F ¹ Kyoto (Oct. 28, 1991)	 (1) FBR公報業材資料集ートラブルと対策(1) 日本原子力文化振興財団) (2) NUCLEONICS WEEK (No.26, 1992) 	L.Martin et al., "Leak Before Break Op Experience from European Fast Reactors", FI Kyoto (Oct. 28, 1991)	 (1)FBR公報素材資料集→トラブルと対策(1 日本原子力文化振興財団) (2) L.Martin et al., "Leak Before Break Op Experience from European Fast Reactors", F Kyoto (Oct. 28, 1991) 	L.Martin et al., "Leak Before Break Op Experience from European Fast Reactors", FJ Kyoto (Oct. 28, 1991)	Anderson, R.H., et al., "Design, Fabricatio Preliminary Operation of the Steam Generators Enrico Fermi APP", APDA-307 (Aug., 1968) 45	Anderson, R.H., et al., "Design, Fabricatio, Preliminary Operation of the Steam Generators Enrico Fermi APP", APDA-307 (Aug., 1968) #	Smith, R.N., et al., "EBR-II Operating Exper CONF-770822-4 (Aug., 1977)
対 猿	部材間で過大な熱膨張差が生じない構造に変更した。	部材間で過大な熱膨張差が生じない構造に変更した。	水素計戻り配省の欠陥については、熟疲労が生じないミキシン グ構造及びNa漏えい検出系の改造工事が施された。	熱電対ウエルのNa中挿入長さを短くし、固有振動数を高くして 共振をを避けた。2次系の他の37箇所の熱電対ウエルを短尺化した。	Naをドレンし、X線検査を実施した結果、局所的な修理は不可能と判断した。多くの現場観察の結果では、偽裂はプレート支持の付近のみならず容器構造の落板にも認められた。解決策として(1)オーステナイト編以外で容器を再製作するか、(2)燃料移送中総設備として活用するかを検討し、最終的には、燃料移送中継設備案が採用された。理由は、早期プラント復帰のためである。	配管を補修し、他のループに同様な現象の無いことを確認した。	Na人口ノズル前にバッフル板を脱け、さらにチュープバンドルを束おるlacing clipを取付け振幅を減じることができた。	肉盛り落接による修理、あるいは管内からの溶接による修理等 が行われている。	溶接部をグラインダで研磨し、現場で溶接のし直し、Heリーク テストを行って修理鉛の確認を行った。
服	シール港後部のクラック。熟電対取付け部のシール溶接部に生 じた異なる部材間の過大な熟膨張差による。	シール溶接部のクラック。熱電対取付部のシール溶接部に生じ た異なる部材間の過大な熱膨張差による。	主配管の亀裂は、水素計を作動させるために高温に加熱(415 ℃)されたNaが主配管(主流345℃)に合流する時に生ずる熟疲 労が原因とされる。	熟電対ウェルの流力振動によるウェルと管台との溶扱部の高サ イクル疲労によるクラック。	1988年1月に亀製が存在する部分の金属片の金属分析の結果、 クラックの原因は金属中に水素が浸透したことが関係しており、 燃料貯蔵槽と支持板との溶接時の残留応力によりクラックが進展 したとされた。	Na弁のシール性が悪く、350℃と130℃のNaが混合して熱サイタ ルを生じ、ティー構造の溶鉄部を損壊。	蒸気発生器No.1を470℃下で運転していたところNa入口ノズル 正面のチューブが振動し、何本かのチューブが破損した。チュー ブバンドルがNa読のため振動し、サポートプレート部のクリアラ ンスが大きすぎたため、打撃と摩擦で薄くなり破損したものと考 えられる。また最初のNa-水反応により周辺のチューブが圧力損 第をうけた。さらに化学反応による肉厚が減じたことも原因であ	接合部に付着していた油や不純物によるビンホールが原因とみ られた。	蒸気発生器と蒸気ドラムの連結パイプを取外し、チュープシートの空気鋼を加圧してパブルテストを行った。漏えいは機械加工したチュープシートの間の落狭部のビンホールからで
漏えい箇所	1次系純化系ルーブのプラギング計の熱電対取付け部のシーンが計の熱電対取付け部のシール溶技部	2 次系純化系ループNo.2のプ ラギング計	2 次冷却系主配管水漏えい検 出系の小口径配管の戻りM合 流部	2 次系DループのSG出口垂直 配管部の熱電対ウェルと管台 との溶接部	炉外燃料防蔵裡の2.重整開隙 内の内壁の冷却配管支持部	2次系ループFの純化系配管の プラギング計入口配管とコー ルドトラップ出口配管のティー 継手部	蒸気発生器のチューブ	蒸気発生器のチューブとチュー プシートの間のシール溶接部	蒸気発生器のチュープとチュー プシートの間の溶液部
発生時期	1986.8	1989.5	1992.11	1985.7	1987.3	1990.4	1962.11	1964~1966	1965.2
施設名	Phenix			SPX			Enrico Fermi		EBR-II

發生時		原因	対策	現 出
1968.2	2 ブラギング温度計の弁交換に おけるフリーズシール鉛液損 個所	プラギング温度指示計システムのバルブ交換において、取替バルブの溶殺のため、原放管とNaの間のフリーズシールの保守に使うファンを停止したところ、約20分後にフリーズシールが破損した。	Na系の保守全作業にわたっての厳重な規則が設けられた。 1	Perry W.H. et al., "Operating Experience with EBR-II" ASME-ANS Int. Conf. on Advanced Nuclear Energy System (1976) 4
1969.4	1 关ナトリウム紀化系のサン プリング用電磁ポンプのろう 付け部における破損圏所	電極とダクトろう付け部分が破断し、電極の1つからダクトに アークがとんでダクトに小さな穴があけたことによる。破損の原 因としては2つあり、1つはサンプル採取のためサンプリング系 Naを溶解した際、ポンプの変形が生じたこと、もう1つは、電極 とダクト周囲のろう付け部分の温らしが適切でなかったことによる。	スプール片を入れて応急措置。1972年12月に別設計のボンプと 交換。	Perry W.H. ct al., "EBR-II Summary of Operating Experience" CONF-780968-1 (Sept. 1978)
1971.9	1次ナトリウム純化系プラギ ングループの熟交換器のクラッ ク部	機械加工による溝切りにおいてステンレス管の歪血により溝の 滚さが一方が深くなりすぎた。このため、薄肉部分が熟交狭器の サーマルサイクルにより疲労破壊を生じたものと考えられる。	熱交換器の再設計を行い、新しいものと交換。	Perry W.H. et al., "Operating Experience with EBR-II" ASME-ANS Int. Conf. on Advanced Nuclear Energy System (1976)
1979.8	aa檣(圧力検出器)ペローズ への溶液等	圧力センサーが過気と塩素イオンに聴されていたこと、落装及 ぴテストの際に感光したことが重なって応力腐食創れを起こした。	放降した圧力センサーを交換した。	Horton, K.E., "Fast Breeder Reactor Development in the United States of America", IWGFR Annual Meeting (1982)
1966.7	2 次孫過熱器の伝熱管	詳細な検査の結果、製造上の異物介在による腐食が、漏えいの 原因であることがおかった。腐食が進んで、NaKが鋼板の間から 外部へ漏れだした。漏れ出たNaKが酸化してきらに銅板の腐食を 加速し、際狭するNaK伝熱管を外肌から腐食した。	被損個所等の修理を行った。また、Natk満えい検出承は、この ような酸小福えいの検出には限界があることがわかり、より感疫 の良い方法の開発が行われた。	(1)許BR広報家村資料集ートラブルと対策(H7.3 日本原子力文化紙兜財団) (2) Philips, J.L.: Misimizing the Hazards associated with the Use of the DFR as an Irradiation Facility. Proc. CEA Int. Conf.
1974.3	2次ナトリウム配管系において製造過程で出来たクラック部	製造過程で出来たクラックが完全に修復されていなかったため。	早急にかつ容易に修理できた。	Smith, R.D., "A Review of Fast Reactor Progress in the UK., March 1975", IWGFR Annual Meeting (1975)
1974.9-	- 蒸発器No.2でチューブとチュー プパンドル間の溶技部	リークの原因は解明された訳ではないが、取出されたサンプル を調べたところ、リークの大部分は溶液部が最初から弱かったた めでも、また一般的な運転条件が悪かったためでもないと思われ る。	リークの発見されたチューブはインコロイ800のプラグの操着 により塞がれた。また、クラックを起こす可能性のある治金学的 条件を除去し、応力を線和するための熱処理をスペア蒸発器に対 して施すことが検討されている。	Smith, R.d., "A Review of Fast Reactor Progress in the U.K., March, 1976", IWGFR Annual Meeting (1976)
1974.10 ⁻ 1979.初	→ 過熱器チューブの溶接部	水酸化物による応力解食が原因となり、チューブとチューブシー トとの溶接部でリークが広がったものと考えられる。	チューブバンドルを取出し、リークの起こっているチューブをつきとめ、プラグを追した。	Smith, R.d., "A Review of Fast Reactor Progress in the U.K., March, 1976", IWGFR Annual Meeting (1976)
1976.1	再熟識No.3	菅/管板稿装の久陥	リークしているユニットを洗浴と検査のため取出し、代りに流れのパランスがとれる様になっている特別のプラグが設けられた。 再熟器が2台となってもプラントの過転には殆ど影響はなかった。	L.Martin et al., "Leak Before Break Operating Experience from European Fast Reactor", FR '91, Kyoto (Oct. 28, 1991)

