

<概要>

高速炉では、原子炉**冷却材**として熱特性上有利なナトリウムが使用されている。ナトリウムは化学的に活性であり、比熱が小さく、また高温状態で使用されるので、設計上ナトリウム漏えい防止対策・燃焼防止対策が重要となっている。

海外諸国では、わが国に先行して早くから高速炉の建設、運転の経験があり、高速炉で特徴的なナトリウム漏えい事故が幾つか発生している。ここでは、高速炉の主要な開発国、旧ソ連、英国、米国、およびフランスで発生した主要なナトリウム漏えい事故について記述する。

<更新年月>

2006年12月

<本文>

1. 高速増殖炉プラントの主な特徴とナトリウム漏えいの主要因

高速増殖炉（以下「高速炉」という）では軽水炉プラントに比べ設計上も性能上も幾つの特徴を有する。高速炉では、減速材は不要であり、高い出力密度の炉心をもち（軽水炉の数倍以上）、また中性子束は軽水炉より約1桁高く、炉心温度（原子炉冷却材温度）は約500℃と高温であり（軽水炉では約300℃）、炉心の入口・出口温度差も約150℃前後と大きい（軽水炉では約60～70℃）。

高速炉では、高温の炉心から効率よく除熱し、かつ高速中性子を減速させない原子炉冷却材として、高い熱伝導率の液体金属ナトリウム（Na）（熱伝導率は軽水の約200倍）、またはナトリウムとカリウムの合金（NaK）が使用されている。このNaの特性から、原子炉冷却系が常圧程度となっているので（軽水炉では、PWRで約160気圧、BWRで約70気圧）、原子炉容器、原子炉冷却材配管等の厚さは薄肉となっている（原子炉容器の厚さは高速炉で約2.5cm、軽水炉PWRで約25cm）。

このように高速炉にとって熱特性上有利なNaであるが、化学的に活性度が高く、とくに水、空気、コンクリートと反応するので漏えい防止対策と燃焼防止対策が重要なこと、水との反応では水素を発生するので火災防止対策も重要なこと、および融点が98℃と高いのでNa系統には予熱保持装置（約150～250℃）が必要なことの欠点がある。

また、Naは、比熱が小さく高温（約500℃）で用いられるので、原子炉の起動、停止、異常時の**スクラム**などに伴って原子炉容器、配管等に**熱応力**を与える。この熱応力が繰返されれば、容器や配管内面に亀裂が生じる可能性があり、またNaの漏えいが起ると、場合によっては火災に発展する可能性がある。

2. 海外の高速炉で起こった主なナトリウム漏えい事故

海外諸国ではわが国に先行して早くから高速炉の建設運転の経験がある。たとえば、旧ソ連ではBR-5（実験炉）、BOR-60（実験炉）、BN-350（原型炉）およびBN-600（原型炉）、英国ではDFR（実験炉）およびPFR（原型炉）、ドイツではKNK-2（実験炉）、米国ではEBR-2（実験炉）およびFFTF（実験炉）、フランスではラブソディ（実験炉）、フェニックス（原型炉）および**スーパーフェニックス（実証炉）**、ならびにインドではFBTR（実験炉）の建設・運転の経験がある。

高速炉で特徴的な事故が幾つか発生している。炉心・燃料関係の事故、機器からのNa漏えい、**蒸気発生器**からの水漏えい、ポンプ等の動的機器のトラブルなどが報告されている。ここでは、高速炉の主要な開発国、旧ソ連、英国、米国、およびフランスの高速増殖炉で発生した主なNa漏えい事故について記述する。**表1**に海外諸国の高速炉における主なNa漏えい事故についてまとめ

た結果を示す。

(1) 旧ソ連における実験炉BR-5からのナトリウム漏えい

図1にBR-5の原子炉冷却系統図を示す。一次冷却材はNa、2次冷却材はNa・Kの合金(NaK)である。一次冷却系ポンプは機械式で、当初から軸受け部等のトラブルが多かった。1960年に一次冷却系ポンプのフランジの結合部のパッキンからNaが漏えいした。一次冷却材の循環・停止等に起因する温度変動が原因と推定され、パッキン部と軸受け部の改修がなされた。

1960年1月に空気冷却器の伝熱管と管板との結合部が破損しNaKが漏えいした。伝熱管表面の腐食損傷はわずかと判断されそのまま監視しつつ運転された。

なお、BR-5(熱出力5MW)は1972年にウラン・プルトニウム混合酸化物に変更し改修され、BR-10(熱出力10MW)となった。

(2) 英国における実験炉DFRからのナトリウム漏えい

図2にDFRの原子炉冷却系統図を示す。1次冷却系は24ループで構成され、冷却材は1次冷却材・2次冷却材ともNaKである。図3に示すように、蒸気発生器伝熱管はモジュール型である。1963年に蒸気発生器伝熱管に腐食が発見されたが、原因は公表されていない。1966年には蒸気発生器伝熱管モジュールのひとつで漏えいした冷却材NaKが隣接モジュールのNaKヘッダーの上に沈着し腐食させた。原因は製造時の異物混入と思われる。この事故のあと感度のよい漏えい検出計を採用することとした。

1967年5月には、全出力運転中1ループの原子炉配管入り口ノズル付近に発生したクラック

(図4および図5参照)から約100~200リットル/日のNaKの漏えいがあった。主配管と枝管との間のT字型溶接部不良に起因する疲労による損傷である。改修後運転を再開したが、1977年3月に閉鎖され廃炉措置が進められている。

(3) 米国における実験炉EBR-2からのナトリウム漏えい

1964年4月に2次冷却系電磁ポンプからNaの漏えいがあった。漏えいの原因は電磁ポンプのダクトの破損によるものであり、この電磁ポンプのダクト入口付近の圧力脈動の周波数とダクト部の固有振動数が近かったため、ダクト壁が共振し疲労破壊を起こしたものと推定された。別の電磁ポンプに代替された。

(4) フランスにおける実験炉ラブソディからのナトリウム漏えい

1966年10月に2次冷却系にNaを再注入しようとし2次冷却系全体を予熱したところ、2箇所の予熱制御の不備から熱膨張の逃げ場がなくなり、Na注入用配管(ドレンタンクから中間熱交換器へ通じる)が破裂し、これに気付かずNa注入を続けたため、二重配管環状部および中間熱交換器がNaで浸された。予熱時に低温部ができないよう監視するため熱電対温度計の数を増やす等の対策がとられた。また1978年10月に1次冷却系二重配管環状部にNa漏えいがあった。漏えい箇所は原子炉容器壁と考えられているが、特定されていない。1982年10月、フランス原子力庁は、原型炉フェニックスが完成近かったこともあって、総合判断の結果ラブソディの閉鎖を決定し廃炉措置の研究に利用することとなった。

(5) フランスにおける原型炉フェニックスからのナトリウム漏えい

フェニックスは、電気出力25MWのタンク型炉でマルクールに建設され、1973年8月に臨界となり1974年には全出力運転に達している。

1976年7月と10月に、6基ある中間熱交換器のうち2基から、同じ原因でNaの漏えいがあった。図6に中間熱交換器からのNa漏えい箇所および図7に「もんじゅ」での反映事項を示す。7月の時は、中間熱交換器の2次系Na入口の二重壁の下降管部で破損が生じ、二重管の隙間にNaが漏れ頂部より溢れた。10月の時は、2次系Naの出口部の上部プレートにおける亀裂によってNaが漏えいした。この漏えいは、下降管と中間熱交換器胴との間に予想を上回る熱膨張差が発生し亀裂を生じたと推定された。溶接部の形状を変更しプレートの肉厚を減らして、熱膨張差がつかないように改修した。修理は1978年4月に完了し定格運転に復帰した。1996年以来停止中であったが、1998年1月5日運転再開が決定され、2009年まで長寿命核種の分離・消滅の研究に利用されることになっている。なお、2006年1月シラク大統領の演説において、2020年に運開予定の第4世代原子炉(候補としてガス冷却高速炉とナトリウム冷却高速炉)の原型炉の概念設計にCEA(フランス原子力庁)がただちにとりかかることを決定した。環境負荷低減およびエネルギー回収の観点から全アクチニドを回収し、高速炉の燃料として利用するGAM(Global Actinide Management)計画を推進している。

(6) フランスにおける実証炉スーパーフェニックスからのナトリウム漏えい

スーパーフェニックスはクレイマルビルに建設された電気出力1240MWのタンク型炉で、世界最大の規模を誇っている。1985年9月に臨界となり1986年1月に送電を開始した。

1987年3月に炉外燃料貯蔵槽(容量700トン、直径約9.5m、高さ13m、材質;モリブデン鋼)からNaが漏えいした。図8に炉外燃料貯蔵槽からのNa漏えい箇所および図9に「もんじゅ」での

