

<概要>

海外諸国の高速炉において起きた、ナトリウム漏えい関係を除いた主な事故・故障・トラブルについて、すなわち、炉心・燃料関係では、EBR-1の炉心溶融、DFRとBR-5の燃料被ふくの破損、E.FERMIの燃料溶融、Phenixの反応度低下；蒸気発生器関係では、BR-5、EBR-2、BN-350、PFR、BN-600およびPhenixの水漏えい、E.FERMIとPFRの伝熱管破損；ポンプ等の動的機器類では、BR-5の一次系のポンプ、EBR-2の一次系・二次系のポンプ故障、FFTFの一次系のポンプ故障とPFRの一次系への潤滑油混入；その他では、Super Phenixの主容器の内部構造物の振動、同炉の一次系カバーガスへの空気混入、Phenixの二次系での溶接欠陥について記述している。

<更新年月>

2006年12月

<本文>

図1に世界の高速炉における主要な事故・故障・トラブルおよび図2に世界の高速炉の現状を示す。つぎに、ほぼ年代順に事故の概要を述べる。

1. 炉心・燃料関係

開発初期の海外高速炉の燃料破損事例と「もんじゅ」での対応状況を表1および表2に示す。

1.1 EBR-1炉の炉心溶融（1955年11月29日、米国）

EBR-1は世界で初めて発電（150kWe）を行ったループ型実験炉で、金属燃料を用い、一次系と二次系ともにNaKを用いている。炉心はMark-1からMark-4にわたり計4回取り替えられている。事故はMark-2炉心（U-2%Zr合金燃料、304SS被ふく）で起こった。温度係数（出力の一部で正）を調べるため、故意に2つの安全系を外して出力上昇試験をしていた。運転員が急速スクラムボタンを押すつもりで誤ってスロースクラムボタンを押してしまい、ただちに急速スクラムボタンを押したが間に合わず、燃料温度が上昇し炉心全体体積の40～50%が溶融してしまった（図3参照）。外部への放射能放出は無視できる程であった。後で燃料棒の湾曲が原因と判明したので、Mark-3炉心では燃料ピンの湾曲を防ぐため、燃料ピンにワイヤスペーサを巻き付け、燃料集合体をラッパ管に収めることにした。

1.2 DFR炉の燃料被ふくの破損（1960年4月、英国）

DFRは電気出力15MWeのループ型実験炉で、ナトリウムボンドの金属ウラン（U-7%Mo）中空燃料を用い、一次系二次系ともに冷却材としてNaK液体金属を用いている。取り替えのため燃料を吊り上げていたとき、2本の燃料棒が被ふく管（ニオブ製）の最上部で破損し、破損箇所より下部が下方のNaKヘッダーへ落下した。燃料のボンド材であるナトリウムが製造過程で湿分等の不純物を吸収し、燃料の貯蔵期間中に被ふく材の腐食等をもたらしたのが破損の原因と考えられ、ボンド材のナトリウムの純度を改善した。

1.3 BR-5炉の燃料被ふくの破損（1960年～1961年、ロシア）

BR-5は熱出力5MWtのループ型実験炉で、酸化物燃料を用い、一次系にNaを二次系にNaKを用いている。二重管型蒸気発生器（二重管の間は水銀）を採用し、NaK-水反応を避けている。1960年10月にカバーガス中に¹³³Xeが発見されたが運転を続け、その後¹³⁷Csも発見されたので、1961年9月に炉停止した。被ふくに脆性破壊によるクラック（軸方向：8～10cm、幅：1mm）が発見された。

1.4 E.FERMI炉の燃料溶融（1966年10月5日、米国）

E.FERMI炉は電気出力60MWeの金属ウラン（U-10%Mo）を用いたループ型実験炉である。出力上昇試験中、炉容器底部に設けられている整流板の整流溶融防止カバー（1枚；ジルコニウム製）取り付け部が流体振動で破損し、その結果燃料集合体の冷却材入口の一部を閉塞し当該燃料集合体の冷却材流量低下が起こり、当該燃料集合体が溶融破損を起こした（図4参照）。異物による流路閉塞を起こさないように、ジルコニウム製カバーを取り外すとともに燃料集合体下端に突起物をつけ、破損燃料検出法等を改善した。

1.5 Phenix炉の反応度低下（1989年8月～1990年9月、フランス）

Phenix炉は電気出力250MWeの酸化物燃料を用いたタンク型高速原型炉である。1973年8月に臨界、1974年7月に発電を開始しほぼ順調に運転していたが、1989年～1990年9月に合計4回にわたり、急激な反応度低下により原子炉がスクラムした。これは初めに反応度（中性子検出器信号）が異常に低下し、その後もとに戻るといものである（図5参照）。原因としては燃料集合体変位等が考えられ、燃料集合体上部の変位を検出する装置を新たに設置して、まず5%出力、続いて3分の2出力で運転を継続してきたが、上記の反応度低下の事象は再現せず、2000年3月現在、原因は究明できていない。

2. 蒸気発生器関係

2.1 BR-5炉の水漏えい（1960年8月～10月、ロシア）

上述したように二重管型（二重管の間は水銀）蒸気発生器を採用している。61本中8本の内管に10～70mmの亀裂が生じ、また、1本の外管が破損したが、Na-K-水反応には至らなかった。内管の亀裂の原因は、塩素存在下のステンレス鋼の応力腐食割れと推定され、一方、外管の破損原因は蒸気発生器の製造時の損傷によるとされた。

2.2 E.FERMI炉の伝熱管応力腐食割れと水漏えい（1962年6月、12月、米国）

1962年6月に行われた耐圧試験でNo.2蒸気発生器伝熱管湾曲部から水漏えいがあり亀裂が発見された。組み立て中に用いられた洗浄液が残存し、これが原因で応力腐食割れを起こした。伝熱管束全体を交換した。1962年12月12日には、臨界前試験中にNo.1蒸気発生器から水漏えいしNa-水反応が起き圧力解放板が作動した。伝熱管とその支持部の隙間が大き過ぎたので流体振動が起き肉厚が薄くなり破損し水漏えいがあり、水漏えいによるNa-水反応のため周辺部伝熱管も損傷し45本の伝熱管破損となった。振動防止対策を施した。

2.3 EBR-2炉の水漏えい（1965年2月、米国）

EBR-2は電気出力20MWeのタンク型実験炉である。蒸気発生器の管-管板溶接部のピンホールから水漏えいがあったが、二重管型であるのでNa-水反応には至らなかった。

2.4 BN-350炉の水漏えい（1973年～1975年、カザフスタン）

BN-350は電気出力350MWeのループ型原型炉で、発電と海水脱塩を併用している。伝熱管から5回の大小の水漏えいがあり、大リークではNa-水反応を起こした。1973年の大リークでは発生した水素を大気へ放出させ燃焼させたのが米国の偵察衛星に捉えられた。製造時の品質管理不十分と伝熱管下部鏡板部の溶接部欠陥が原因とされた。

2.5 PFR炉の水漏えい（1974年～1977年、英国）

PFRは電気出力250MWeのタンク型原型炉である。運転初期の1974年から1977年まで、蒸発器2基、過熱器2基、再熱器1基からの小さな水漏えいが計12回起きた。水漏えい部はいずれも伝熱管と管板との溶接部で発生しており、製造時の溶接不良あるいは不適切な施行（溶接部残留応力除去を行っていなかった等）に起因すると思われ、欠陥が進展し貫通孔が生じ水漏えいに至ったと推定された。

2.6 BN-600炉の水漏えい（1980年7月～8月、ロシア）

BN-600は電気出力600MWeのタンク型原型炉であり、直管型伝熱管の蒸気発生器を採用している。伝熱管から数回の水漏えいがあり6月の水漏えい時には伝熱管10本の破損があった。伝熱管の母材部および溶接部の微小欠陥が運転中に進展した。

2.7 Phenix炉の水漏えい（1982年4月、12月、1983年2月、3月、フランス）

1982年4月にはNo.2蒸気発生器再熱部伝熱管から水漏えいし小規模のNa-水反応が起きた（図6参照）。圧力開放板の作動には至らなかったが、窒素ガス注入弁が作動せず、蒸気側にナトリウムが流入した。12月にはNo.1蒸気発生器、1983年2月にはNo.3蒸気発生器、3月にはNo.1蒸気発生器の再熱部伝熱管から水漏えいしたが、圧力開放板の作動には至らなかった。いずれの場合でもナトリウム水素検出計がNa-水反応を早めに検知し、伝熱管1本のみ破損に抑えられた。再熱部伝熱管水漏えいは突き合わせ溶接部で発生しており、低サイクル熱疲労と推定された。