施設名	発生時期	「竭えい箇所	」 図	対 從	「「「」」「「」」」
PFR	1978.7	淡 狢 器 No.3 の bursting disk assemblyのシール洛接部	、蒸落器No.3についているラブチャディスクのシール港後離にお いてNaの小編えいが起こり、2系鉄で運転しなければならなくなっ た。このアセンブリは春の原子炉停止の際に更新されたものであっ た。	漏えいは小さなものであったが、配管のダメージを最小限に抑 えるために修理された。	Smith, R.D., "A review of the UK Fast Reactor Programme, March 1979", IWGFR Annual Meeting
	1979.2	蒸発器のチューブとチューブ ブレートの裕波器	蒸発器の硬く、高応力を受けている溶液器は、ある種の条件の もとで、絶水中での応力腐食調れを起こしやすい。溶液器はマゲネタイトの層で保護されているが、何らかによってこの層がにわ れ溶铵部の破損が生じたものと考えられる。	チューブの廃捨プラギングの修理作業を施してサービスにもど された。将来には、使用中の蒸発器の溶接器にショットビーニン グを行うことを考慮している。	Smith, R.D., "A review of the UK Fast Reactor Programme", IWGFR Annual Meeting (1980), (1981),(1982),(1984)
	1979.7	再熟録フランジ部(ボルトと ナットのクラックによる)	酸化生成物を除去し調査したところ、フランジボルト1本とナット2本(全体でボルト、ナット数は64本)にクラックが生じていた。	フランジボルトを取替えの上、締め直し、フランジ回りにステンレス鋼封じ帯を取付け、Na漏えい療出器を揃えつけた。その後の炉停止の際、全ての蒸気発生器頂熱器フランジ部について調べたところ、溜えい亞はさまぎまであるがNa過えいがあることがわかり、上記と同様の修理を行った。	Smith, R.D., "A review of the UK Fast Reactor Programme: March 1980", 1WGFR Annual Meeting (1980) \$\$
	1983.5	No.J再熟器下流の2次系配管 にある2つのティー接合部の 溶後部	配管の2つのティー接合部の落核にクラックがあることがわかった。X線写真によりこの部分が連載時に指修を施されていることが示された。	Naをドレンし、1つのティーを収替えるために新規配管を設置し、溶装器を抽修した。1983年6月中旬に炉の運転は復帰した。	L.Manin et al., "Lenk Before Break Operating Experience from Europeani Fast Reactor", FR '91, Kyoto (Oct. 28, 1991)
	1987.4	2 次系ループNo.2の再熱器胴部の積後部	製造欠陥と再充填時の過剰な温度差による熱サイクル。	張見された密接欠陥は"Lenter box"式で修理された。明ち、久 協を取り除きバッキング板を内側から点溶接し、欠陥はプラグ溶 接で埋めた。 その後の超音波検査ではこれらの欠陥群は安定していたが、お そらくその内の大きい他裂が進展したと思われるのが1988年に再 難器で発見され、ノズル交換につながった。 他の再熟器等落接線の超音波検査を実施し溶痰欠陥を除去、体 理したが、その後も溺えいが依出されたため、最終的には"patch" 式修理法が適用された。	L.Martin et al., "Leak Belore Break Operating Experience from European Fast Reactor", FR '91, Kyoto (Oct. 28, 1991)
~	1988.7	2次系ループNo.1の再加熱器 胴部の倍接額	溶核材による製造久陥	他の再熟誤等の海接線の患者液検症を実施し海狭久稿を除去、 修理したが、その後も漏えいが検出され、1年以内に発現進展す る第2の"active"な允陥群の存在が予想され、飛終的には"patci" 武修理法が適用された。	L.Martin et al., "Leak Below Break Operating Experience from European Fast Reactor", FR '91, Kyoto (Oct. 28, 1991)
	1990.4	2次ネループNo.1の再熱器調 部の溶接部	前回修理による欠陥、" letter box" 洗が応力源になったと考え ちれる。1987年に" letter box" 洗で修理した箇所をさらに詳細に 複本的に検査した結果、新たに 5箇所の欠陥を酸測、1988年の再 熱器No.1の欠陥と類似の場所である。 上記の" active" な久陥群はJelayed reheat craking と考えられ、粒 界にカーバイドが析出し、残留応力によって材料劣化をもたらし たと考えられる。	パッチ式修理法で下記に示すようにクラックが進展しないよう 修復した。 ・溶接欠陥のある領域をカバーするように容器壁にリングを溶液 する。 ・12裂がパッチ境界を越えて進展しないよう亀裂の両端部に穴を あける。 ・パッチの最高路と最低部にNaドレン及びガス抜きのため容器盛 ・パッチの最高路と最低部にNaドレン及びガス抜きのため容器盛	L.Martin et al., "Leak Before Break Operating Experience from European Fast Reactor", FR '91, Kyoto (Oct. 28, 1991)