反映事項を示す。漏えい量は、当初500リットル／日で総量20m³と推定された。この貯蔵槽は二重容器であり、漏えいしたNaはすべて外側容器との間隙に溜まった。図に示すように、貯蔵槽は新燃料と使用済み燃料の一時貯蔵場所になっており、使用済み燃料の崩壊熱を除去するために、貯蔵槽内はNaで満たされ、かつ冷却用アルゴンガス配管が内面に沿って冷却システム支持ラックの孔を上下に螺旋状に通っている。Naが漏れた箇所はこの支持ラックを取り付ける貯蔵槽容器内面の支持プレート溶接部であった。フランス電力庁は、金属分析をした結果、ラック支持プレートと貯蔵槽との溶接部の脆化と金属の水素脆化によって亀裂に発展したと推定した。1998年2月2日政府によりスーパーフェニックスの閉鎖決定が発表された。

(7) 旧ソ連における原型炉BN-350およびBN-600からのナトリウム漏えい

BN-350は、電力生産と海水脱塩の二つの目的を有する電気出力125MWのループ型炉でカザフスタンのアクタウ市に建設され、1972年11月に初臨界、1973年7月に出力運転を開始した。

全運転期間（1972-1995.12）中に、各種の系統が破損してNaが漏えいあるいは火災に至った事故は15件ある（表2参照）。主な原因は、設計ミスまたは設計の欠陥、組立上の欠陥、個人の操作ミスあるいは据付け時の誤作業などであり、主な事故をつぎに挙げる。

1971.12：タンクに接続する配管からのNa漏えい

1972.1：電磁ポンプの溶接プラグの破損によるNa漏えい

1975・1976：2次補助冷却系で電磁ポンプからのNa漏えい（2件）

1977.1：2次系コールドトラップへ接続する配管のバルブ・ベローズ破損によるNa漏えい

1989.1：蒸発器伝熱管からの水リークによるNa漏えい

このうち、1989年1月18日に起きた事故について以下に述べる。

蒸気発生器No.5（Nadyozhnost-2）で、蒸発器の伝熱管からの水リークによってNa-水反応が起こり、反応で生じた噴射流が側の蒸発器外壁を直撃したため、8×100mmの大きさの楕円状の貫通孔ができ、約1 m³のNaが蒸発器から漏えいした（図10参照）。Na火災により蒸気発生器ハウジングから煙が出始め、煙感知器がこれを検出し、遠隔操作で窒素ガスが放出され、消火した。

なお、20余年間の運転中に起ったNa漏えい事故で、材料の金属学的構造の変化（時効、疲労、照射誘起脆化）が原因で漏えいしたケースは一つもなかった。

BN-600は、商用発電を行いながら原子炉試験と開発機器の実証を目的としてベロヤルスク原子力発電所の3号機として1966年に着工された。電気出力600MWのタンク型炉で1980年2月に臨界となり、1980年4月営業運転を開始した。BN-600の運転実績を図11に示す。

1995年11月までに27回のNaの漏えいが発生した（表3参照）。1次冷却系Naの漏えい5回、2次冷却系Naの漏えい17回、蒸気発生器関連2回、Na受入れシステムの漏えい3回で、このうちNa火災を伴ったもの14回、運転および補修時の操作ミスによるもの5回であった。

1993年7月10日に、国際原子力事象評価尺度（INES）によるレベル1のNa漏えい事故が1次ナトリウムの純化系（48mm配管）で発生した。このとき若干の放射性物質が大気中に放出したが、敷地境界でのバックグラウンドに対して0.001だけ増加したに過ぎなかった。

3. ナトリウムの漏えい防止設計

高速炉では、圧力が低いので軽水炉で使用されている非常用炉心冷却システムECCS設備はなく、その代わりに原子炉冷却材の温度変化に伴う熱過渡応力ないしは熱衝撃による炉容器と配管の亀裂損傷の防止に重点を置いた設計がなされている。すなわち、炉容器の外に安全容器を付け二重容器にし、炉容器内面にはサーマルライナーを設けて熱応力の緩和を図っている。二重容器にすることで、たとえ炉容器からNaが漏れても液面が確保され、自然循環による崩壊熱除去するという安全設計である。

ラプソディ炉は1次系配管も二重管にしている。1次系および2次系配管からのNa漏えいに対しては微少漏えいを検出できる漏えい検出器が配管に沿って多数設置されており、異常を検知すれば原子炉を直ちに停止する仕組みになっている。

最近では、高速炉のNa漏えい防止対策としてLBB（Leak Before Break：破断前漏えい）という安全設計思想がある。高速炉は低圧系なので配管の破断前に微少なNa漏えいが検出でき、そこで炉を停止するという設計思想である。

以上、ナトリウムの漏えい事故に関して記述したが、蒸気発生器伝熱管等からの水リークによりNa-水反応事象が多く発生していることが報告されているが、大きな事故に至っていないのでここでは割愛した（海外諸国の高速炉における事故・故障・トラブル（ナトリウム漏えいを除く）＜03-01-03-10＞参照）。

（前回更新：1998年3月）

＜関連タイトル＞

ナトリウムの特性 (03-01-02-08)

ナトリウムの安全性（蒸気発生器および2次系ナトリウム） (03-01-03-05)

高速増殖炉「もんじゅ」2次冷却系からのナトリウム漏洩事故 (03-01-03-09)

海外諸国の高速炉における事故・故障・トラブル（ナトリウム漏えいを除く） (03-01-03-10)

アメリカの高速増殖炉研究開発 (03-01-05-04)

ナトリウム燃焼挙動に関する研究 (06-01-02-06)

＜参考文献＞

（１）科学技術庁（監修）、安成弘ほか（編）：FBR広報素材資料集、日本原子力文化振興財団（1990年3月）

（２）Leipunskii, A.I.et al. : Operating Experience with BR-5 Over 1959 1966 Period, Soviet At.Enger., 23 (6) (Dec.1967)

（３）Phillips, J.L. : Achievement of Full Power Operation of DFR, Nucl.Eng., Jan.1964 ; Minimising the Hazards Associated with Use of DFR as an Irradiation Facility, Proc.CEA Inter.Conf. (Sept.1967)

（４）Matthews, R.R.et al. : Location and Repair of a Leak in The DFR Primary Circuit, J. of BNES, 8 (3) (1969)

（５）Smith, R.N.et al. : EBR-2 Operating Experience, Conf-7708224-4 (Aug.1977)

（６）Gajac, G., Reynev L. : Experience Gained From the Final Construction Phase and the Approach of Power of RAPSODIE, Aix-en-Provence, V/4 (Sept.1967)

（７）Conte, F.et al. : The Intermediate Heat Exchanger Leak on PHENIX Plant and Their Repair, Optimisation of Sodium-Cooled Fast Reactors, BNES, London (1977)

（８）Martin, L. et al. : Leak Before Break Operating Experience From European Fast Reactors, Proc.Inter.Conf.on Fast Reactor and Related Fuel Cycle, Vol.1 (Oct.1991) , Kyoto, Japan

（９）日本原子力産業会議調査委員会：ロシアの高速炉開発に関する調査報告、日本原子力産業会議（1997年3月）

（10）G.V.Kiselev、神山弘章（訳）：旧ソ連及びロシアにおける高速発電炉の事故と対策、日本原子力情報センター（1996年10月）

（11）日本原子力産業会議：D S I N、フェニックスの運転再開を許可へ、原産マンスリー、No.28 (1998.2) 、p.13-14

（12）資源エネルギー庁ホームページ：原子炉安全小委員会もんじゅ安全性確認検討会（第4回）、配布資料4-3「海外の高速炉におけるトラブル事例等の反映について」（平成18年3月）

（13）Na冷却高速増殖炉用蒸気発生器調査研究資料刊行会（編）：Na冷却高速増殖炉用蒸気発生器-開発状況と設計指針-（1971年7月）、p.24

（14）J.G.Yevick, et al. : Fast Reactor Technology Plant Design, P132, MIT Press (1985)

（15）福田達：高速増殖炉技術開発の動向（３）-高速増殖炉用蒸気発生器、原子力工業、31 (1) 、64 (1985)

表1 海外諸国の高速炉における主なナトリウム漏えい事故

発生年月	プラント名	炉区分	所有国	漏えい箇所	漏えい量	内容（原因）
1960	BR-5	実験炉	旧ソ連	1次系ポンプ	微量	ポンプフランジ結合部のパッキンの緩み
1960.1	BR-5	実験炉	旧ソ連	2次系空気冷却器<NaK>		伝熱管と管板との接合部の亀裂
1963.7	DFR	実験炉	英国	蒸気発生器 伝熱管<NaK>		(原因未報告)
1964.4	EBR-2	実験炉	米国	2次系電磁ポンプ		ポンプダクトに振動に起因するクラック
1966.7	DFR	実験炉	英国	蒸気発生器 伝熱管<NaK>		製造上の異物介在による腐食破損
1966.10	ラブソディー	実験炉	仏国	2次系Na注入用配管		ドレン時残留固化Naに起因する余熱時熱膨張による破損
1967.5	DFR	実験炉	英国	原子炉1次系入口配管<NaK>	100～200リットル/日	溶接部に疲労破壊によるクラック
1971.3	KNK-2	実験炉	旧西独	ナトリウム加熱器	約500kg	溶接部欠陥
1972.9	KNK-2	実験炉	旧西独	蒸気発生器	約65kg	溶接部欠陥
1976.7	フェニックス	原型炉	仏国	中間熱交換器（2次系側）	約10リットル	2次系Na出口の上蓋と内蓋との溶接部の破損（熱膨張差）
1976.10	フェニックス	原型炉	仏国	中間熱交換器（2次系側）	約10リットル	2次系Na出口部のプレートの亀裂（熱膨張差）
1978.10	ラブソディー	実験炉	仏国	原子炉容器壁（推定）	微量	(原因未報告)
1987.3	スーパーフェニックス	実証炉	仏国	炉外燃料貯蔵槽壁	約20m ³	貯蔵槽と支持板との溶接部に水素脆化に起因する亀裂
1989.1	BN-350	原型炉	旧ソ連	蒸発器外壁	約1m ³	伝熱管の破損による水リークによってNa-水反応が生じ、蒸発器壁に開孔
1993.10	BN-600	原型炉	旧ソ連	1次系ナトリウム純化系配管	約1m ³	コールドトラップ下流の主配管と枝管部とのT字型溶接部に熱膨張差に起因する亀裂
1994.5	BN-600	原型炉	旧ソ連	2次系ドレン配管	約1m ³	配管切断作業中