2.8 PFR炉の伝熱管破損（1987年2月、英国）

第2ループ過熱器伝熱管から小規模水漏えいに続いて大規模水漏えいがあり、圧力開放板が作動し安全保護系が働いた。40本の伝熱管が破損し、70本が損傷を受けた（図7および図8参

照)。過熱器内ナトリウム入口の同心内筒状流路曲板ギャップ不具合により最内層伝熱管の一部に振動がおき、13本の伝熱管と内筒が接触を繰り返し減肉を起し、1本に貫通亀裂を起して小規模水漏れが発生し、さらにナトリウム水素検出計の故障により、規模が拡大した。伝熱管材料をオーステナイト系鋼から9Crフェライト系鋼に変更し、構造も改良した。

3. ポンプ等動的機器

3.1 BR-5炉の一次系冷却材ポンプフランジ結合部トラブル (1960年、ロシア)

一次系ポンプ(機械式)フランジ結合部パッキンからナトリウムが漏れ出した。冷却材の循環・停止等にもなう温度変動が起因とされた。フランジ結合部にパッキンカバーを設けるとともに、その後パッキンカバーの構造と下部軸受け部を改修した。

3.2 EBR-2炉の一次系と二次系のポンプ故障 (一次系の故障:1963年4月、8月、1965年7月、1970年5月;二次系の故障:1964年4月、ロシア)

(1) 一次系ポンプ(機械式)が1963年4月(No.1ポンプ)と8月(No.2ポンプ)が激しく振動した。ポンプ軸がたわんでいて軸とラビリンスがかじっていた。1965年7月と1970年5月にはラビリンスシール部のナトリウム付着による回転不良が起きた。設計不良と思われる。一次系ポンプのポンプ軸とシールを交換した。ポンプの構造を [図9](#) に示す。

(2) 二次系ポンプ(電磁式)ポンプダクトのクラックからのナトリウム漏れが発見された。ポンプダクト振動による疲労破壊と思われる。代替えポンプと交換した。

3.3 FFTF炉の一次系のポンプ故障 (1979年6月、米国)

FFTF炉は、熱出力400MWtの材料照射試験用ループ型試験炉である。機能試験中、一次系ポンプ(機械式)のナトリウム液位が異常上昇した。回復後以前の10倍以上の振動が生じた。この原因は一次系隔離弁の閉止手順の誤りからで、これによってポンプ軸が不均一に加熱され変形を生じ振動を生じた。

3.4 PFR炉における一次系ナトリウムへの潤滑油の混入 (1991年6月、英国)

100%出力で運転中、一次主循環ポンプNo.2の上部ベアリングが過熱しプラントを停止させた。これは、ポンプの軸封ガス(アルゴン)の流量低下を回復すべくアルゴンガスシステムを負圧にしたため、ポンプ内のナトリウムの液位が上昇しドレンタンク内のベアリング潤滑油を押し出し、その結果油量の不足によりベアリングが過熱し、同時に推定約35リットルの潤滑油が一次系ナトリウムに混入した。ベアリングの交換等を経て、1992年12月末に運転を再開している。

4. その他

4.1 Super Phenix炉における炉容器内の構造物の振動 (1985年、フランス)

Super Phenix炉は、電気出力1240MWeのタンク型高速実証炉で、1985年9月に臨界、1986年1月に初送電を達成した。同炉は低温ナトリウムを炉容器壁に沿って流す炉壁冷却方式である ([図10](#) 参照)。性能試験中の1985年3月、溢流するナトリウムとの相互作用により炉壁冷却に関わる内部構造物に予測を超える振動が確認されたが、ナトリウムの自由液面を0.5m下げる等の対策により解消した。

4.2 Super Phenix炉における一次系カバーガスへの空気の混入 (1990年6月、フランス)

定格の90%出力で運転中のところ、一次ナトリウム純化系の2基のコールドトラップが相次いで閉塞した。これは、カバーガス系のコンプレッサーのシール膜が部分的に裂けたため空気が混入したもので、酸素の混入量は、酸化ナトリウムで300~350kgと推定された。カバーガスの純度監視装置や同シール膜の破損検出計装を新たに設置した。

4.3 Phenix炉における二次冷却系での溶接部の欠陥等 (1992年~1993年、フランス)

高温ナトリウムの合流による局所的な熱疲労で、主配管の溶接部と膨張タンクにき裂やナトリウムの漏れ出した痕跡が確認された。321ステンレス鋼配管の高温となる部分の溶接部にも経年脆化による多数の欠陥が発見され、316ステンレス鋼に交換した。[図11](#) に、フェニックスの配管合流部でのナトリウム温度差に起因する配管溶接部の損傷の「もんじゅ」での反映事項を示す。

(前回更新:2000年3月)

<関連タイトル>

[高速増殖炉と軽水炉の相違 \(03-01-02-03\)](#)

[高速増殖炉の炉心設計 \(03-01-02-04\)](#)

[高速増殖炉の燃料設計 \(03-01-02-06\)](#)

[ナトリウムの特性 \(03-01-02-08\)](#)

[高速増殖炉の蒸気発生器 \(03-01-02-11\)](#)

[海外諸国の高速炉におけるナトリウム漏れい事故 \(03-01-03-08\)](#)

<参考文献>

- (1) 科学技術庁（編）：FBR広報素材資料集「トラブルと対策」、日本原子力文化振興財団（1995年3月）
 - (2) 中川弘ほか：世界の高速実験炉運転経験の評価（1）～（5）、原子力誌、11（6）、p.362-368（1969）（世界各国の高速炉で起きた事故・故障・トラブルについて解説している）
 - (3) 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、31（1）（1985）
 - (4) L.Martin et al. : Leak Before Break Operating Experience from European Fast Reactors, Proc. Int. Conf. on Fast Reactor and Fuel Cycles, Vol-1, Oct.1991, Kyoto
 - (5) 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）
 - (6) J.H.Kittel et al. : EBR-1 Melt Down-Physical and Metallurgical Changes in the Core, Nuc.Sci.Eng., 4（2）（1958）, p.191, p.193
 - (7) E.P.Alexanderson, A.L.Wagner (eds.) : FERMI-1 New Age for Nuclear Power, ANS（1979）, p.240
 - (8) P.R.Gallie et al. : PFR Superheater Under Sodium Leak, LILET'88, Avignon（Oct.1988）
 - (9) Ways L.Chase : Heat Transfer Systems, ; J.G.Yevict et al. (eds.) : Fast Reactor Technology-Plant Design, MIT Press（1966）, p.172
-

表1 開発初期の海外高速炉の燃料破損事例

		事例の概要	「もんじゅ」での対応状況
独	KNK-II (実験炉)	<ul style="list-style-type: none"> ○ カバーガス内で気体状核分裂生成物の濃度が著しく上昇し、非常に小さな被覆管の損傷(ガスリーク破損)の発生を確認。 ○ 断続的に気体状核分裂生成物を放出しつつ原子炉の運転は継続されたが、燃料ペレットと冷却材が直接接触する比較的大きな破損(開口破損)に至り、原子炉は自動停止。 ○ 原因と対策は不明。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ ガスリーク破損時には、燃料破損を検知し、破損燃料位置の同定後または同定を待たずに、原子炉を手動停止。 ○ 開口破損時には、破損燃料検出信号があるレベルに達すると、原子炉は自動停止。
英	DFR (実験炉)	<ul style="list-style-type: none"> ○ 燃料取替時に、燃料被覆管の上部が破損し、破損部以下の燃料下部が炉心支持板下に落下。 ○ 原因は、燃料ペレットと被覆管(材質:ニオブ)の間のギャップに詰められたナトリウムボンド^{*1}が、燃料製造時に混入した大気により不純物を生成し、被覆管材を腐食。 ○ 対策は、ボンド材ナトリウムの純度を改善。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 耐食性の優れたオーステナイト系ステンレス鋼の被覆管を使用。 ○ 冷却材ナトリウムの適切な純度管理。 ○ 被覆管内にはナトリウムボンドではなく不活性ガスのヘリウムを封入。
米	フェルミ炉 (実験炉)	<ul style="list-style-type: none"> ○ 出力上昇試験中に炉内中性子束変化率に乱れが発生し、燃料集合体が部分的に熔融。 ○ 原因は、炉容器入口部の部品の一部が外れ、集合体下部ノズルの流路を閉塞。 ○ 対策は、流路閉塞防止装置及び応答性の良い破損燃料検出装置の設置。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 異物による閉塞の発生しない多孔の集合体下部ノズルを採用。 ○ 燃料出口温度計、応答性の良い破損燃料検出装置を設置するとともに、原子炉停止系を充実。
露	BR-5 (実験炉)	<ul style="list-style-type: none"> ○ 運転中、ガス状の核分裂生成物が検出され、燃料破損が示唆されたが、運転を継続。多数の被覆管に亀裂が発見された。 ○ 原因は、ステンレス鋼製被覆管の脆性破壊。 ○ 対策は、全ての燃料のリーク試験、破損燃料の取出及び1次冷却系の除染を行い、運転再開。 	<ul style="list-style-type: none"> ○ 中性子照射による脆化の少ない改良オーステナイト系ステンレス鋼の被覆管を使用。 ○ 被覆管材料の照射試験により、中性子照射効果の確認を実施。 ○ 冷却材ナトリウムの適切な純度管理による被覆管の腐食や脆化による破損の防止。