_
_
\circ
.T.
6
0
\circ
2
_
9
-
T
<u>,</u>
Ζ.
87
-
77
\leq
Z
<u> </u>

施設名	绕生時期	漏えい箇所	原因	对 策	13日 - 東
KNK I	1971.3	2 次ナトリウム系の電気ヒー タの浴袋部	電気ヒークは系を等温的に加熱することを目的とし、非核加熱 運転の際にのみ使用されるもであった。	モーチ、電気プロワ、バルブの外棒等の可動都の全てを検査し、 配線の大部分は交換された。	Engelmann P. et al., "Present State of the Fast Breeder Project in the Federal Republic of Germany and in the BENELUX Countries and Progress Achieved during 1970", IAEA 4th IWGFR Annual Meeting (1971)
	1972.1~2	中間熱交換器	既	张 瑶	Engelmann P. et al., "Present State of the Fast Breeder Project int the Federal Republic of Germany and in the BENELUX Countries and Progress Acheived during 1971 and Early 1972", IAEA 5th IWGFR Annual Meeting (1972)
•	1972.9	蒸気発生器のスペーサフィン の溶接部	チューブのスペーサ部でリーケが認められた。チューブを切断して調べたところ、スペーサフィンの溶液部にチューブ内へと広がなる穴が閉いていることが分った。またこの穴に相対した外管の内部はNa-水反応によりエロージョンを起こしていた。	森気発生器製造上のシステマチックな欠陥ではないと結論され、 リークしたチューブを取り除いた後にスペアチューブを取付け、 SGの運転を再開した。	Marth, W., "KNK Power Plant-Achievements and Future Programs", 1976 ASME-ANS International Confreence
SNR-300	1985.4~	チンプタンクの溶接部	溶装部にクラックが発生。クラックは粒内低硬性破壊を示し、 また、架造時に水素の影響を受けやすいテタン含有溶装棒を使用 し、溶接後処理を行わなかったことから、高溶装残留応力下の水 素誘起(脈化)割れと判断された。水素は、空気保管中に生じた タンク内面の錆とNaが反応して発生し、電気化学的反応により溶 接金属内に拡散したものと考えられている。 また、タンク製造中・保管中に創れはなく、Na禿塡後数時間な いしは数日間でクラックが発生したものと能定される。	タンクの溶技部を補修した。SNR-300に使用しているNa系、水系の全ての炭素調使用機器についての粒全性検討を行う。	Morgenstem F.H., "Experience Gained during the Commissioning and Related Licensing Phase of the SNR-300", Jnt. conf. on Experience Gainned and Path Economical Generatio, Sept. 1987, Richland
5 	1985.7	2 次系コールドトラップの上 部鏡板・胴部溶接線	Na編えいが発生した鏡板・胴部溶按部は初期架作時に補修浴 装が行われており、補修溶扱中に亀裂が生じていたことが判阴。 その補修が完全ではなかったと考えられる。系統への据え付け後 ドダンプケンクと同様の水素誘起貫通創れに至ったものと判断さ れている。	漏えいNaの反応が停止した後、漏えいコールドトラップの核結 配管の切断・ギャップ浴状により隔離した。その後、内部観察・ 写真撮影を実施した後、サイト内ワークショップの一面で分解・ 漏えいNa除去が行われた。Na除去は、初めドリルその後ヤスリを 使用し、作業場所から2 m位の所に鎖で立入できないようにして 行われた。 除去した保温材・ヒータ・Na反応物は、Na廃薬用ドラム缶に詰 められた。 コールドトラップは工場で補修された。	PNC SN2410 86-006 SNR就運転参加協力成染報告 偕(PNC, 1985)
BN-350	1973~1975	蒸気発生器の伝熱管の溶装部	蒸発器伝熱管(バヨネットタイプ)下部キャップ(鏡板部)の 落稜部に小火陥(2 - 3 μmp)が存在したためで、製造時の品 質管理が不十分であったことが原因である。	全蒸気発生器の大修理が行われ、蒸発器の伝熱管は全て、32 ∮ ×2 tのチューブから33 ∮×3 t(材質IX2M鋼)に交換された。 キャップも同材質のものを用いている。	M. Ф. T P O SH H O B St. "The BN-350; Development, Design and Operating Experience", IAEA-CN-36/594 祭
	1975末又は 1976初	蒸気発生器ドレン用配管溶検 部	悉接跡の火陥。	不明	Д.С. IO P 4 E H K O, et al., "Operating Experience of the BN-350 Fast Reactor (1972 - 1977)", IAEA-SM-225/60

東 単	B. N. H E B C K M H, et al., "Experience in Design, Construction and Shart-up of the Power Unit No.3 with the BN-600 Fast Reactor at the Beloyarsk NPP", At. Elmerg. Vol.51(5), (1981)	(I)FBR広戦案材資料集ートラブルと対戦(H7.3 日本原子力文化振興財団) (2)N.N.Oshkanov et al., "Sodium Leaks at the BN-600 Power Unit" FRS '94, Russia Oct. 1994 築	N.N. Oshkanov et al., "Sodium Leaks at the BN-600 Power Unit" FRS '94, Russia, Oct. 1994
対 策	火協を発生したモジュールは取外された。なお、これに関連して、材質検査手段の感度向上の必要性及び運転条件下での熱サイクルによる応力を減少させる構造設計の必要性が考慮されている。	Naの溜えいに対しては、純化茶的のNaを放取ることにより、また、Na火災に対しては、純化茶設置場所の換気を止めて酸素の供給を遮断することにより、それぞれ設計で想定したとおりの手順で処理した。	漏えいした配管に仮設タンクを取付けて密段、残ったNaを抜くため膨張タンクのArガス圧を加圧。配管を冷却し、Na弥結後バルプを交換。1 決系ポンプを交換。
原因	運転条件選転条件のもとで、伝熱管の液接線目部及び材料中の 微小欠陥が成長したことが主要原因である。 これらの欠陥は、製造時の材質検査装置によっては発見されな かった。	溶痰部に進契が生じたことによるもである。 溶痰部に進契が生じた原因は、当該部の配管の熱腺張対策がなされ ていなかったこと、及び枝配管の弁の不具合のために生じた温度 差による過大な応力により、配管材料が劣化したことによるもで あった。則ち、このコールドトラップ配管のみが、設置場所のス ペースの都合で、配管の熱腺張変位を吸頂する設計になっていな かったことに加え、枝配管に設置された弁の閉止が十分でなく、 低温のNaが洗れていたことで主配管との間に熟態張差が生じて、 核合部に大きな応力が発生した。	設計上、ドレン配管内のNaを凍結せずには低所にある故障した ドレン弁を交換することができないため、弁よりも高所にある配 管内のNaが漏えいすることを防ぐために、凍結させることが必要 である。交換のため、その部分の温度を低下させたが、予想外に もガス溜まりの状態であったので、弁交換部と中間熟交換器順へ のNaとを隔離できなかった。
論 × v 箇 別	蒸気発生器伝熱管の溶接継目 部	1 XNa納化系配管のコールドトラップ下述のティー縦手路 接部 技部	中間熱交換器 2 次側ドレンラ インのバルプ上読配管
発生時期	1980.7~8	1993.10	1994.5
施設名	BN-600		5

[参考文献]

- 1) 廣井 博、他:"「もんじゅ」事故と原因究明の現状"、動燃技報、No99 (1996)
- 2)動力炉・核燃料開発事業団高速増殖炉もんじゅ建設所: "「40%出力試験中における 2 次主冷却系ナトリウム漏えい事故」の原因調査状況(第3報報告書)"、(平成8年3月)
- 3) 茂垣勝巳、他: "高速増殖炉「もんじゅ」のナトリウム漏えい対策"、サイクル機構技報 No.6, (2000)
- 4) 佐々木和一、他: "高速増殖炉運転管理専門技能研修テキスト(プラント運転技術コ ース)"、JNC TN4410 2003-003 (2003)
- 5) 大戸敏弘,他:"「常陽」メンテナンス建屋火災とその再発防止対策",TW9413 2001-002 (2001)
- 6)「常陽」メンテナンス建家火災事故調査委員会:"「常陽」メンテナンス建家火災事故調 査委員会報告書"(2001年11月)
- 7) K.F. Freudenstein : "Effects of Sodium Fires on Structures and Materials, Practical Experience with Sodium Leakage Accidents," IAEA/IWGFR Specialists' Meeting on Sodium Fires, Obninsk, USSR (1988)
- 8) V.P. Luster, K.F. Freudenstein : "Feedback from Practical Experience with Large Sodium Fire Accidents," IAEA/IWGFR TCM on Evaluation of Radioactive Materials Release and Sodium Fires in Fast Reactors (1996)
- 9) E.P. Alexanderson, et al. : "FERMI-I New Age For Nuclear Power," ANS
- 10) R.W. Hartwell : "The Enrico Fermi Atomic Power Plant," Proc. IAEA Conf., Operating Experience of Power Reactors, pp.151~187 (1963)
- 11)中川 弘、他:"世界の高速実験炉運転経験の評価(Ⅱ)エンリコ・フェルミ FBRの 運転経験",日本原子力学会誌,11(5),pp.292~300 (1969)
- 12) ? .? .? ?????? ? , et al : "Operating Experience of the BN-350 Fast Reactor (1972~1977)," IAEA-SM-225/60
- 13) Coute, F. : "MISE EN OEUVRE DE LA SURETE A LA CENTRALE PHENIX," LMFBR Safety Topical Meeting, Lyon Vol.1, 1982
- 14)Beonist, E., et al. : "LE DEVELOPMENT DES REACTEURS A NEUTRONS PAPIDES EN FRANCE – de fevrier 1983 a fevrier 1984," IWGFR Annual Meeting (1984)
- 15) 福田達: "高速増殖炉技術開発の最近の動向 高速増殖炉用蒸気発生器", 原子力工業,