下記の出典をもとに作成した

【出典】(1)Martin, L. et al.:Leak Before Break Operating Experience From European Fast Reactors, Proc.Inter.Conf.on Fast Reactor and Related Fuel Cycle, Vol.1(Oct.1991), Kyoto, Japan

(2)日本原子力産業会議調査委員会:ロシアの高速炉開発に関する調査報告、日本原子力産業会議(1997年3月)、p.71、p.79

表2 BN-350におけるナトリウム漏えい回数

装置漏えい箇所	漏えい回数
バルブベローズ(口径25～100mm)	5
配 管(口径25～100mm)	1
電磁ポンプ	5
酸素濃度計	1
1次および2次系Na採取機器	2
水素濃度計	1
総 計	15

下記の出典をもとに作成した

[出典]日本原子力産業会議調査委員会:ロシアの高速炉開発に関する
調査報告、日本原子力産業会議(1997年3月)、p.74

表3 BN-600におけるナトリウム漏えい経験

システム	事故の数	漏えい規模(リットル) (下線はナトリウム燃焼事象)	ナトリウム 燃焼事象の数	放射能放出 Ci
1. 原子炉	—	—	—	—
2. 1次冷却系	5			
ガス純化系	1	0.1	—	
ナトリウム純化系	4	0.3, 3.0, 0.2, <u>1000</u>	1	0, 0.2 0.5 10
ナトリウム貯蔵システム	—		—	
3. 蒸気発生器	1	未公表	1	
漏えい検出系	1	<u>2</u>	1	—
4. ナトリウム受入システム	3	<u>10, 50, 10</u>	3	—
5. 2次冷却系	17			
主配管	—	—	—	—
主弁	4	<u>1, 300, 30, 10</u>	3	—
ドレンおよび放出ライン	9	<u>0.2, 1, 10, 1, 600, 300, 100, 0, 1</u>	5	—
ドレンライン弁	1	0	—	—
ナトリウム貯蔵システム	3	1, 0, 1	—	—
総 計	27	約 2500	14	10.7