*1: 照射により膨張する燃料ペレットと被覆管の密着を防ぎ、かつ熱伝導度を良好に保つため、ギャップに詰められたナトリウムのこと。

[出所] 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)、
<http://www.meti.go.jp/committee/materials/downloadfiles/g60417b03j.pdf>, 12/23

表2 高速炉における燃料破損について

- 「常陽」においては、これまで燃料破損が発生したことはない。
- 海外高速炉の燃料破損の原因は、
 - ・端栓部溶接欠陥による初期破損
 - ・流力振動による燃料ピンと構成部品との擦り合いによる摩耗減肉
 - ・照射により燃料ピンが膨張変形し、燃料ピンと周囲の構成部品とが機械的に接触・干渉することによる破損等である。
- 「もんじゅ」では、「常陽」の経験を踏まえ、
 - ・端栓溶接部の適切な品質管理
 - ・燃料ピン間の間隙を適切な値にすることによる流力振動の防止
 - ・適切な被覆管材の選定及び照射量の制限による燃料ピンの過度な照射変形防止 等の対策を実施。

(公開情報に基づく燃料破損実績)

		破損体数 ^{*1} [体]	照射燃料ピン数 [本]	破損率 ^{*2} [%]	期間
米	FFTF (照射炉)	12	約64,000	0.019	1980～1992年
仏	Phenix (原型炉)	29	約179,000	0.016	1973～1993年
	Super Phenix (実証炉)	0	約121,000	0	1985～1999年
英	PFR (原型炉)	22	約98,000	0.024	1974～1994年
日	常陽 (実験炉)	0	約64,000	0	1978～2005年

*1: 「破損体数」は、非常に小さな被覆管の損傷(ガスリーク破損)を含む破損燃料集合体数を示す。

*2: 「破損率」は、破損燃料ピンの正確な本数が不明であるため、破損が確認された燃料集合体数を照射燃料ピン数で除した値とした。

[出所] 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)、
<http://www.meti.go.jp/committee/materials/downloadfiles/g60417b03j.pdf>、11/23

	アメリカ				イギリス		旧ソ連(ロシア)			フランス		
	EBR-1	E.FERMI	EBR-2	FFTF	DFR	PFR	BR-5	BN-350	BN-600	Rapsodie	Phenix	Super Phenix
1. 炉心関係のトラブル												
炉心溶融	● I-1											
燃料溶融		● I-4										
燃料被覆管の破損					● I-2		● I-3					
反応度低下											● I-5	
2. 機器からのナトリウム漏えい関係のトラブル												
1次系漏えい										● II-6		
1次系NaK漏えい					● II-4							
1次純化系配管漏えい												
2次系漏えい										● II-3		
中間熱交換器の漏えい											● II-5	
蒸気発生器の漏えい					● II-2							
ポンプ及び空気冷却器の漏えい							● II-1					
炉外燃料貯蔵槽の漏えい												● II-7
3. 蒸気発生器のトラブル												
二重管型伝熱管の破損			● III-3				● III-1					
応力腐食と水漏えい		● III-2										
蒸気発生器水漏えい						● III-5	● III-4	● III-6			● III-7	
伝熱管の大規模破損						● III-8						
4. ポンプ等の動的機器のトラブル												
ナトリウム循環ポンプの故障			● IV-1	● IV-2								
冷却系循環ポンプの故障						● IV-3						
5. その他のトラブル												
性能試験における主容器の内部構造物の振動												● V-1
カバーガス中への空気の混入によるナトリウム汚染												● V-2
2次系配管・タンクの欠陥											● V-4	
ナトリウム貯蔵タンク洗浄作業中の爆発										● V-5		
タービン建屋の雪の重みによる部分破損												● V-3

(注) *:ローマンおよび算用数字は出典に記述されている箇所の章節を示す。

図1 世界の高速炉における主要な事故・故障・トラブル

[出典]科学技術庁(編):FBR広報素材資料集「トラブルと対策」、日本原子力文化振興財団(1995年3月)、p.27

日本

実験炉「常陽」(MK-Ⅲ炉心)(14万kWt): **運転中**

原型炉「もんじゅ」(28万kWe): **停止中**

フランス

原型炉 Phenix (25万kWe): **運転中**

アメリカ

AFCI(先進的核燃料サイクルイニシアチブ)に見られる
核燃料サイクルの研究開発の復活

ロシア

実験炉 BOR-60 (1.2万kWe): **運転中**

原型炉 BN-600 (60万kWe): **運転中**

中国

実験炉 CEFR (2.5万kWe) : **建設中**

インド

実験炉 FBTR(1.3万kWe) : **運転中**

原型炉 PFBR(50万kWe規模) : **建設中**

実験炉「常陽」(日本)



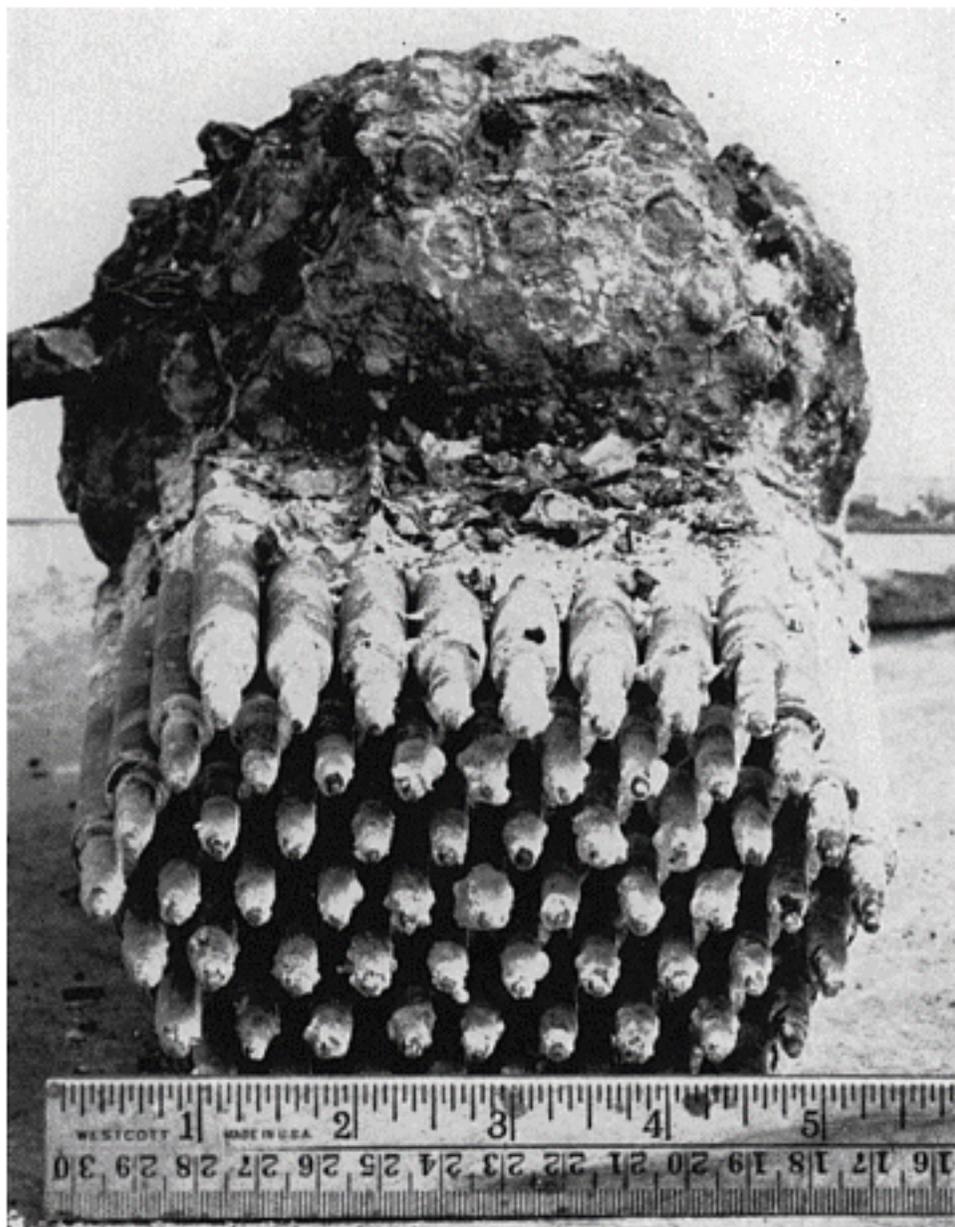
原型炉「Phenix」(フランス)