31(1)(1985)

16) P.R.Gallie et al. : "PFR Superheater Under Sodium Leak," LILET'88, Avignon (1988)

[もんじゅナトリウム漏えい事故関連ビデオ]

- 1) 核燃料サイクル開発機構:"ナトリウム漏れ事故と原因究明・安全総点検"(10分)
- 2) NHK 放送: "クローズアップ現代 もんじゅ事故・ナトリウム漏えいの謎を追う" (29分)
編集後記

本読本は、指導会検討チームで検討された作成構想と技術項目(目次)を踏まえ てナトリウム教育委員会が作成したものである。作成にあたっては、各章ごとに設 定された執筆取りまとめ責任者のもとに、各章節の執筆内容に応じて、敦賀地区も 含め当該分野の専門家が執筆した。事務局が最終的に調整・編集して原稿に取りま とめ、ナトリウム教育委員会で検討したうえ、社内の有識者として実験炉部 小澤健 二、システム技術開発部 望月弘保、国際技術センター 福原英夫の各氏から総合的 な視点に立ってのレビューを受け、それらの結果を反映して最終的なものとして完 成させた。また、大洗工学センター永田敬所長、高速増殖炉もんじゅ建設所および その他関連部署の関係者からは貴重な助言を受けた。

各章の取りまとめ責任者および各節の執筆者は以下のとおりである。

1章	今津 彰*
1.1	今津 彰
1.2	青砥紀身、吉田英一、今津彰
2章	今津 彰*
2.1	吉田英一
2.2	吉田英一
2.3	吉田英一
2.4	吉田英一
2.5	吉田英一
2.6	青砥紀身
2.7	宮原信哉
3章	山口 彰*
3.1	山口彰
3.2	大島宏之
3.3	田中正暁
3.4	堺 公明
3.5	上出英樹
3.6	笠原直人
4章	佐々木和一*
4.1	佐々木和一
4.2	佐々木和一、土屋毎雄、山下卓哉
4.3	惣万芳人
5章	荒 邦章*
5.1	荒邦章
5.2	荒邦章
5.3	荒邦章
5.4	荒邦章

6章	伊東秀明*
6.1	礒崎和則
6.2	伊東秀明
6.3	根本昌明
6.4	伊東秀明
6.5	永井桂一、伊東秀明
7章	浜田広次*
7.1	大野修司、石川浩康
7.2	浜田広次、栗原成計、高田 孝
8章	佐々木和一*
8.1	伊東秀明、林 謙二
8.2	芦田貴志
8.3	芦田貴志、谷田部敏男、永井桂-
8.4	谷田部敏男、永井桂一、下山一仁
	長谷部慎一、芦田貴志
8.5	芦田貴志
9章	今津 彰*
9.1	加藤章一、吉田英一、今津彰
9.2	谷田部敏男
9.3	石川浩康
9.4	佐々木和一、吉田英一
9.5	佐々木和一、礒崎和則、大野修司
	栗原成計
10章	野村紀男*
10.1	野村紀男、土屋毎雄
10.2	野村紀男
10.3	野村紀男
10.4	野村紀男
10.5	野村紀男

(注)*は章の取りまとめ者である。

ナトリウム教育委員会委員は以下のとおりである。

- 主査 田辺裕美(大洗工学センター 要素技術開発部長)(2004年10月まで)
 青砥紀身(大洗工学センター 要素技術開発部長代理)(2004年10月から)
- 副主査 伊東秀明(大洗工学センター 実験炉部 技術課 主幹)
- 委員 田村政昭(大洗工学センター 開発調整室 主幹)
 - 野村紀男(大洗工学センター 安全管理部 安全対策課長代理)
 - 原田 守(大洗工学センター 燃料材料試験部 照射燃料集合体試験室長代 理)
 - 吉田英一(大洗工学センター 要素技術開発部 新技術開発試験 Gr SL)
 - 谷田部敏男(大洗工学センター 要素技術開発部 熱化学安全試験 Gr 主務)
 - 澤田 誠 (敦賀本部 国際技術センター 実技訓練 Gr GL)
- 事務局 大高仁護 (大洗工学センター 要素技術開発部 管理 Gr GL)
 - 土屋毎雄 (大洗工学センター 要素技術開発部 嘱託)
 - 今津 彰 (大洗工学センター 要素技術開発部 嘱託)

なお、ナトリウム技術読本に関連した映像資料の一覧表を添付資料3として掲げる。

- 添付資料1:指導会検討チーム:"ナトリウム取扱い教育・訓練体系及び認定制度 の整備 最終報告書"(平成15年3月)の"表5.4 Na技術体系と教育 レベル"
- 添付資料2:単位換算表
- 添付資料3:ナトリウム技術教育・訓練用映像資料リスト

│ 添付資料1 表5.4 Na技術	体系と教育レベル			
No 項 目	備考	·	レベル	
0 ナトリウム概論	導入教育に使える程度の情報			
0.1ナトリウムの諸性質				
(1)金属ナトリウム序論		導入		
(2)アルカリ金属とナトリワム		- 得人		
0.2) (1) 会属ナトルウムア業の 歴史と現代		道ス	_	
(1) 金属ケトリウム 二条の 歴 文 と 死 八 (2) 全 屋 ナ ト リ ウ ム の 製 浩 方 法		道入		
(3)各種液体金属の比較		導入		
0.3ナトリウムの利用		147.		
(1)原子炉冷却材としての適用性		導入		
(2)他分野における金属ナトリウムの利用		導入		
 (3)原子炉級ナトリウムの規格 (3)原子炉級サトリアの形料 		導入		
0.4原ナ炉行却材としての取扱技術 (1)ナトルウムの冷却なトルズの時名		道ス		
(1) ドリリムの行為内容としての行告 (2)「もんじゅ」設計に於ける考慮		道入		
(3)運転操作上の特色		導入		
(4)保守作業に於ける特色		導入		
(5)燃料取扱施設に於ける特色		導入		
0.5ナトリウム取扱と防護		174 -		
(1)ナトリワム取扱上の注意事項		<u>導入</u> 道1		
(2) トリリムの人体への影響		<u> </u>		
(4)放射性ナトリウムの取扱		道入		
0.6ナトリウム火災と消火				
(1)ナトリウムの燃焼		導入		
(2)ナトリウム火災と消火		導入		
<u> 1) アリリムの特性</u> <u> 1 1物理的性質</u>				
(1)力学的性質				
①密度		基礎		
②粘性			応用	
 ③圧縮率及び音遠 			応用	
 ④表面張力及びヌレ性 (1) (1)			応用	
(2)然物理的性質 1		其氹		
		基礎		
③熱膨張		基礎		
 ④熱伝導率 		基礎		
⑤ナトリウムの熱容量及び比熱		基礎		
(6) 融) 解 然 (2) 教 协动用 的 树 质 II		基礎		
(3)然彻垤的性員Ⅱ		_	広田	
② E 縮率			応用	
③熱拡散率			応用	
 ④ブラントル数 			応用	
			応用	
(b)ナトリワムの熱エンタルビー、エントロビー の約和蒸与圧			応用	
① ① ① ① ② ② ② ② ③ 1 □ ③ 1 □ ○			応用	
 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・			応用	
⑩蒸発熱			応用	
(4)電気的性質				
(1)電気抵抗率		基礎	<u> m</u>	
 (2)ローレンツ数 ①活成支圧び防化支 			応用	
 ⑤ 透 燃 半 及 い 燃 1 L 半 ④ 磁 気 プ ラ ン ト ル 数 			応用	
(5)核的性質			////1	
①放射性同位元素		基礎		
②核反応、中性子吸収断面]	応用	
1.91/2064/06	l			
11.4化子印/注頁 (1) 重更反応				
① 空気との反応。 自然発火	燃焼、エアロゾル含む	基礎		
②水との反応		基礎		
③ハロゲン、水素、希ガス及び他のガス		基礎		
④金属、元素との反応	ĮĮ.	基礎		
 (5) 非金属元素及び半金属元素との反応 (5) 部化物及び指定して、 	l	基礎		
 じ酸化物及い温親との反応 の有機化合物との反応 	1	<u> </u>		
<u> </u>	l I	<u>242117E</u>	応用	