[出典]日本原子力産業会議調査委員会:ロシアの高速炉開発に関する調査報告、日本原子力産業会議
(1997年3月)、p.90

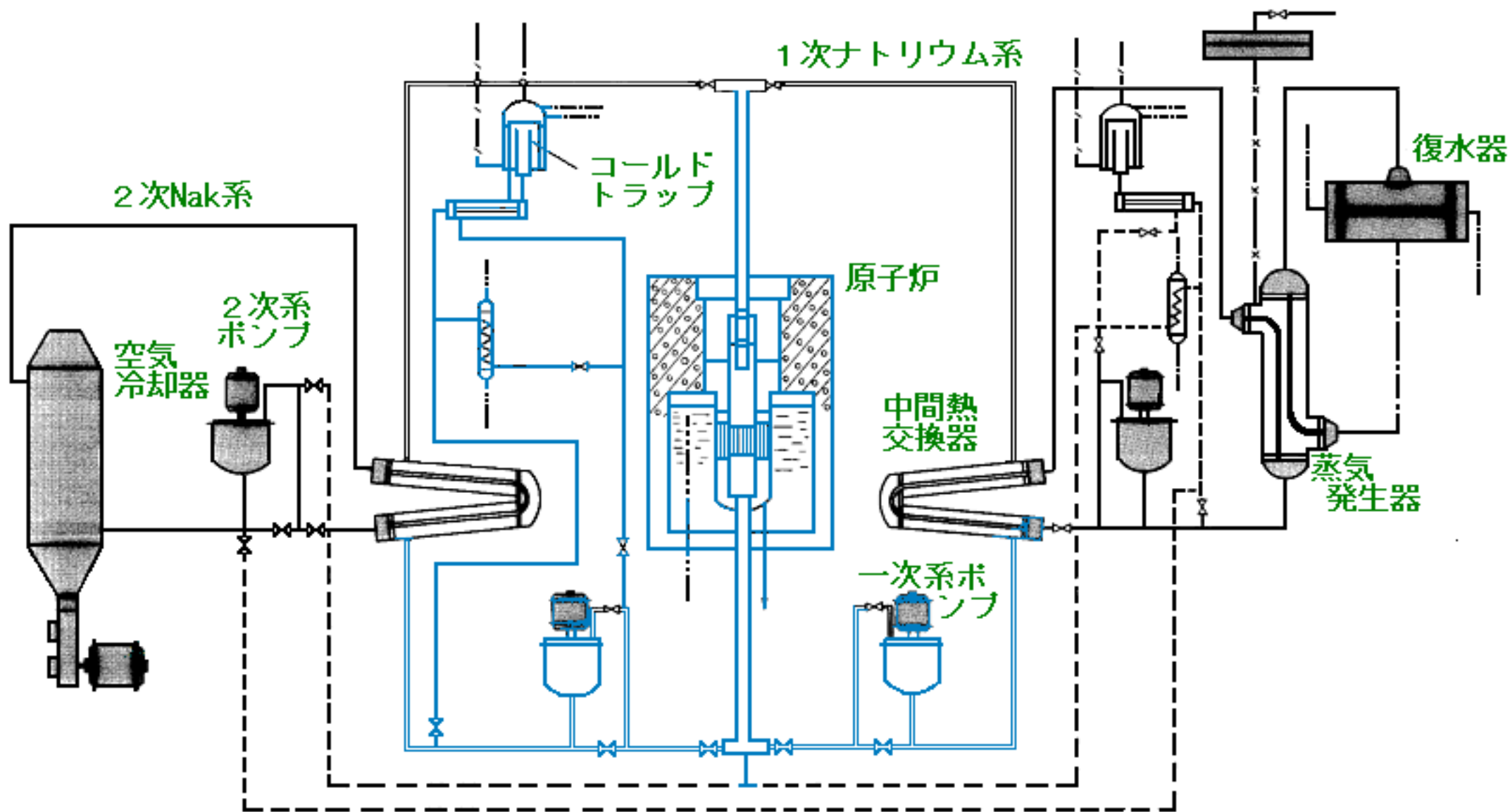


図1 旧ソ連の実験炉BR-5の原子炉冷却系統図

[出典]Na冷却高速増殖炉用蒸気発生器調査研究資料刊行会(編):Na冷却高速増殖炉用蒸気発生器
 一開発状況と設計指針一(1971年7月)、p.24

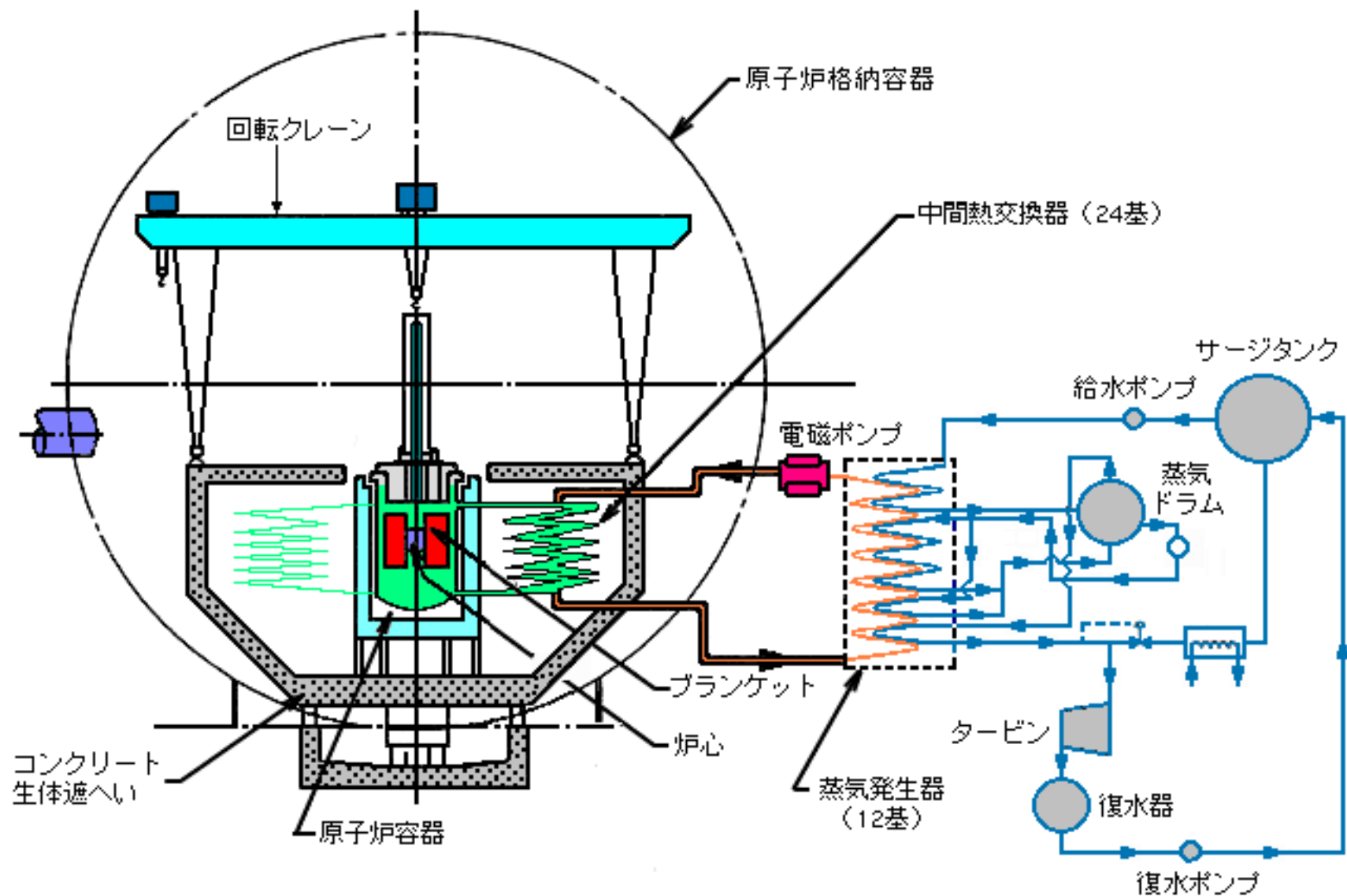


図2 英国の実験炉DFRの原子炉冷却系統図

[出典] J.G.Yevick, et al.: Fast Reactor Technology Plant Design, P132, MIT Press (1985)

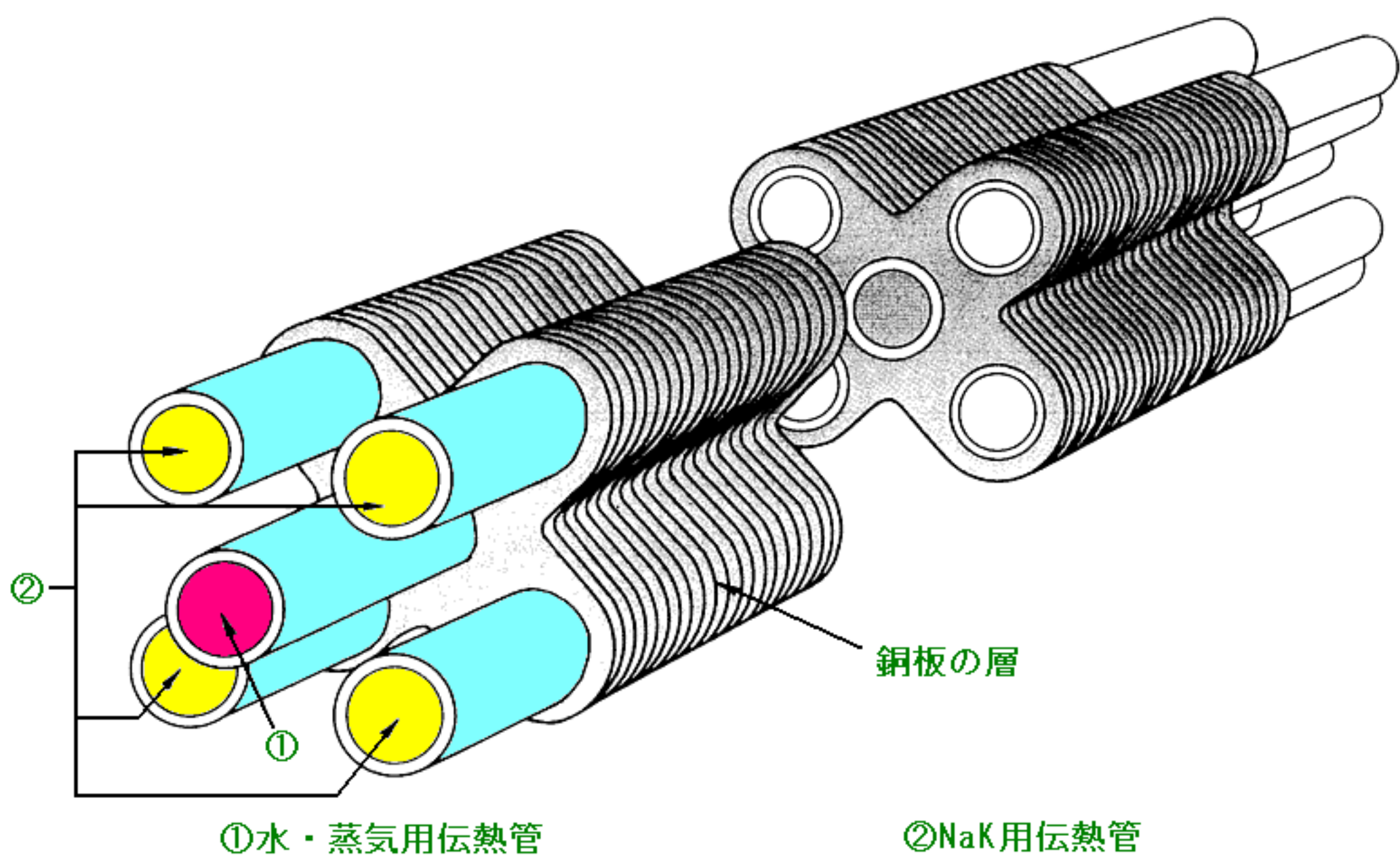


図3 英国の実験炉DFRの蒸気発生器伝熱管の構造

[出典]福田達:高速増殖炉技術開発の動向(3)－高速増殖炉用蒸気発生器、原子力工業、31(1)、64(1985)