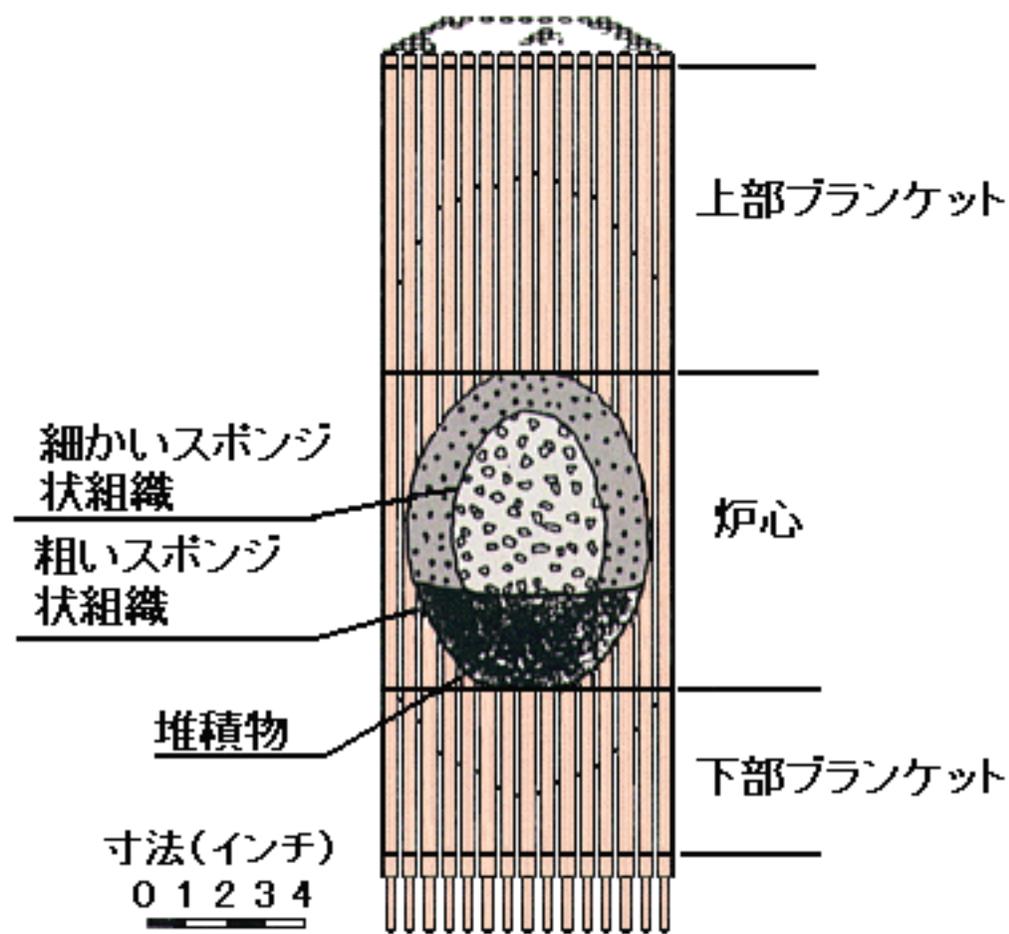
原型炉「BN-600」(ロシア)



図2 世界の高速炉の現状



燃料集合体溶融状況
(集合体下部からの写真)



燃料集合体溶融状況説明図

図3 EBR-1炉の炉心溶融状況

[出典] J.H.Kittel et al.: EBR-1 Melt Down—Physical and Metallurgical Changes in the Core, Nuc.Sci.Eng., 4(2) (1958), p.191, p.193