No	「「」「」「」「」「」「」「」」「」「」」「」「」」「」」「」」「」」「」」「	備者		レベノ	V
110				, ,	
	(2) 里 安 兀 茶 の 俗 解 度				
	①酸素、水素、炭素、ケイ素		基礎	茶	
	⑦ 众居 元妻		其.F	*	
			<u></u> 世 r	*	
	③布ガス			Ê	
	④ハロゲン(塩素、ヨウ素、臭素)			応用	
	⑤アルカリ金属			広田	
	0/1/2/14			応用	
	(3)溶解度に与える要因				
	①無機物との相互作用			応用	
	のセラミックフトの反応				
				心用	
	 ③ 有機物との相互作用 			応用	
	④酸素化誘導体との相互作用			応用	
	⑤ハロゲン化			「古田	
	③ハロクン化誘導体との相互作用			応用	
	(4)代表的なナトリウム化合物の性質				
	①一酸化ナトリウム		其石	茶	
			245 H	*	
	②適酸化プドリワム			Ê	
	③水酸化ナトリウム		基礎	*	
	①岸酔ナトリウム		其.F	*	
			至1	E	
	(5)反酸水素ナトリウム		基位	歪	
	⑥複合酸化物		基礎	本	
1		Na中の融化物の指令融化物の中部回	2112 H/	一下日	1
<u> </u>	(0)1/()步区	加中的版化物下版正物仍从服图		心用	
L					
0	十トルウムトは料のサカ州		<u> </u>	-	1
	フトリリムと材料の共任性				
	2.1ナトリウム環境面での材料選択				
	(1)ナトリウム環境面からの設計等での材料選択		基礎	茶	
1	9.9 全国材料の土ト川ウル府会		2002 11/		1
	(1)ナトリワム腐食機構と質量移行現象			応用	
	(2)ナトリウム腐食と影響因子			応用	
	(3)表面変實層の形成			広田	
	(4) 尻灰と浸灰			心用	
	2.3ナトリウム環境下における機械的強度特性				
	(1) 钼品油度			広田	
	(2)クリーフ強度			心用	
	(3)疲労強度			応用	
	(4)クリープ疲労強度			応用	
				//L1/13	
	2.4/ トリワム現現下にわりるトフィルロン特性				
	(1)自己融着			応用	
	(2) 摩擦・摩耗			広用	
				7/11/13	
	2.3ビノミックへ寺のノトリワム腐良			1.000	
	(1)セラミックス			応用	
	(2)その他の材料			応用	
	96十ト川ウトル合物環境下における材料府會			/ 2 / 14	
	(1)ナトリワム化合物境境下における材料腐食			心用	
1	2.7放射性物質の挙動と被ばく低減				
	(1) 高速恒におけるCPの特徴		其石	杰	
I	(1)(2)の光手	CDの投行し速差	<u>ZES 14</u>	- 	1
	(Z/CPO)争到	しPの移行と仏有		応用	
	(3)CPの低減技術	CP発生と系統内の低減技術		応用	
	(4)FPの放出と挙動	ソースターム含む		応用	1
				7.6 7 13	
-			<u> </u>		
- 3	ナトリウムの伝熱と流動				
I	3.1単相流				
	(1) 法重		甘口	*	
I		1	三〇〇	د به ت	1
	(2)然伝達			心用	
	3.2二相流				
	 (1)流動の様式と特徴 			応用	
L	(2) 渤仁法の種類と性強			下日	1
L	(2)旅行は建り(理))(2)(次)(4)(4)(4)(4)(4)(4)(4)(4)(4)(4)(4)(4)(4)		 	心用	<u> </u>
	(3) 沸騰烈伝達			応用	
	3. 3熱過度				
	(1)執行道			中田	
		1	 	心用	1
	(2) 然心力			応用	1
	(3)高サイクル熱疲労				専門
	3 4 白 伏 循 晋				
				FT	
I	(1)日 ※ 値			応用	1
L				1	L
Δ	ナトリウム系統設備と機器		i	1	1
	41 気 広楼 中 レ 冷却 シフテ ト				
I			- 11	+	
L	(1)ルーフ型	ルーフ型の特徴	基础	Ê	1
	(2)プール型	ループ型の特徴	基础	本	1
	(3)補助システム	カバーガス、水、ユーティリティ等	基础	杏	