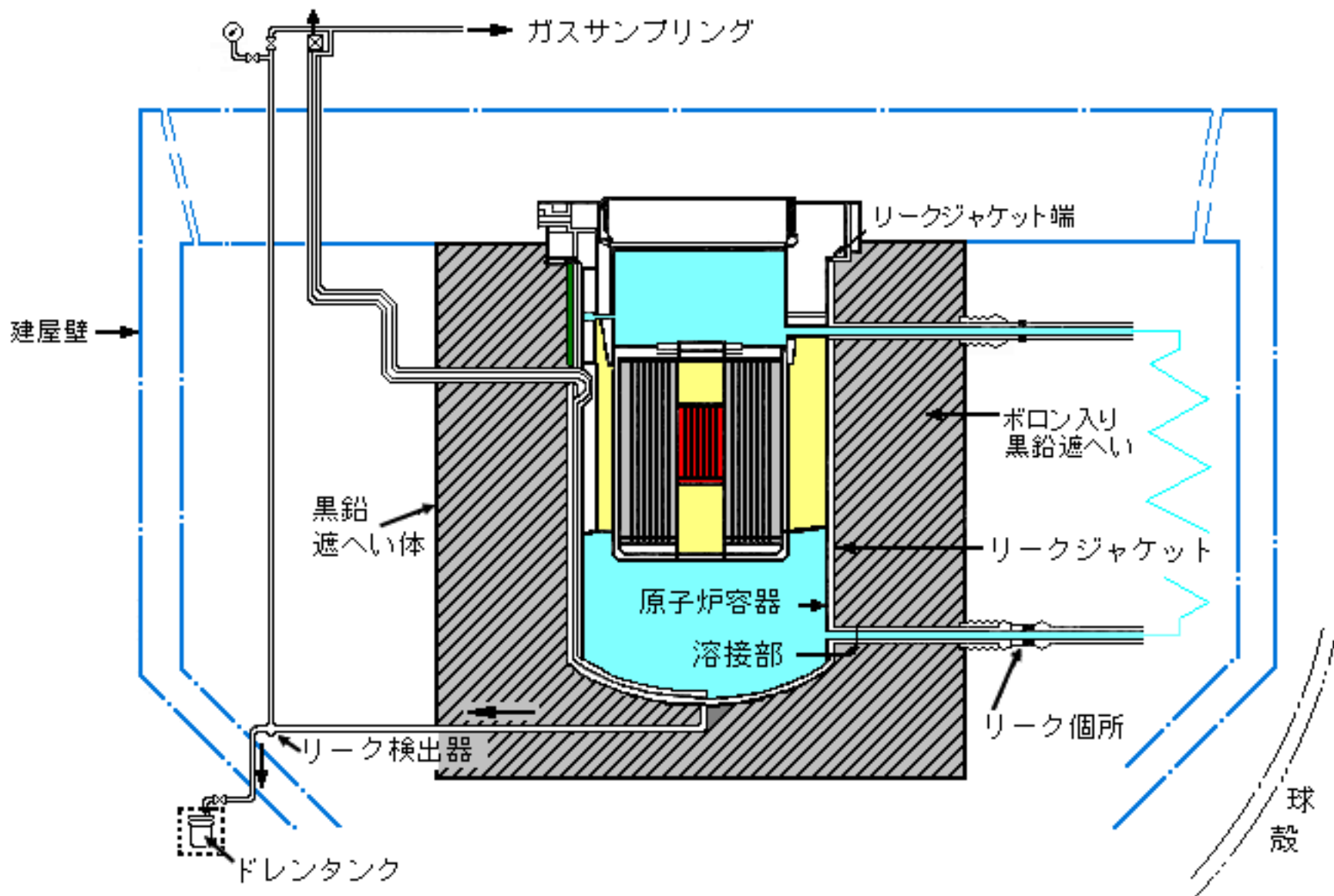


図4 英国の実験炉DFR1次冷却系のNaK漏えい箇所

[出典] Matthews, R.R. et al.: Location and Repair of a Leak in The DFR Primary Circuit, J. of BNES, 8(3), 170(1969)

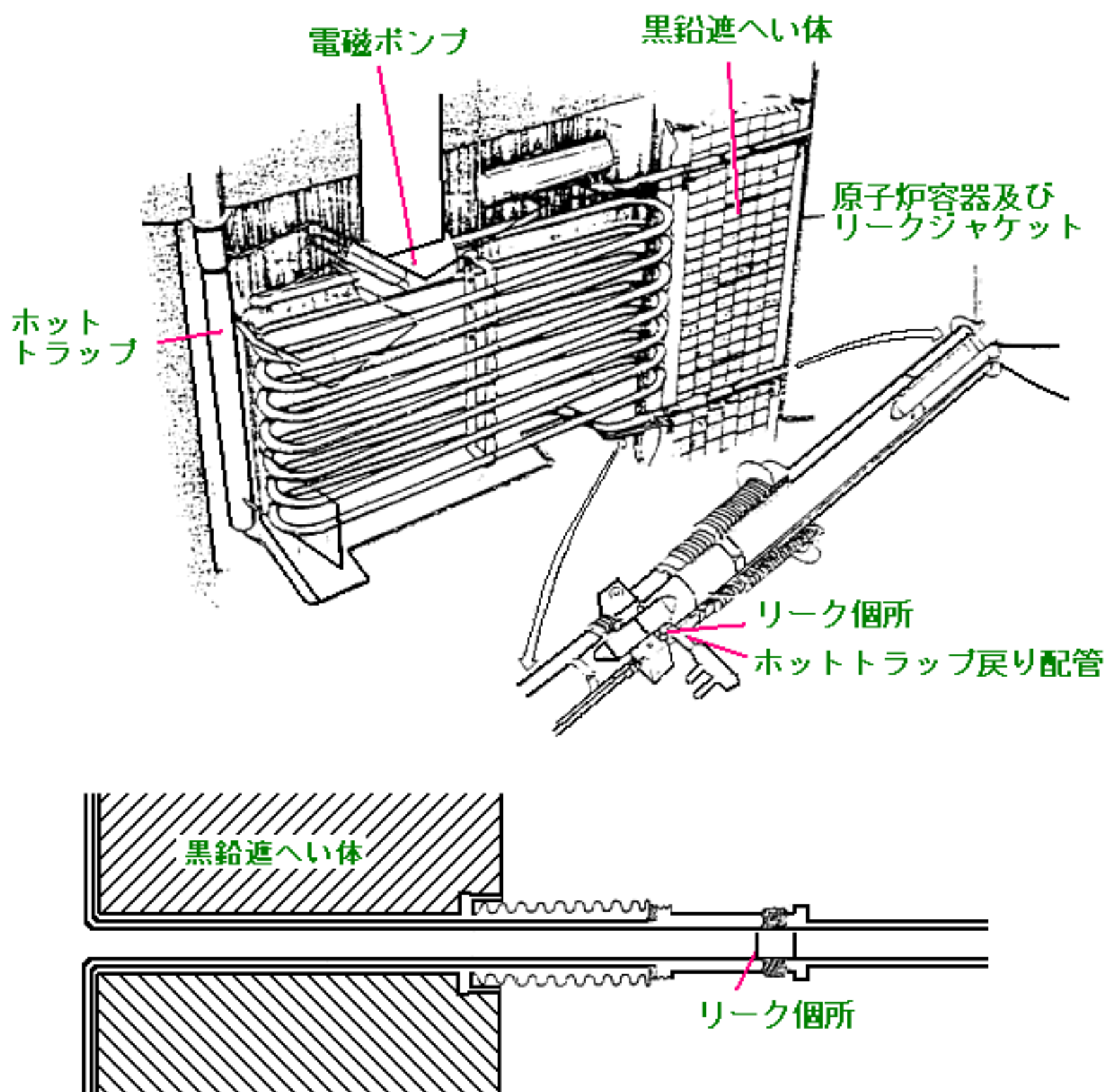


図5 英国の実験炉DFR1次冷却系のNaK漏えい箇所の詳細図

[出典] Matthews, R.R. et al.: Location and Repair of a Leak in The DFR Primary Circuit, J. of BNES, 8(3), 172(1969)

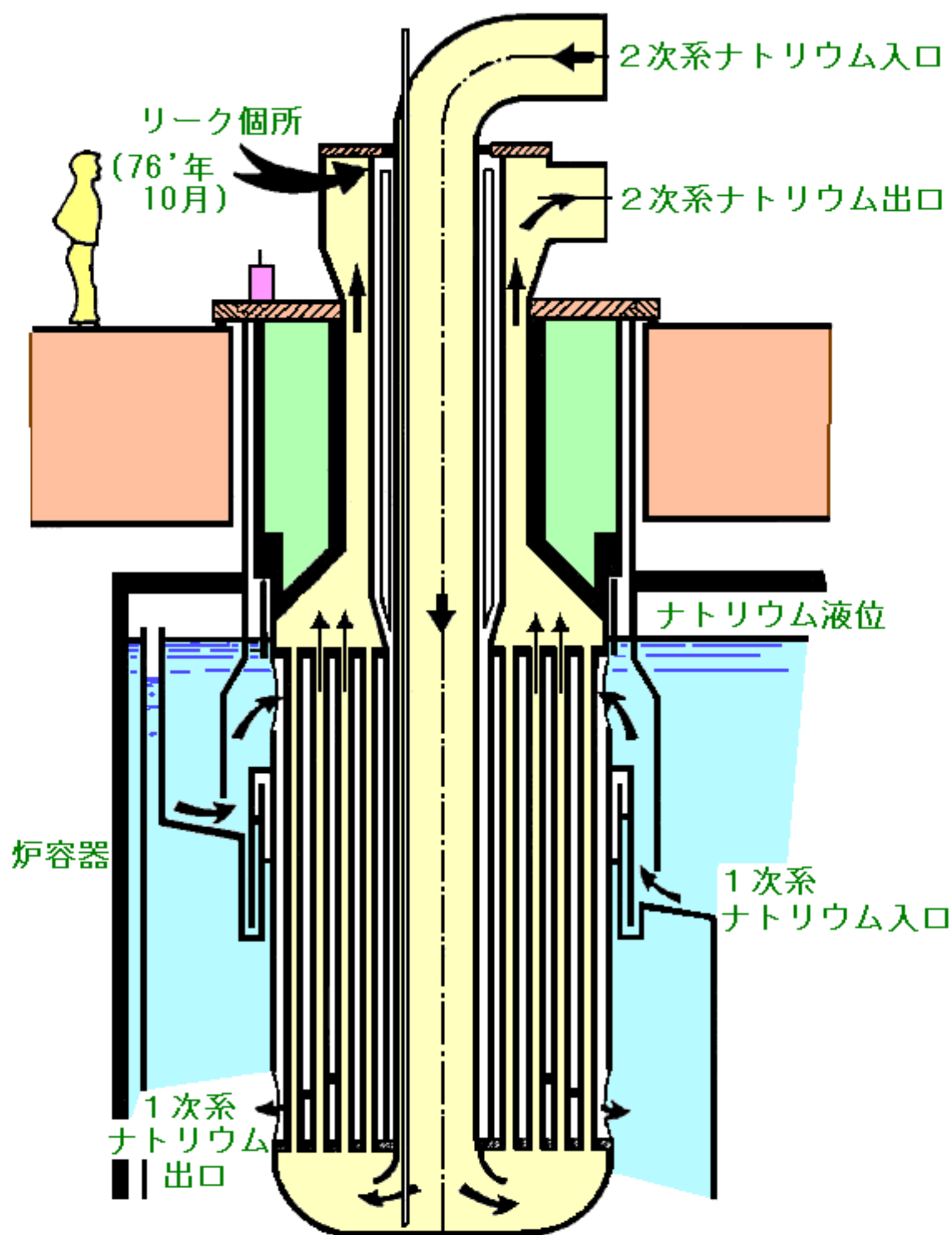


図6 フランスの原型炉フェニックスの中間熱交換器の
ナトリウム漏えい箇所

[出典] Conte, F. et al.: The Intermediate Heat Exchanger Leak on PHENIX Plant and Their Repair, Optimisation of Sodium-Cooled Fast Reactors, BNES, London (1977)