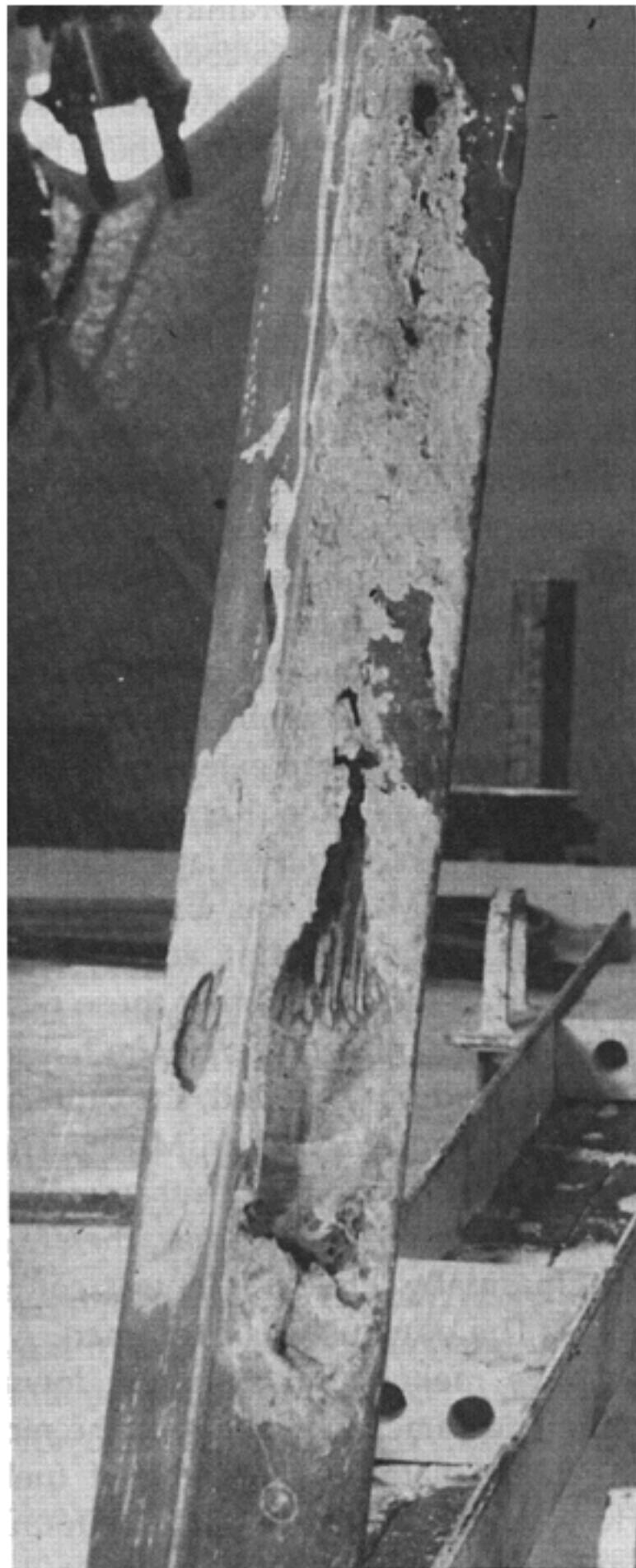
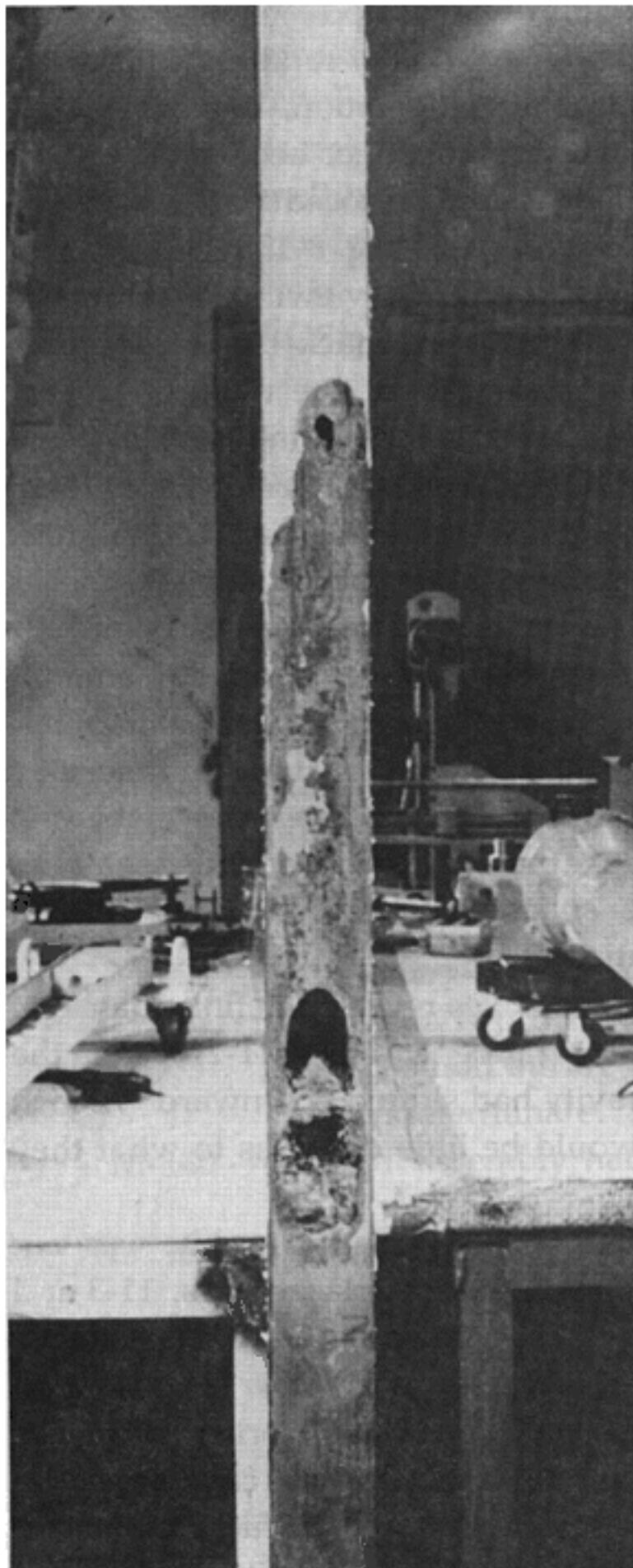
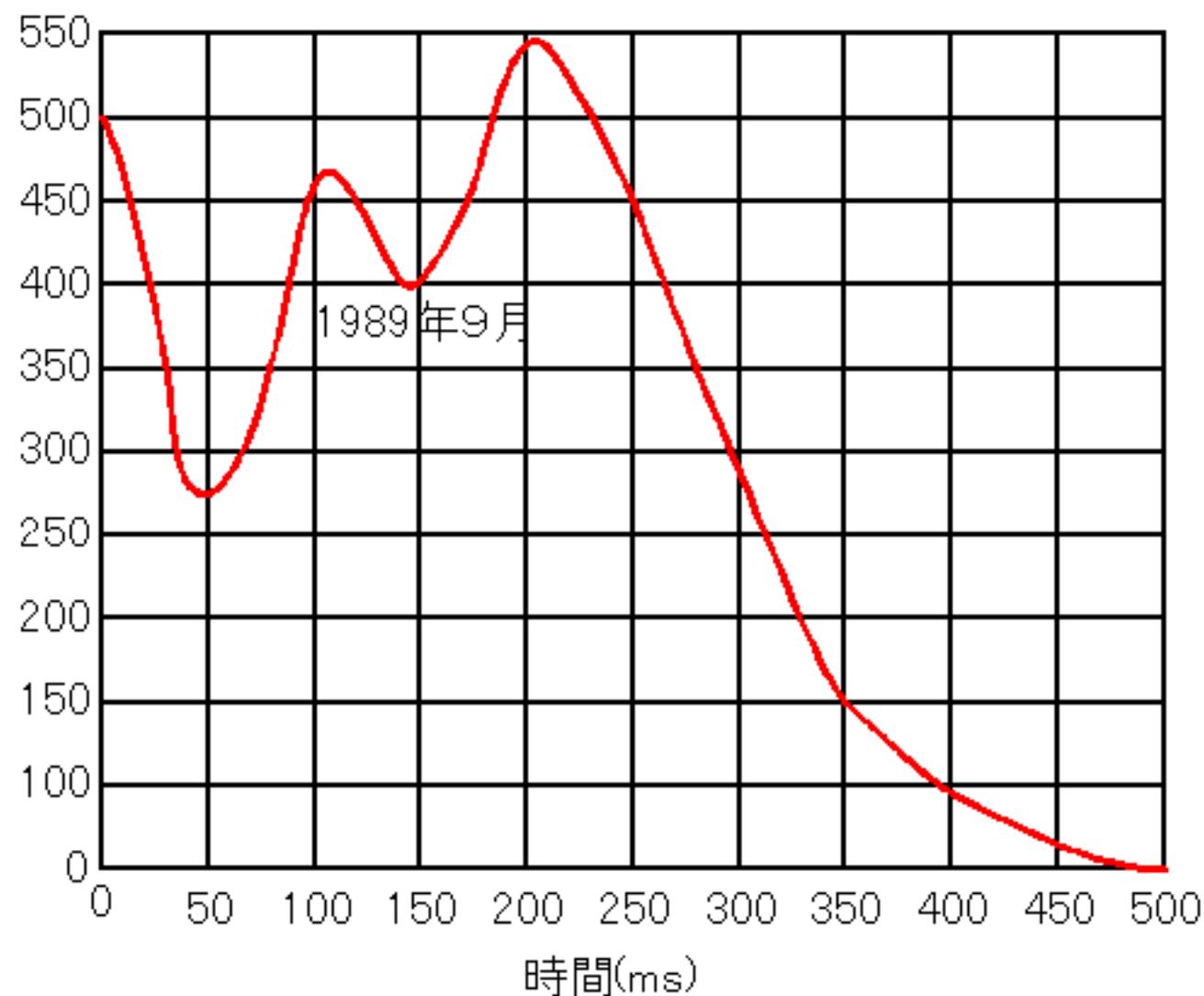


図4 E. Fermi炉燃料集合体の破損状況

[出典]E.P.Alexanderson, A.L.Wagner(eds.):FERMI-1 New Age for Nuclear Power, ANS(1979), p.240