No	項目	備	考		レベル	/
	4.9冷却系機器の構造・機能					
	(1)王安磯希					
	①主循環ポンプ			基礎		
	②電磁ポンプ			基礎		
	①山明劫六協盟			甘林		
				基礎		
	④蒸気発生器			基礎		
	⑤空気冷却器			基礎		
				甘林		
				至证		
	(7)ベーパートラップ			基礎		
	⑧セシウムトラップ			基礎		
	のタンク粗			其礎		
				245-11/E		
	(2)们					
	①配管			基礎		
	②弁			基礎		
	<u> </u>			甘林		
L		 		巫诞		I
	④予熱・保温設備			基礎		
	⑤漏えい対策設備			基礎		
	のその仲			C	広田	
					ᆙᅜᇧᇽ	
	4.3燃料取扱設備	Naに関連する機器に	限定			
	(1)回転プラグ				応用	
	(2) 燃料交換機 出入機				応用	
I	(3)パークト深いかり打)(取)作用				心用	I
	(4)燃料洗浄設備				応用	
	4.4設計上の考慮					
				甘花林		
	(1)////////////////////////////////////			基礎		
	(2)気密性			基礎		
	(3)予熱, 保温			基礎		
				甘林		
L	(生)谷畔、焼回、トレン注	 		基礎		I
	(5)烝看			基礎		
	(6)熱応力、熱衝撃、熱膨張の吸収			基礎		
	(7)ラジオロジカル(核種と設計配慮)			其礎		
				生世	┫────┦	
	(8)連転操作性			基礎		
	(9)保守作業性			基礎		
5	ナレルウノ乱壮ルバ電信シュニノ					
С	フトリリム計装及び電気ンステム					
	5.1流量計					
	(1)永久磁石			基礎		
	(1),水,八,區百 (0),六,法重,(),达,导,1,			甘水		
	(乙)父仉电做仉里司			基礎	- 1. mm	
	(3)超音波流量計				応用	
	5.2液位計					
	(1)道雲変プローブ			甘瓜林		
L		 		巫诞		I
	(2)抵抗ブローブ			基礎		
	(3)誘導プローブ			基礎		
	(1)三重コイルディップスティック				広田	
	(5)差上型				心用	
	(6)その他	フロート、放射線源法、	音響装置、重量法等		応用	
	5 3F力計器類					
	(1)W-V大技士			甘水林		
	(1/NdN 汇 堤 八 (a) 上 五 你 一 人 一 一 一 人 人 小 三 二			本礎		I
	(2)力平衡式小型圧力検出器				応用	
	5.4温度計器類					
	(1)執雲対			其雄		
 				<u>坐</u> 744		I
	(2)測温抵抗検出器			基礎		
	(3)超音波温度計				応用	1
	5.5漏油檢出哭(漏油計測)					
				++ 7#		
<u> </u>	(1))))))))))))))))))))))))))))))))))))			本啶		l
	(2)SID			基礎		
	(3) R I D			基礎	1	1
	(4)))//////////////////////////////////			甘邓林		l
L				<u> </u>		I
	(5)監視カメラ			基礎		
	5.6不純物計測					
	(1)プラギング計			其 <i>I</i> 林		
	(4)/ ノ イ イ ノ 日 (0) とま 連 広 ざ			至 促		I
I	(2)水素濃度糸			基礎		I
	(3)固体電解質検出器			基礎		1
	5.7 特殊計生					
I	(1) アトリム逸倪裕	 ○ S V 等 可 倪 化 技 術				- 専門
	5.8設置方法					
	(1)設備条件総論			其础		
				245-14E		I
L	(2) 電磁流重計				心用	
	(3)液位計			1 7	応用	1
	(1) 圧力計				広田	
					ᆘᆄᄁᇽ	
	I. Contraction of the second se				a 1	

No	項目	備	考		レベル	/
6	ナトリウムの管理技術					
	0.1.1.購入規格					
	(1)購入規格				応用	
	6.2ナトリウム純度管理					
	(1)純度管理の必要性			基礎		
	(2) 精製法			基礎		
	(2)特制 烨 哭			主碰		
				至 饭		-
				基礎		
	(5)カバーガスの精製			基礎		
	(6)純度管理実績				応用	
	6.3ナトリウム分析技術					
	(1)サンプリング			其礎		
	(1),,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,			ZESHAC	下田	
					応用	
	(3) 放射性物質				心用	_
	(4)カバーガス				応用	
	6.4ナトリウム取扱技術					
	(1) 輸送			基礎		
	(2) 腔蒂			主体		
				至啶		
	(3)装直への尤頃、トレン			虛礎		
	6.5ナトリウムの処埋技術					
	(1)処理方法の選択			基礎		
1	(2)ナトリウム洗浄処理			基礎		
1	(3)ナトリウム燃焼処理			基礎		
1	(1) 加理時の注音車項	1		主体		-
⊢	に上したの感報	1		坐证	不日	
I					心用	
L	(b) 沈浄処埋廃 液の処埋				応用	
7	高速炉のナトリウム漏洩事故評価と対策					
- ·	7.1十人川卢人漏油从災害劫					
				甘 7株		
	(1) ナトリリム 漏洩 形態と 燃焼 挙動			基礎		
	(1)ブール火災					_
	②スプレイ火災					
	③コラム火災					
	(2)ナトリウム漏洩に伴うソースターム挙動			基礎		
	①漏油ナトリウムからの放射性物質放出送動			<u>a</u> nc		
	① (相次) 「) クロル らの 成別 正 の 員 成 田 手 勤					
		「中央法院教会」とした	. L			
	(3)解析モアルと計算コード	反応の速度論なども含	T		心用	_
	(4)実験例とその結果及び計算コードとの比較	SAPFIRE等			応用	
	(5)実機安全評価における事故評価事例	1次冷却材漏洩事故、2	次冷却材漏洩事故			専門
	(6)実機ナトリウム漏えい対策設備と事故後の対応				応用	
	7.9十人世内人一水反应重故				7.0 7 14	
				甘水林		
	(1) 念 X 光生 奋 仏 然 官 恢 損 と ノ 下 り ワ ム 一 小 反 心 手 動			莖啶		
	①ナトリワムー水反応の特徴	広 熱官	、水リーク率			
	②ウエステージ現象					
	③高温ラプチャ現象					
	(2)解析モデルと計算コード				応用	
	(3) 実験例とその結果及び計管コードレの比較	SWAT笙			応田	
		ち W A I 寺	= +4		까다/다	古田
I	(日天隈女王計)(四にわける事故計)(四事例)	<u> </u>	尹叺			- 守门
	(5)美機ナトリワムー水反応対策設備と事政後の対応				心用	
8	ナトリウム設備の運転・保守					
1	8.1プラント管理概論					
	(1)通営運転			其磷		
<u> </u>	(9) 毘 世 涯 起	1		<u></u> 世7林		
<u> </u>	(4) (天市 町) (月) (4) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1			至啶		
⊢	(3) 争议 守理 転			基礎		
L	(4) 点検・保守			基礎		
L	(5)補修・改造			基礎		
1	8.2運転操作					
	(1)系統予熱			基礎		
—	(2) 系統 布值	移動突量確認		主述		
<u> </u>		123/17里爬心	絉亩碑刻 重酒碑	<u>245717E</u>		
1	(3)起動前確認	□ 衣帷秘、圧力帷秘、 刻 衣妹# ♪ ゅう *	^他 这唯祕、电你唯 亦 <i>告</i> 亦認	基礎		
⊢		<u> </u>	<u> 爱似唯認</u>			
L	(4) 起動操作・起動時確認	女疋忹、圧刀変動、流	重发虭	基礎		
	(5)異常時の措置				応用	
1	(6)事故時の措置					専門
1	(7)停止操作			基礎		
1	(8)停止後の温度管理	1		上 碰		
<u> </u>		下力確認 站在应知	移動 な事 ゆう おっ	小心		
1	(9)系統ドレン	圧力 1推祕、 쫸 皮 惟 裕 、	19 期谷里唯裕、 カス	基礎		
⊢		导进		- /~		
L	8.3設備の点種・保守					_
L	(1)日常点検			基礎		
	(2)軽微な点検整備		-	基礎		
	(3)保守、定期検査				応田	
				a	- /· L1 / 14	