ー フェニックス^{*1}の中間熱交換器からのナトリウム漏えい ー

【事象の概要】

- ・ 中間熱交換器の頂部から2次系ナトリウムが漏えいし、小火災が発生した。
- ・ これは、2次系ナトリウム入口の二重壁の下降管部と2次系ナトリウム出口部の上部プレート間に亀裂が発生し、漏えいに至ったものである。
- ・ 亀裂は、下降管と中間熱交換器胴との間に予想を上回る熱膨張が発生したことにより生じたものである。

【「もんじゅ」での対応状況と反映事項】

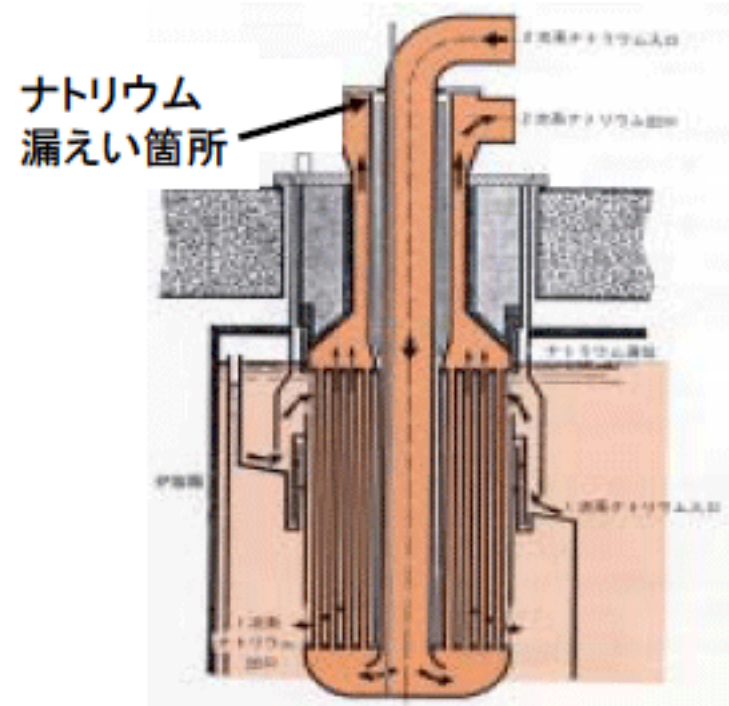
○当初の設計・設備での対応状況

- ・ 「もんじゅ」の中間熱交換器では、下降管と2次側出口内壁との熱膨張による変位を拘束しないよう、上部に伸縮継手(ベローズ)を設けている。
- ・ 上部ベローズについては、想定される熱膨張差に対する強度計算を実施し、構造健全性上問題のないことを確認している。

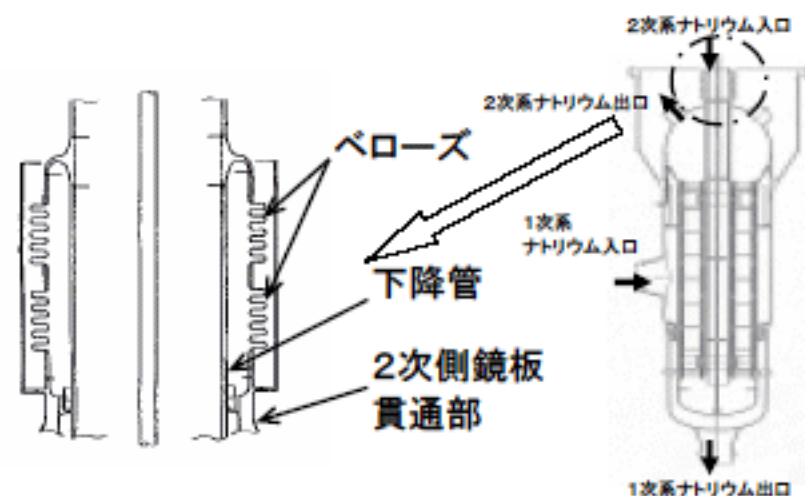
○反映事項

- ・ 上記の対応状況を確認し、同様の事象は発生しないと判断した。

^{*1}: 仏国の高速原型炉



フェニックスの中間熱交換器



もんじゅの中間熱交換器

図7 フェニックスの中間熱交換器からのナトリウム漏えいの「もんじゅ」での反映事項

【出典】資源エネルギー庁ホームページ: 原子炉安全小委員会もんじゅ安全性確認検討会(第4回)、配布資料4-3「海外の高速炉におけるトラブル事例等の反映について」、JAEA(平成18年3月)、<http://www.meti.go.jp/committee/materials/downloadfiles/g60417b03j.pdf>、8/23

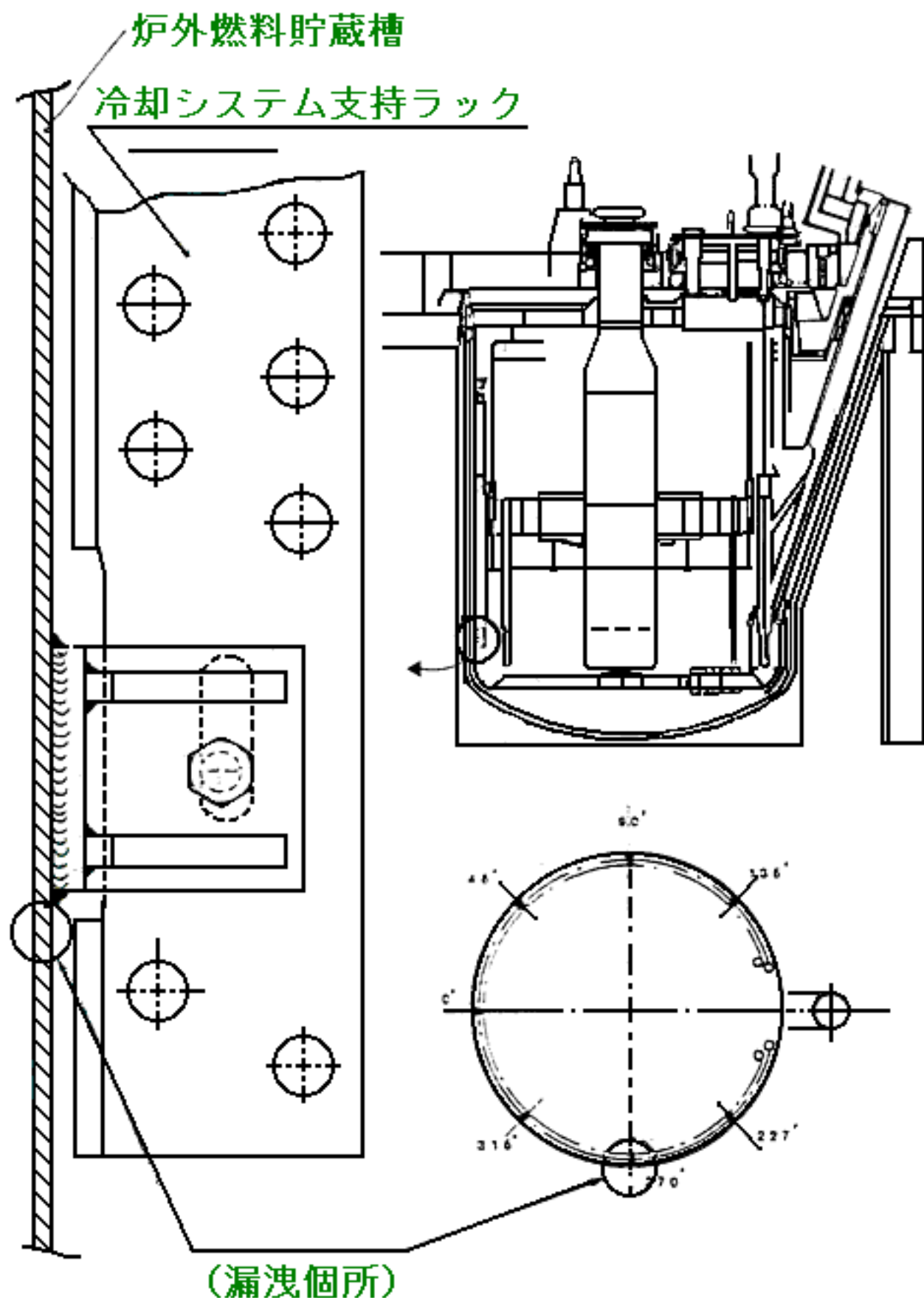


図8 フランスの実証炉スーパーフェニックスの
炉外燃料貯蔵槽のナトリウム漏えい箇所
[出典]Nuclear Europe, 11/12, 49(1987)