原子炉出力(MW): 中性子検出器信号を原子炉出力に換算



約200ms以後、制御棒挿入による低下を示す

図5 Phenix炉で生じた反応度(中性子検出器信号)低下

[出典] 科学技術庁(編): FBR広報素材資料集「トラブルと対策」、
日本原子力文化振興財団(1995年3月)、p.47

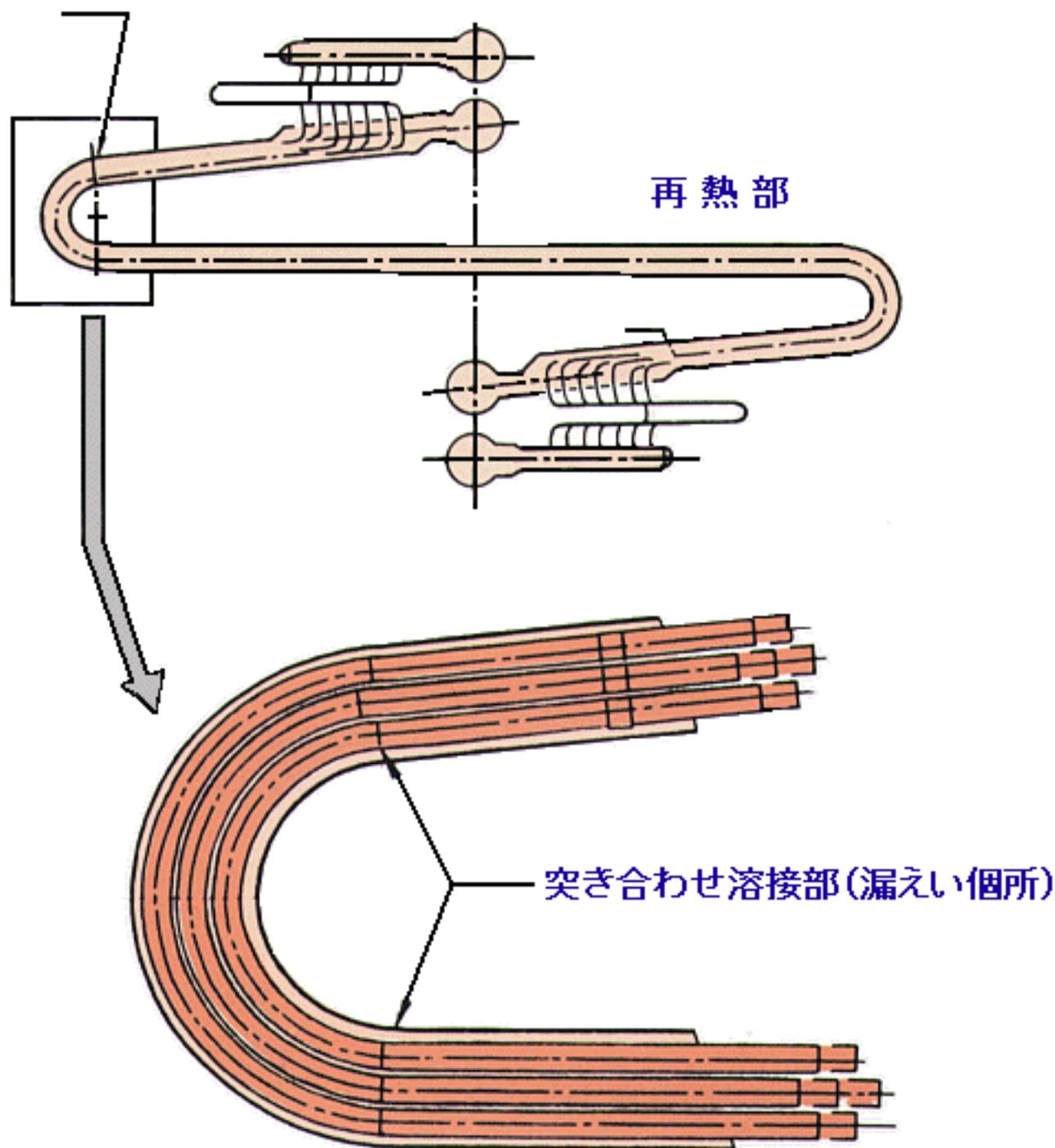


図6 Phenix炉蒸気発生器の水漏えい個所

[出典]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、31(1)(1985)

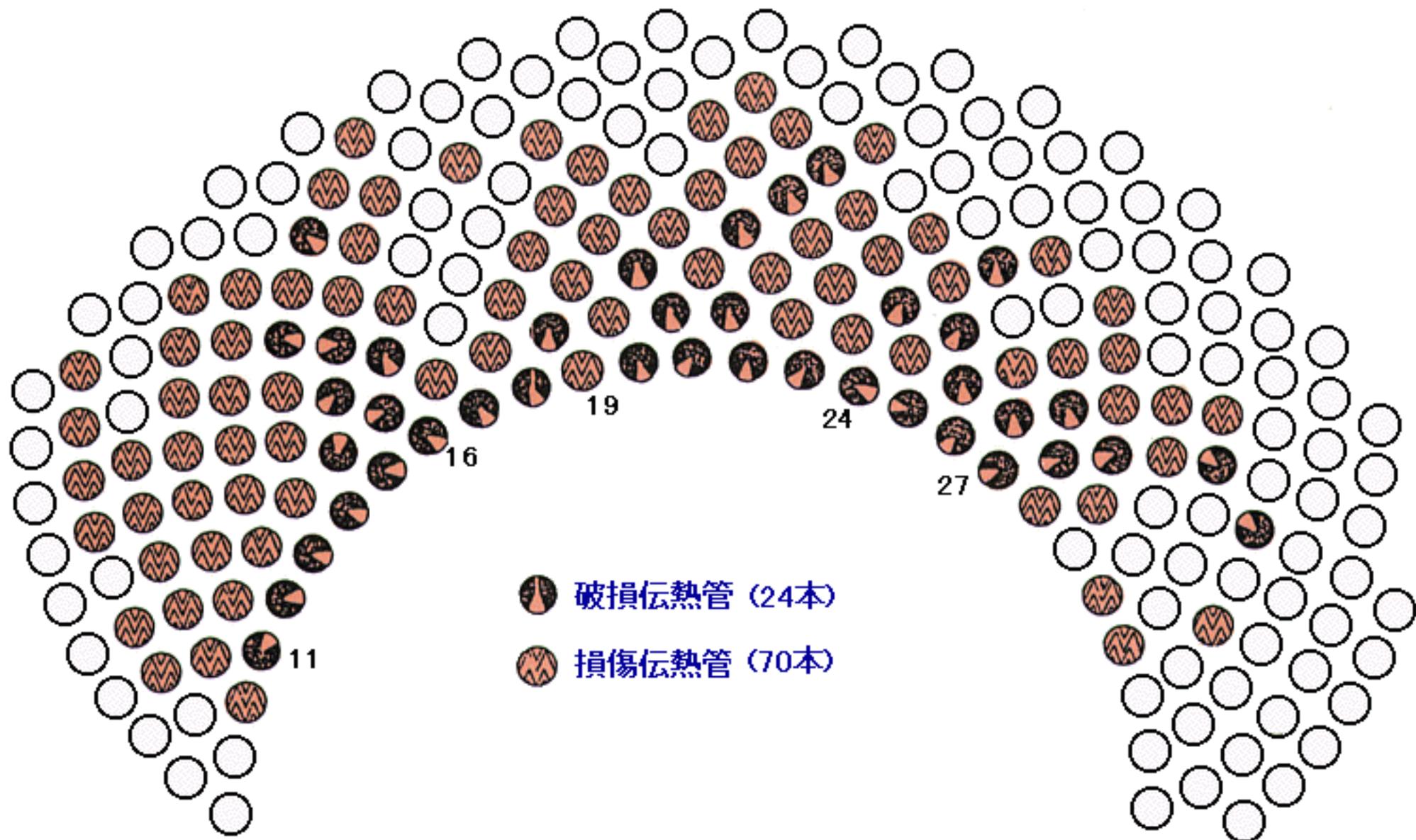


図7 PFR炉蒸気発生器の破損伝熱管および損傷伝熱管の位置

[出典]P.R.Gallie et al.:PFR Superheater Under Sodium Leak, LILET' 88, Avignon(Oct.1988)

－ PFR*1蒸気発生器(過熱器)の伝熱管破損による水漏えい －

【事象の概要】

- ・ 蒸気発生器(過熱器)の伝熱管から水漏えいが発生した。検査の結果、40本の伝熱管が破損し、70本の伝熱管が損傷していた。
- ・ 原因は、内筒仕切板の隙間から流れ出たナトリウムによって、伝熱管が振動し、内筒仕切板と接触することとなり、伝熱管が摩耗、減肉していた。その後、破損し、水漏えいに至った。
- ・ この状態で1本の伝熱管から水漏えいが発生していたが、水素検出器(水漏えい検出器)が故障していたため、小規模の水漏えいを検出することが出来なかった。
- ・ さらに、高圧蒸気を急速に排出する放出弁が設置されていなかった。