No	耳 目	備老	_		レベル	/
110			_	-	. ,.	
	8.4 印 / 10 修 生 · 以 垣		LL Zh=			
	(1)配管の切断	ジールハック、クローノホックス等を含めた切断	技術		応用	
	(2)機器の切断	タンク、容器の切断技術			応用	
	(3)ナトリウムの除去	構造物の内部に付着したNaの除去技術			応用	
	(4)溶接、検査、手直し	Na配管の溶接に係る関連技術			応用	
	8.5 施設 機器の解休					
-	(1)	タンカー密界の切断感報技術			広田	
-	(1)行砲 (2) 將(平) (1)) (1)) (1)) (1)) (1)) (1)) (1)) (心田	
-		Na的包構這物の解释技術			応用	
	8.6 放射化ナトリムに関する管理					
	(1)防護装備		基	:礎		
	(2)被ばく低減		基	礎		
	(3)汚染管理		基	礎		
9	ナトリウムに係る安全対策					
	0.1+トリウム施設の安全対策					
-	9.1)トリリム旭政の女主利衆		75 H	TH		
	(1) アトリワム取扱建家と処理室	Na一般取扱所の変更計可などに関する基本事	坦 基	:碇		
	(2)ナトリウム装置設計上の安全対策	Na漏えい対策(早期発見、拡大抑制)	/ 基	;儊		
	(3)緊急時の対策		基	礎		
	(4)装置の保守・補修上の安全対策		基	礎		
	9.2火災対策					
	(1) 水災対策の頂則		甘	菇埜		
-		消止思し消止恐怖 空自消止		· T林		
-		伯八帝と伯八〕加、至尽伯八	_	北定		
	(3) 火時の人体防護			:從		
	(4)爆発防護				応用	
	(5)消防の組織と教育訓練					専門
	9.3漏洩後の措置					
	(1)鎮火の確認方法				応用	
	(2)再着火防止(安定化処理)					重門
	(3)安定化机理					声 明
						117
-			Ħ	て林		
-	(1)八件への影響			10定		
	(2)防護具		丛	:碇		
	(3)救急用具		基	:礎		
	(4)救急処置		基	礎		
	(5)作業員の訓練				応用	
	9.5事故例					
	(1)もんじゅナトリウム漏えい事故概要		其	磁		
-	 (1) 070 00 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)			花林		
			44	THRE	マヨ	
<u> </u>	\J/ 毎フトはとワノドソソムに 美りる事似事例			-	까꺼	
10) () () () () () () () () () (
	10.1危険物取扱					
L	(1)危険物災害防止規定		基	礎		
	(2)ナトリウム取扱要領		基	礎		
	(3)消防法		基	磁		
	(4) 危険物取扱乙種3類				応田	
<u> </u>	(5) 合除物币扬田稀				//Li/13	里昍
<u> </u>	10.9/1/21/21/21/21/21/21/21/21/21/21/21/21/2					(二)
	10.216子彻貝以恢		++	7**		
L	(1)化字物貨官埋規則		基	:碇		
	(2) P R T R 法		基	:礎		
	(3)毒劇物取締法		基	:礎		
	10.3作業安全					
	(1) RA運営管理規則		基	礎		
	(2)環境管理規則		工	磁		
				H/C		

添付資料2 単位換算表

(1) 各種単位系の対照表¹⁾

単位系	長 L さ	質 盘 M	時 T	加速度	カ	応力	: 圧力	エネルギ
SI	m .	kg	s	m/s ²	N	Pa	Pa	J
CGS 系	cm	g	s	Gal	dyn	dyn/cm ²	dyn/cm ²	erg
重力系	m	kgf·s²/m	s	m/s ²	kgf	kgf/m ²	kgf/m ²	kgf•m

仕事率	温度	粘度	動粘度	破束	磁束密度	磁界の強さ
w	K	Pa·s	m²/s	Wb	Т	A/m
erg/s	°C	P	St	Mx	Gs	Oe
kgf·m/s	°C	kgf-s/m ²	m²/s	-	-	-

(2) SI 単位への換算(1)¹⁾

置	単位の名称	記 号	SI への換算率	SI 単位の名称	記 号
角. 度.	度 分 秒	° /	π/180 π/10 800 π/648 000	ラジアン	rad
長さ	メートル ミクロン オングストローム X線単位 海 里	m µ Å n mile	1 10-6 10-10 ≈1.002 08×10-13 1852	*-1-12	m
面積	平方メートル ア ー ル ヘクタール	m² a ha	1 10 ² 10 ⁴	平方メートル	m²
体 積	立方メートル リットル	m ³ <i>l</i> , L	1 .10-3	立方メートル	m ³
質 量	キログラム ト ン 原子質量単位	kg t u	1 10 ³ ≈1.660 57×10 ⁻²⁷	キログラム	kg
時間	秒 分 時 日	s min h d	1 60 3 600 86 400	秒	s
速 さ	メートル毎秒 ノ ッ ト	m/s kn	1 1 852/3 600	メートル毎秒	m/s
周波数及び振動数	サイクル	s-1	1	ヘルツ	Hz
回転数	回毎分	rpm	1/60	毎 秒	s-1
角速度	ラジアン毎秒	rad/s	1	ラジアン毎秒	rad/s
加速度	メートル毎秒毎秒 ジー	m/s² G	1 9.806 65	メートル毎秒毎秒	m/s²
カ	重量キログラム 重量トン ダイン	kgf tf dyn	9.806 65 9 806.65 10 ⁻⁵	==-+2	N
力のモーメント	重量キログラムメートル	kgf∙m	9.806 65	ニュートンメートル	N·m
応力及び圧力		kgf/m² kgf/cm² kgf/mm²	9.806 65 9.806 65 × 10 ⁴ 9.806 65 × 10 ⁵	パスカル	Pa

添付 2-1

(3) SI 単位への換算(2)¹⁾

-52-	単位の名称	1 型 早	SI への推行空	SI単位の名音	記号
JB.	半辺の石が	10 75			1 HU - 7
Æ	水柱メートル	mH ₂ O	9 806.65		
<i></i>	水銀柱ミリメートル	mmHg	101 325/760		
	1 1	Torr	101 325/760	パスカル	Pa
力	気圧	atm	101 325		
	<u></u>	Dar	103		
	エルグ	erg	10-7		
H	ITカロリ	calIT	4.186 8		
ネ	重量キログラムメートル	kgf•m	9.806 65	シュール	112
n	キロワット時	kW•h	3.600×10 ⁶		-
ギ	仏馬力時	PS·h	$\approx 2.64779 \times 10^{5}$		
	電子ボルト	eV	$\approx 1.602 19 \times 10^{-19}$		
仕事率	ワット	w	1		
及び	仏馬力	PS	≈735.5	フット	w
• 動 力	重量キログラム メートル毎秒	kgf·m/s	9.806 65		
	ポアズ	P	10-1		
粘' 度	センチポアズ	cP	10-3	パスカル砂	Pass
	111 単一 単一 単一 単一 単一 単一 単一 単一 一 単一 一 単一 一	kgf·s/m ²	9.806 65	· · ·	
nde stele seen	ストークス	St	10-4	mt-la had!	
動 枯 肢	センチストークス	cSt	10-6	半方メートル毎秒	m*/s
温度	度	°C	+273.15	ケルビン	к
放 射 能	キュリー	Ci	3.7×1010	ベクレル	Bq
照射線量	レントゲン	R	2.58×10-4	クーロン毎キログラム	C/kg
吸収線量	ラ ド	rad	10-2	541	Gy
線量当量	VA	rem	10-2	シーベルト	Sv
磁 束	マクスウェル	Mx	10-8	ウェーバ	Wb
734	ガンマ	ĩ	10-9		
做來密度	ガウス	Gs	10-4	7 7 7	T
磁界の強さ	エルステッド	Oe	10 ³ /4 π	アンペア毎メートル	A/m
電気量	クーロン	С	1	クーロン	C
電位差	ボルト	v	1	ボルト	v
帶電容量	ファラド	F	1	ファラド	F
(電気の)」に	ジーメンス	5	1	ジーメンス	S
ョンダクタンス インダクタンス	~~	н	1	~~	н
電 流	72~7	A	1	アンペア	A

(4)フィートポンド系からの換算 2)

	Density Equivalents						
Convert t Given	g/cm ³	lb/in ³	lb/ft				
g/cm ³		0.036127	62.428				
1b/in ³	27.680	1	1728.0				
lb/ft ³	0.016018	5.7870×10^{-4}	1				

Density Equivalents

Dynamic or Absolute Viscosity Equivalents

G	Convert to	centipoises (10 ⁻² g/cm-sec)	lb/ft-sec	lb/ft-hr
	centipoises	1	6.7197 × 10 ⁻⁴	2.4191
	lb/ft-sec	1.4882×10^{3}	1	3600
	lb/ft-hr	0.41338	2.7778 × 10-4	1

