

蒸気発生器の安全対策及び事故対策

- 1．蒸気発生器の概要
- 2．蒸気発生器伝熱管破損時の対応
- 3．蒸気発生器伝熱管破損時の挙動
- 4．蒸気発生器伝熱管破損事故に対する安全評価
- 5．英国 P F R の蒸気発生器伝熱管破損
- 6．蒸気器ブローダウン（水・蒸気の放出）性能の改善工事

平成14年 2月 13日

核燃料サイクル開発機構

1 . 蒸気発生器の概要

1-1 系統構成、機器構造

- (1) 「もんじゅ」の炉心で発生した熱は、1次ナトリウムにより中間熱交換器に伝えられる。中間熱交換器では1次ナトリウムから2次ナトリウムに熱が伝えられる。2次ナトリウムに伝えられた熱により、蒸気発生器で蒸気を発生させ、その蒸気を用いてタービンを回し、発電する。(図 1-1)
- (2) 蒸気発生器が設置されている2次系は、原子炉が設置されている1次系とは中間熱交換器で分離されているので、蒸気発生器で発生するトラブルが直接原子炉に影響することはない。
- (3) 原子炉停止時の崩壊熱は、2次主冷却系の途中から分岐した補助冷却設備(空気冷却器) により除去される。蒸気発生器で除去する必要はない。
- (4) 「もんじゅ」の蒸気発生器は蒸発器と過熱器から構成され、蒸発器は水を蒸気にし、過熱器は蒸発器からの蒸気の温度を更に高める。どちらも、らせん状の伝熱管(ヘリカルコイル) の外側のナトリウムと内側の水・蒸気で熱交換が行われ、蒸気が作られ、過熱される。(図 1-2)
- (5) 2次ナトリウムはナトリウム入口配管から流入して、蒸気発生器の伝熱管の外側を下向きに流れ、下端のナトリウム出口配管から出ていく。蒸気発生器の内部にはナトリウムの液面があり、ナトリウムの液面はナトリウムと反応しないアルゴンガス(カバーガス) で覆われている。
- (6) 蒸気発生器に入った水・蒸気は、入口管部で分岐して、下降管の中を下向きに通って流れ、その後最下部(Uベンド部) で流れを上向きに変え、らせん状の伝熱管の中を上昇して、出口管部から出ていく。この伝熱管は蒸発器では約 84m、過熱器は約 46mの長さで、1基当たりそれぞれ 140 本、147 本ある。
- (7) 「もんじゅ」の蒸気発生器は、高速増殖炉用の我が国で初めての蒸気発生器であることを考慮して、高い機器グレードで設計・製作している。

1-2 蒸気発生器の特徴

- (1) らせん状の伝熱管を用いている。
 - 胴と伝熱管の熱膨張を吸収しやすい。
 - ナトリウムと水・蒸気の流れの方向が直交するので、熱伝達が良好である。
 - 伝熱管の長さが長くとれるので、機器の小型化が可能である。
- (2) 蒸気発生器内部にナトリウム液面を有する。

ナトリウム・水反応時の圧力上昇を緩和することができる。
管板部がナトリウムに接しないので、その部分の熱応力が緩和できる。

(3) フランジ構造である。

伝熱管を補修する必要がある場合に、伝熱管部を引き抜いて補修することも可能である。

1-3 蒸気発生器の設計、製作、運転上の配慮

蒸気発生器には、伝熱管破損を発生させないよう設計上の配慮がなされている。また、伝熱管破損を発生させないような運転管理を行う。また、規格、基準に適合するよう設計、製作され、十分な検査により健全であることが確認されている。

温度、圧力等、使用される条件を考慮し、また、伝熱管破損時の圧力上昇に対しても、他の伝熱管が破損しないように設計、製作している。

国の規格、基準に従い設計されており、かつ国の設計認可を受けている。

軽水炉で経験した応力腐食割れに対しては、それが発生しにくい材料（クロムモリブデン鋼）を選定するとともに、伝熱管を流れる水の水質管理を行うことによっても、発生を防止している。

水側の腐蝕は、水側に凹部を設けない構造を採用することや水質管理を行うことで抑制している。

高い温度で使用される過熱器の伝熱管には、高温でも強いステンレス鋼を用いている。

伝熱管が振動により破損しないように支持し、振動による損傷を防止している。また、伝熱管支持部を工夫することによって、伝熱管が軸方向に伸び縮みすることによって生じる磨耗を抑制している。

国の検査を受けながら製作している。

ナトリウム側の腐食はナトリウムの純度管理により抑制する。

蒸気発生器に高い熱応力が発生しないようにプラントの起動及び停止手順を定めている。

定期的に伝熱管の検査を行い、大きな破損に至るような不具合が伝熱管に生じていないことを確認する。

2 . 蒸気発生器伝熱管破損時の対応

蒸気発生器の伝熱管が破損した場合、伝熱管内の高圧の水・蒸気が伝熱管の外に漏えいし、周囲のナトリウムと反応する。その影響を抑制し、安全に事故を終息させるため、次のように伝熱管破損を検出し、必要な対応を行う。プラントの主要設備と伝熱管破損の検出方法、対応に関わる設備を図 1-1 に示す。

2-1 伝熱管破損の検出方法

伝熱管が破損した場合、伝熱管から漏えいした水・蒸気がナトリウムと反応して水素が発生する。さらに蒸気発生器内に水素ガスが蓄積すると、カバーガスの圧力が上昇する（図 2-1(1/2)）。