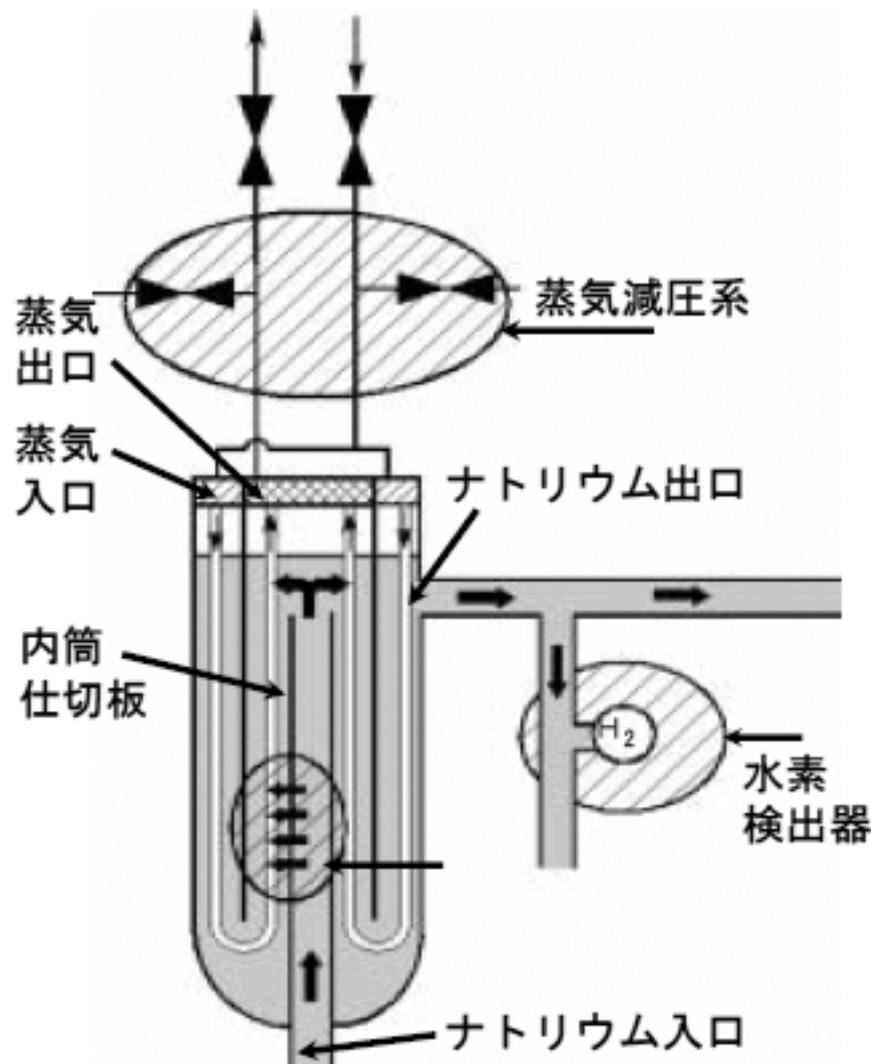
【「もんじゅ」での対応状況と反映事項】

○当初の設計・設備での対応状況

- ・ 蒸気発生器(蒸発器、過熱器)の内筒は溶接による管構造で隙間がなく、内筒から伝熱管側へナトリウムが流れ出ることはない。
- ・ ナトリウム中水素計、カバーガス中水素計を設置することにより、水漏えいを初期段階で検出し、異常の拡大を防止する設計となっている。
- ・ 高圧蒸気を急速に排出する放出弁を設置することにより、事故の拡大を防止している。

○反映事項

- ・ 原子炉施設保安規定の中で、水漏えい検出器が故障したときには、運転しないことを明確化した。



PFR蒸気発生器(過熱器)

*1:英国の高速原型炉

図8 PFR炉の伝熱管破損による水漏えいの「もんじゅ」での反映事項

[出所]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)、<http://www.meti.go.jp/committee/materials/downloadfiles/g60417b03j.pdf>、6/23

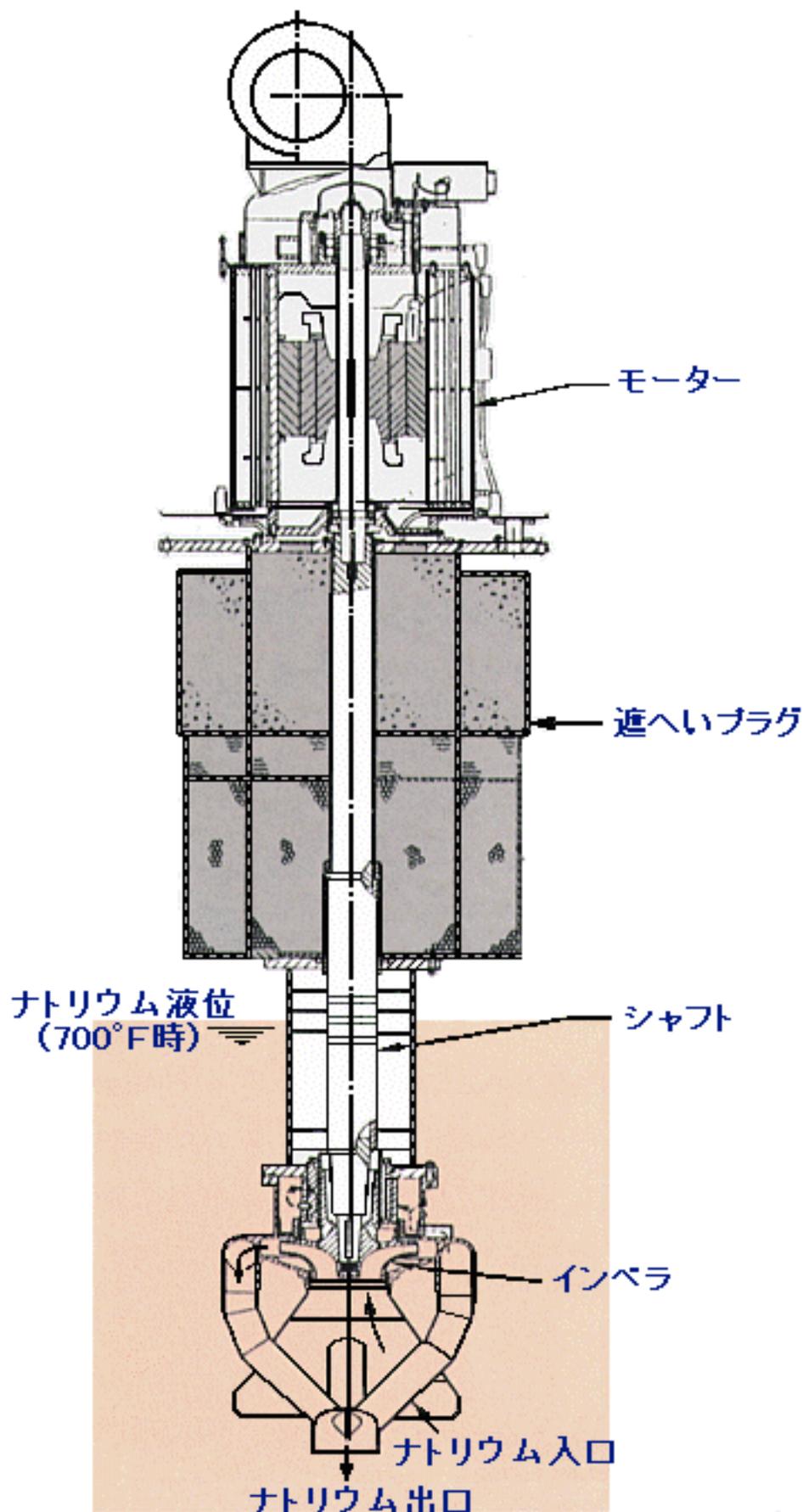


図9 EBR-2炉の一次系主循環ポンプの構造図

[出所]Ways L.Chase:Heat Transfer Systems, ;J.G.Yevict et al.(eds.):
Fast Reactor Technology—Plant Design, MIT Press(1966), p.172