ー スーパーフェニックス^{*1}の炉外燃料貯蔵槽からのナトリウム漏えい

【事象の概要】

- ・ 炉外燃料貯蔵槽から約20トンのナトリウムが漏えいした。
- ・ 検査の結果、漏えい箇所は、炉外燃料貯蔵槽内の冷却用の配管を支えるプレート溶接部であり、水素割れ^{*2}により破損したものと推定された。
- ・ 水素割れの要因となった水素の混入、応力発生の原因は、以下のとおり。
 - ・ 炉外燃料貯蔵槽の材料に炭素鋼（SB450相当）を用いていることから、製造・保管中に錆が発生。この錆とナトリウムとの反応により水素が生じた。また、水圧試験時の水分残留もナトリウムとの反応による水素の発生原因となった。
 - ・ 溶接部に大型のプレートを用いたこと、溶接後の熱処理を実施していなかったことから、大きな残留応力^{*3}が存在していた。

^{*1}：仏国の高速実証炉

^{*2}：水素の吸収によって金属が脆くなる現象を水素脆化といい、これによって割れが生じることを水素割れという。脆化の機構は金属の種類によって異なる。

^{*3}：溶接時には、局部的に急激な昇温と降温とが繰り返されるため、温度差（熱膨張差）によって金属内部で伸びようとする部分と縮もうとする部分とが及ぼしあう力が発生し、それが溶接完了後にも残る。これを溶接による残留応力という。

【「もんじゅ」での対応状況と反映事項】

○ 当初の設計・設備での対応状況

- ・ もんじゅの炉外燃料貯蔵槽の材料は錆びにくいステンレス鋼（SUS304）を用いている。また、施工は十分に清浄度管理がなされた区域で実施し、錆の発生を防止しており、錆とナトリウムの反応による水素発生はない。
- ・ 製造時の耐圧試験は窒素ガスにて実施しているため、水分の残留による水素の発生はない。
- ・ 配管を支持するサポート座はできるだけ小さなものとし、残留応力を低減している。

○ 反映事項

- ・ 上記の対応状況を確認し、同様の事象は発生しないと判断した。

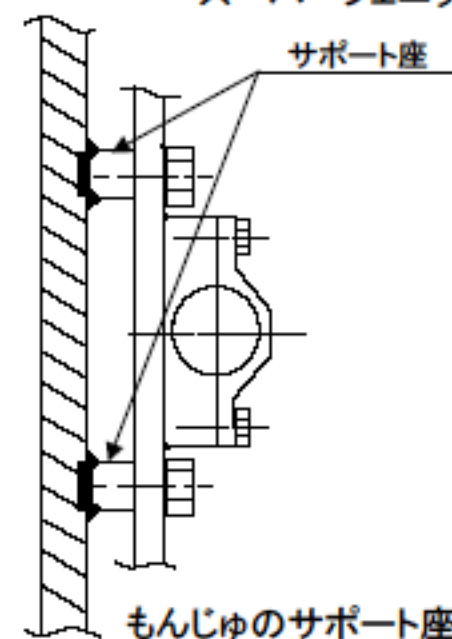
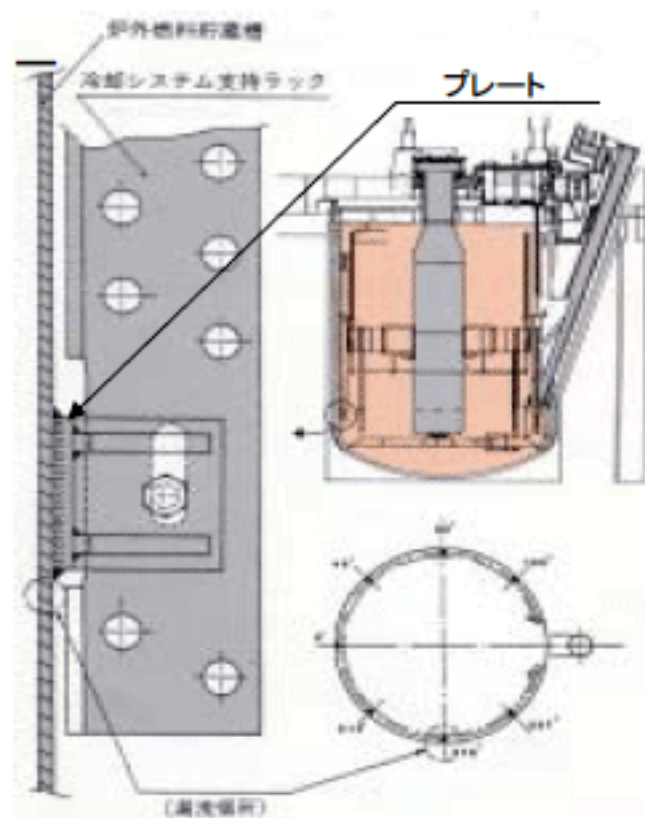
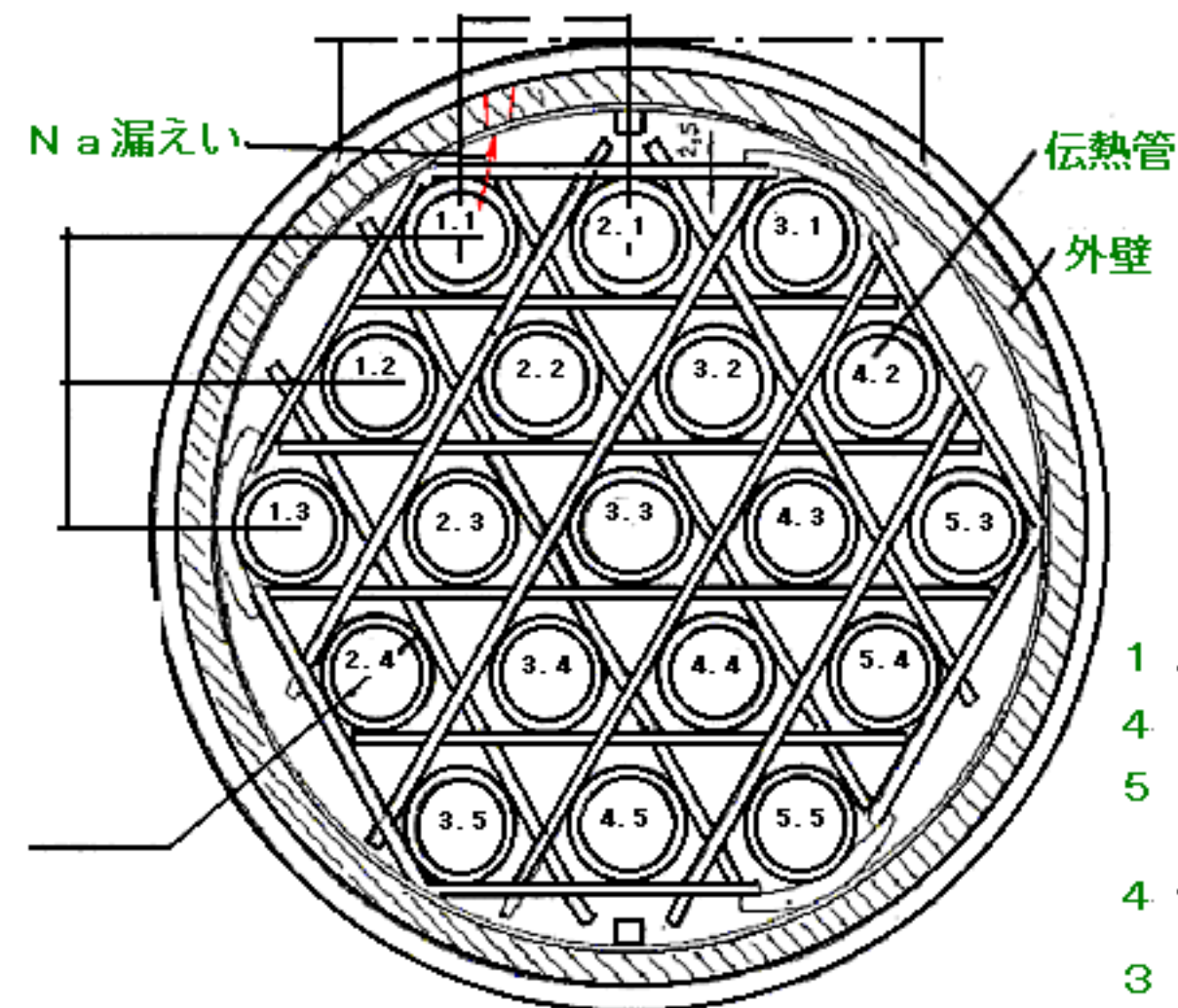


図9 スーパーフェニックスの炉外燃料貯蔵槽からのナトリウム漏えいの「もんじゅ」での反映事項

【出典】資源エネルギー庁ホームページ：原子炉安全小委員会もんじゅ安全性確認検討会（第4回）、配布資料4-3「海外の高速炉におけるトラブル事例等の反映について」、JAEA（平成18年3月）、<http://www.meti.go.jp/committee/materials/downloadfiles/g60417b03j.pdf>、7/23