Kinematic Viscosity Equivalents

Convert to Given	centistokes (or mm ² /sec)	m²/sec	ft ² /sec	ft ² /hr
centistoke	1	10-6	$1:07 \times 10^{-5}$	3.85×10^{-2}
m ² /sec	10 ⁶	1	1.07 × 10	3.85×10^{4}
ft ² /sec	9.35×10^4	9.35×10^{-2}	1	3.60×10^{3}
ft ² /hr	2.60×10	2.60×10^{-5}	2.78×10^{-4}	1

Surface-Tension Equivalents

Convert to Given	dynes/cm	kg/m	lb/ft
dyne/cm	1	1.0197 × 10 ⁻⁴	6.8522 × 10 ⁻⁵
kg/m	9806.65	1	0.67197
lb/ft	1.4594×10^{4}	1.4882	1

Temperature	Gas Constant
°F = 9/5 (°C + 32)	R = 1.98717 cal/mole-°K
$^{\circ}C = 5/9 (^{\circ}F - 32)$	= 8.31432 joules/mole-°K
0 - 5/5 (1 52)	= 82.0560 cm ³ -atm/mole-°K
$^{\circ}K = ^{\circ}C + 273.15$	= 1.98717 Btu-1b/mole-°R
$^{\circ}R = ^{\circ}F + 459.67$	= 1545.32 lb-ft ² /mole-°R

Btu/hr-ft²

Convert to Given	cal/sec-cm-°C	W/cm-°C	Btu/hr-ft-°F	Btu/sec-ft-°F
cal/sec-cm-°C	1	4.1840	241.91	0.067197
W/cm-°C	0.23901	1	57.818	0.016060
Btu/hr-ft-°F	4.1338×10^{-3}	0.017296	1	2.7778×10^{-4}
Btu/sec-ft-°F	14.882	62.265	3600	1

Thermal-Diffusivity Equivalents

Thermal-Conductivity Equivalents*

			the second s		
Given Convert to	cm ² /sec	m ² /sec	ft ² /sec	ft ² /hr	
cm ² /sec	1	10-4	1.0764×10^{-3}	3.8750	
m ² /sec	104	1	10.764	3.8750×10^{4}	
ft ² /sec	929.03	0.092903	1	3600	
ft ² /hr	0.25806	2.5806×10^{-5}	2.7778×10^{-4}	1	
N	Coefficient of	of Heat-Transfer H	Quivalents*		
Given Convert to	g-cal/sec-cm ² -	°C W/cm ² -°C	kcal/hr-m ² -°C	Btu/hr-ft ² -°F	
g-cal/sec-cm ² -°C	1	4.1840	36000	7373.4	
W/cm ² -°C	0.23901	1	8604.2	1762.3	
kcal/hr-m ² -°C	2.7778×10^{-5}	1.1622×10^{-4}	1	0.20482	
Btu/hr-ft ² -°F	1.3562×10^{-4}	5.6745 × 10 ⁻⁴	4.8824	1	
	Heat	-Flux Equivalents	*		
Convert to Given	g-cal/sec-cm ²	W/cm ²	kcal/hr-m ²	Btu/hr-ft ²	
g-cal/sec-cm ²	1	4.184	36000	13272	
W/cm ²	0.23901	1	8604.2	3172.1	
kcal/hr-m ²	2.7778 × 10 ⁻⁵	1.1622 × 10^{-4}	1	0.36867	

添付 2-4

 7.5346×10^{-5} 3.1525×10^{-4}

2.7125

1

Convert to Given	abs. joules (10 ⁷ ergs)	g-cal	Btu	kW-hr
abs. joules (10 ⁷ ergs)	1	0.23901	9.4845×10^{-4}	2.7778×10^{-7}
g-cal	4.1840	1	3.9683×10^{-3}	1.1622×10^{-8}
Btu	1054.35	251.9958	1	2.9288×10^{-4}
kW-hr	3.6×10^{6}	8.6042×10^{5}	3414.4	1

Energy Equivalents*

Heat Capacity-Entropy Equivalents*

1	cal/g	mole-°C	=	1	Btu/1b	mole-°F
	1 .	cal/g-°C	=	1	Btu/1b-	-°F

Enthalov	ner	Unit	Mass	Equivalents*
Ducharpy	PCL	01120		

Convert Given	to cal/g	Btu/1b	joules/ kg
cal/g	1	1.8	4184
Btu/1b	0.5556	1	2324.4
joules/kg	2.3901×10^{-4}	4.3021×10^{-4}	ļ

Pressure Equivalents						
Convert to Given	dynes/cm ²	kg/m ²	atm	mm Hg at O°C (torrs)	lb/in. ²	
dynes/cm ²	1	0.010197	9.8692×10^{-7}	7.5006×10^{-4}	1.4504×10^{-5}	
kg/m ²	98.0665	1	9.6784×10^{-5}	0.073556	1.4223×10^{-3}	
atm	1.01325×10^{6}	10332.3	1	760	14.696	
mm Hg at 0°C (torrs)	1.33322×10^3	13.5951	1.3158 × 10 ⁻³	1	0.019337	
1b/in. ²	6.8948×10^{4}	703.07	0.068046	51.715	1	

1) 日本機械学会: "機械工学 SI マニュアル"、(1979)

2) O.J.Foust : "Sodium-NaK engineering handbook Vol. I Sodium chemistry and physical properties", Gordom and Breach, Science Publishers. Inc. (1972)

添付資料3 ナトリウム技術教育・訓練用映像資料リスト

番 号	資料の 種類	資料名	所要 時間	作成箇所	備考
1	ビデオ	明日をになう大洗工学センター ~原型炉「もんじゅ」を支えて~	1 6 分	大 洗 工 学 セ ン タ ー	
2	ビデオ	FBR-NOW! ~大洗工学センターの挑戦~	1 7 分	大 洗 工 学 セ ン タ ー	
3	ビデオ	ナトリウム-水反応に関する安全 研究	8 分	安全工学部プラ ント安全工学室	1988.3 製作
4	ビデオ	ナトリウム燃焼に関する安全研究 Ⅲ	1 0 分	安全工学部プラ ント安全工学室	1990.3 製作
5	ビデオ	高速炉構造用材料の開発	9分	機器構造開発部	
6	ビデオ	FBR 用配管ベローズ継手の開発	1 7 分	機器構造開発部	1987.2 製作
7	ビデオ	高速実験炉「常陽」一次主循環ポ ンプの分解点検	3 3 分	実 験 炉 部	1982.3 製作
8	ビデオ	高速実験炉「常陽」格納容器内床 下の概要	1 8 分	実 験 炉 部	
9	ビデオ	常陽 原子炉容器の内部状況	1 6 分	実 験 炉 部 原子炉第一課	
10	ビデオ	ナトリウム取扱応用教育ビデオ集	2 0 分		2001.12 編集
11	ビデオ	高速増殖炉「もんじゅ」理解活動 促進用ビデオ 「ナトリウムってどんなもの?」	9 分	 敦賀本部国際技 術 センター (実技訓練グル プ) 	2004.1 製作
12	ビデオ	高速増殖炉「もんじゅ」理解活動 促進用ビデオ 「ナトリウム-水反応は大丈 夫?」	8分 30 秒	 敦賀本部国際技 術 センター (実技訓練グル プ) 	2004.1 製作
13	ビデオ	ナトリウム漏れ事故と原因究明・ 安全総点検	1 0 分	サイクル機構	
参考	ビデオ	ナトリウムとは? ~高速増殖炉の冷却材~	1 3 分	日本原子力文化 振 興 財 団	1993 年 度制作
参考	小冊子	不思議とわかる NATRIUM どうしてナトリウムが高速増殖炉 の冷却材に?	3 0 ペー ジ	日本原子力文化 振 興 財 団	

注:いずれも国際技術センターにコピーあり