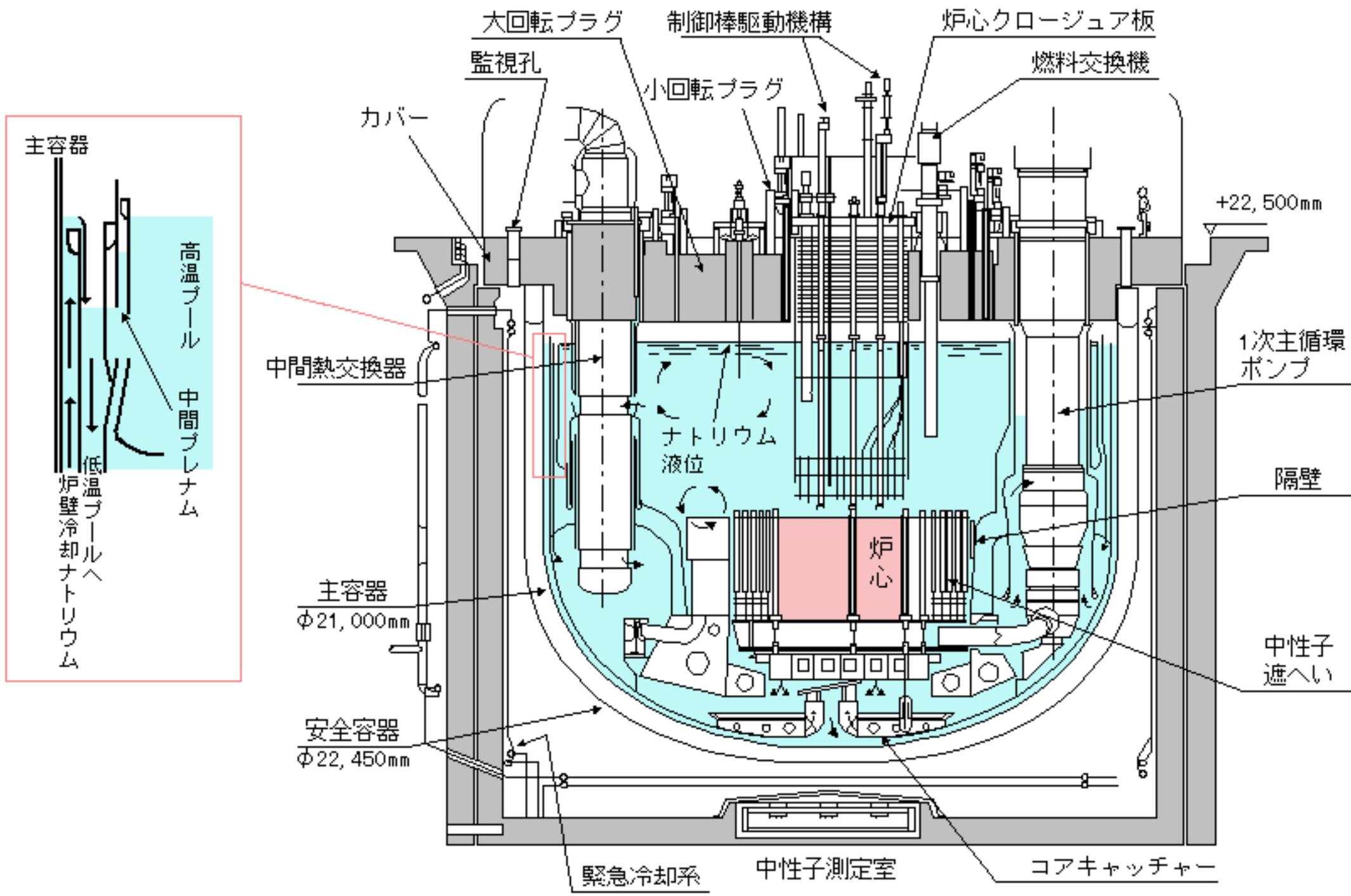


図10 Super Phenix炉の原子炉構造

[出典]科学技術庁(編):FBR広報素材資料集「トラブルと対策」、日本原子力文化振興財団(1995年3月)、p.131

－ フェニックス*1の配管合流部でのナトリウム温度差に起因する配管溶接部の損傷－

【事象の概要】

- ・ 枝管(小流量のナトリウムを分流させた後、再び母管に合流させるための小口径の配管)と母管との接合部下流の配管溶接部にき裂が生じ、少量のナトリウムが漏えいした。
- ・ 枝管側で高温に加熱されたナトリウムが母管側の低温ナトリウムに合流し、その下流近傍の配管内表面に大きな温度ゆらぎが発生。この温度ゆらぎのため、配管内外面の温度差による配管壁内の力の増減が繰り返される熱疲労現象によって割れが発生、その後進展して配管壁を貫通した。

【「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

- ・ 温度差が大きくなる主系統の合流部には、熱疲労による損傷を防止するための構造(ミキシングティー構造)を当初設計から採用している。
- ・ 温度差の対策が行われていない合流部で、熱疲労の問題が生じるような温度差があるところがないか点検した。
- ・ 2次純化系プラグング計戻り合流部の温度差が大きくなることから、予防保全の観点から当該部の設備改善を行うこととした。

○ 反映事項

- ・ 当該部は、枝管側の放熱によって降温した低温のナトリウムが合流する部分であったため、枝管側の予熱ヒータの温度制御の改善を図り、母管側と温度差がつかないようにすることとした。

(現在、改造工事中)

*1: 仏国の高速原型炉

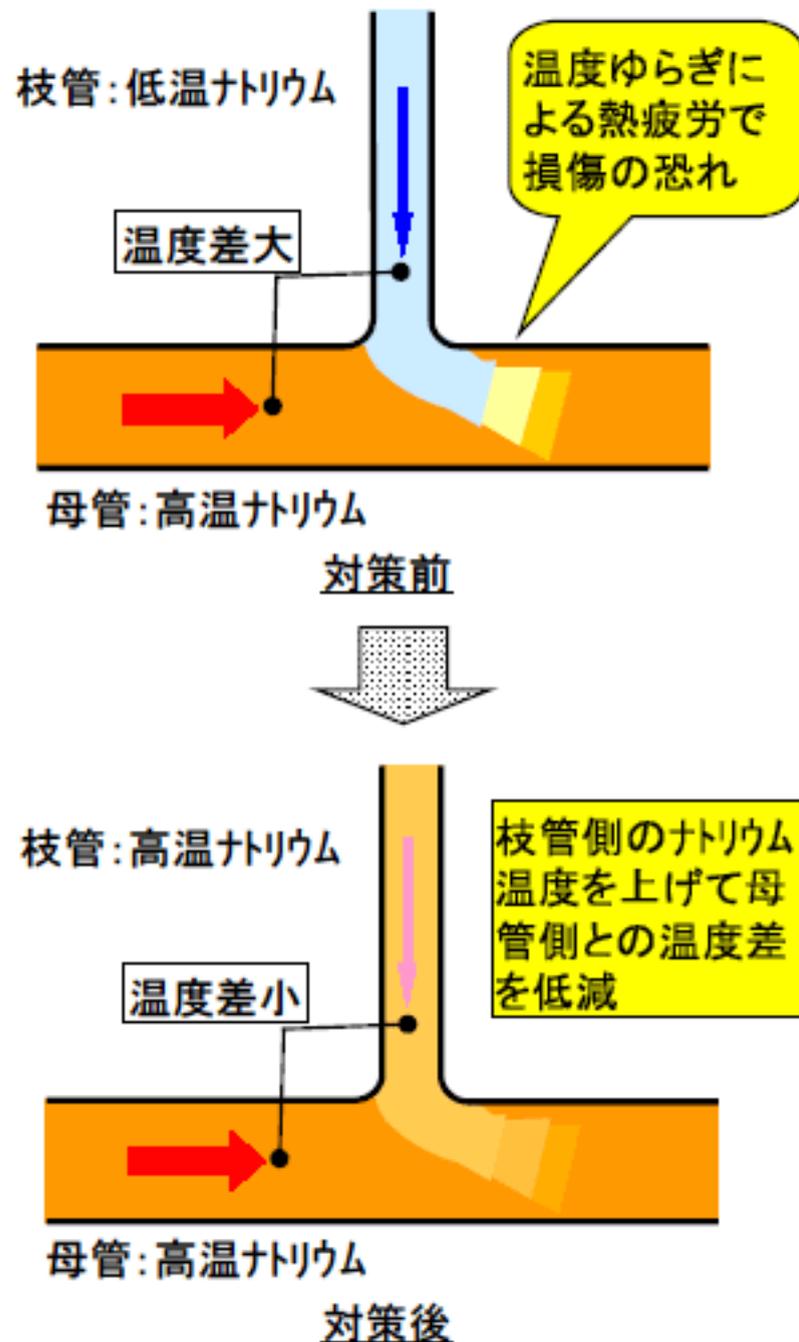


図11 フェニックスの配管合流部でのナトリウム温度差に起因する配管溶接部の損傷の「もんじゅ」での反映事項