蒸発器の断面

- | | |
|-------------|-------------|
| 1. Na母管 | 6. 水蒸気ドラム |
| 2. 冷却水母管 | 7. 空気遮断密封容器 |
| 3. 蒸発器モジュール | 8. 空気換気バルブ |
| 4. 水蒸気母管 | 9. 支持構造体 |
| 5. 過熱器モジュール | |

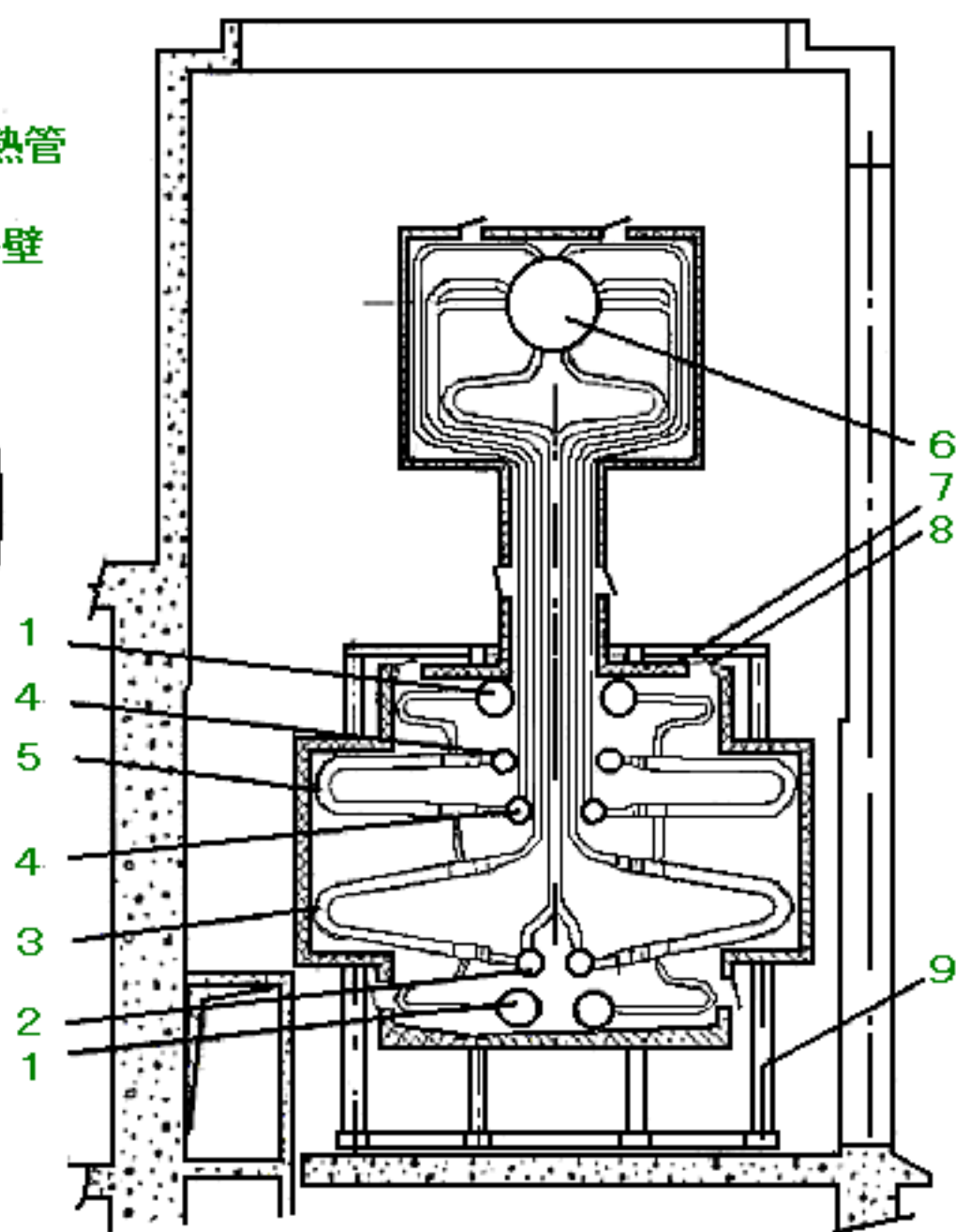


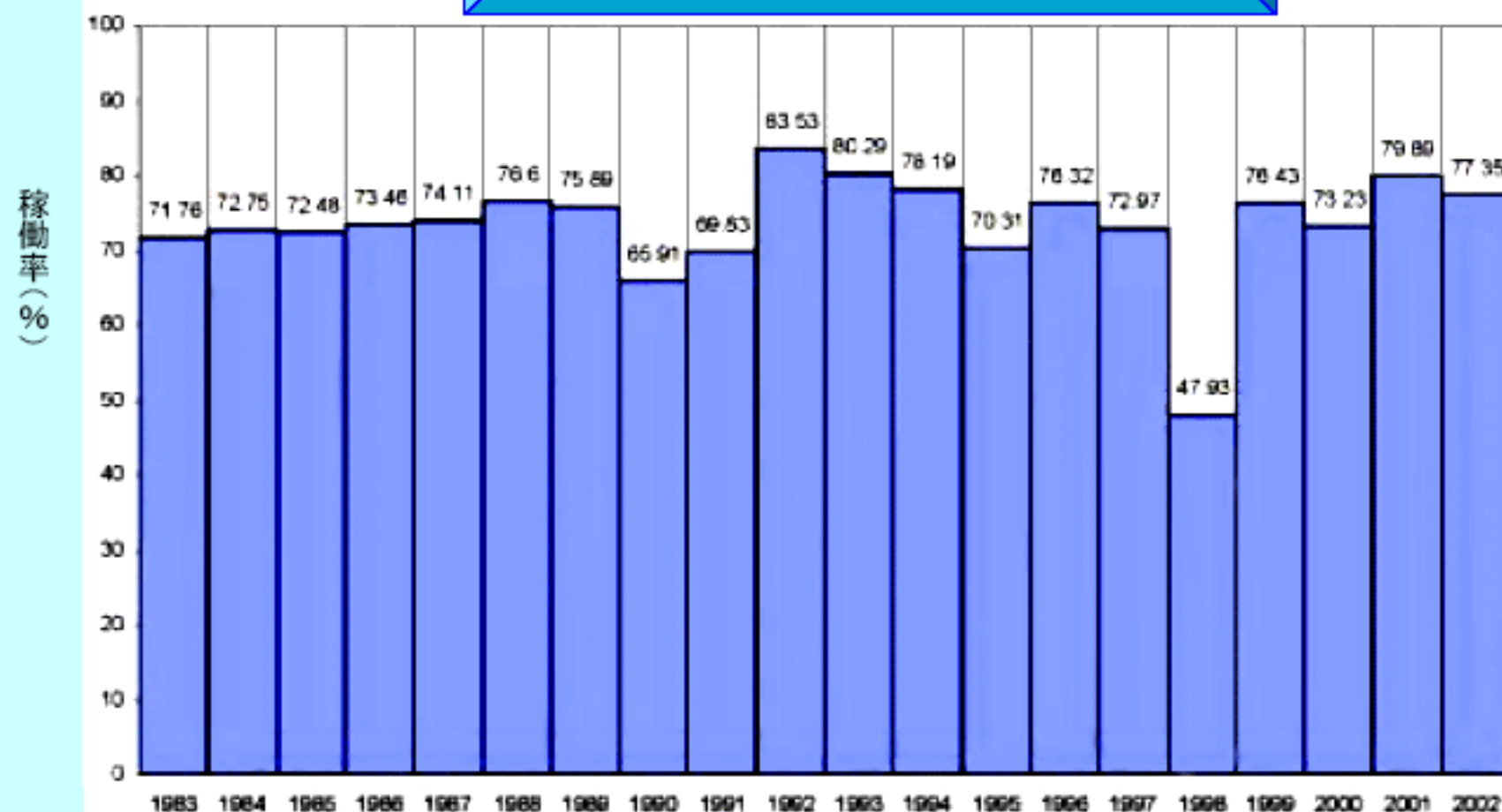
図10 BN-350蒸気発生器および伝熱管の水漏えい箇所

参考

BN-600運転実績

平均稼働率(22年間の運転期間)	74%
2002年の稼働率	77.35%
2003年の稼働率	75.7%

これまでの時間稼働率は平均で約74%(出力換算で約69%)であり、良好な運転実績を示している



BN-600

(参考) ROSENERGOATOM 社ホームページ <http://eng.rosatom.ru/>

図11 BN-600の運転実績

[出典] 資源エネルギー庁ホームページ: 原子炉安全小委員会もんじゅ安全性確認検討会(第4回)、配布資料4-3「海外の高速炉におけるトラブル事例等の反映について」、JAEA(平成18年3月)、<http://www.meti.go.jp/committee/materials/downloadfiles/g60417b03j.pdf>、20/23