伝熱管破損が発生した場合は、これらを検出することにより、以下の方法を用いて確実に水漏えいを検出する。

(1) 水素計

伝熱管が破損し、水・蒸気が漏えいしてナトリウムと化学反応すると水素が発生する。2次ナトリウムまたは2次カバーガス中の水素濃度の異常（水素濃度が高い、水素濃度の上昇率が高い）を水素計により検出することによって、水漏えいが発信され、必要な対応を行う。

「もんじゅ」は3ループで構成されるが、水素計は1ループあたり、2次主冷却系のナトリウム配管及び蒸気発生器のカバーガス部に合計5台設置している。水素計の原理及び検出特性を図 2-1(2/2)に示す。

(2) カバーガス圧力計

水漏えい率が大きくなり、水素ガスが発生すると、それによってカバーガスの圧力が上昇する。その圧力上昇をカバーガス圧力計により検出することによって、水漏えいが発信され、必要な対応を行う。

通常運転時の蒸発器カバーガス圧力は約 98kPa [gage] (=1.0kg/cm²G) であるが、約 170kPa [gage] (=1.7kg/cm²G) まで上昇すると水漏えい信号が発信する。カバーガス圧力計は蒸発器のカバーガス部に設置している。カバーガス圧力計の検出特性を図 2-2 に示す。

(3) 圧力開放板（ラブチャディスク）及び開放検出器

水漏えい率がさらに大きくなり大量の水素ガスが発生し、カバーガス圧力がさらに上昇した場合に2次系の過度の圧力上昇を抑制するため、カバーガス部に圧力開放板（ラブチャディスク）を設置している。圧力開放板は、所定の圧力（約 300kPa [gage] =3.0kg/cm²G）になると破裂するように設計・製作している。圧力開放板の破裂を開放検出器により検出することによって、水漏えい信号が発信され、必要な対応を行う。

圧力開放板の構造、作動前後の写真及び検出特性を図 2-2 に示す。
これらの検出器の比較を表 2-1 に示す。

2-2 蒸気発生器伝熱管破損時の対応手順

蒸気発生器伝熱管破損時は、原子炉の停止及び冷却や蒸気発生器隔離、蒸気発生器内の水・蒸気の排出等を一連の自動操作により実施し、プラントを安全に停止する（図 2-3 参照）。

(1) 水素計による検出時

水素計により 2 次ナトリウムまたは 2 次カバーガス中の水素濃度が高くなると、警報を発信する。これを受けて運転員が手動（水素濃度上昇率が高い場合は自動）で水漏えい信号を発信する。

この水漏えい信号により、原子炉が自動停止し、水漏えいが発生したループでは自動で以下の措置が講じられる。

2 次主冷却系

蒸気発生器出入口止め弁を閉め、蒸発器、過熱器を隔離する。このことにより、中間熱交換器等他の機器の健全性に影響を及ぼすことを防止する。

水・蒸気系

水漏えいが継続すると、ナトリウムと水の反応の影響により、隣接する伝熱管に影響が及ぶ可能性がある。この影響を抑制するため、給水止め弁等の蒸気発生器前後の止め弁を閉め、放出弁を開き、蒸気発生器内の水・蒸気を急速に排出する。これにより、漏えい量を最小限にとどめるとともに、伝熱管内の圧力を低下させる。水・蒸気を排出した後は伝熱管内に不活性な窒素ガスを充填し、ナトリウム・水反応を終息させる。

(2) カバーガス圧力計による検出時

カバーガス圧力計により、蒸気発生器のカバーガスの圧力上昇を検出し、水漏えい信号を自動的に発信する。この信号により原子炉を自動で停止する。また、(1) の操作を自動で行い、事故は終息する。

なお、過熱器にはカバーガス圧力計は直接は設置されていないが、液面計を設置しており、ナトリウム液位の変動を検出して自動で蒸発器と過熱器のカバーガスを連通（均圧）させることにより、蒸発器のカバーガス圧力計で検出可能となる。

(3) 圧力開放板開放検出器による検出時

圧力開放板開放により、水漏えい信号を自動的に発信する。この信号により原子炉を自動で停止する。また、(1) の操作を自動で行い、事故

は終息する。

圧力開放板の下流にはナトリウムと水の反応生成物収納容器を設置しており、反応生成物の分離を行うとともに、発生した水素を燃焼させてから水・蒸気として外部に放出する^(注)。

なお、いずれの場合も他の健全な 2 ループにより崩壊熱除去運転を行い、炉心を安全に冷却する。

(注) 2 次ナトリウム及び水・蒸気は放射性物質を含まないため、伝熱管破損時に放射性物質が外部に放出されることはない。

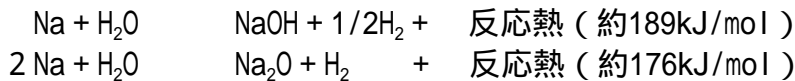
2-3 まとめ

蒸気発生器伝熱管破損時には、原理の異なった検出設備により確実にそれを検出する。その検出信号により蒸気発生器を隔離するとともに原子炉を停止し、蒸気発生器から水・蒸気を排出して、ナトリウム・水反応を止める対応手順としている。

3 . 蒸気発生器伝熱管破損時の挙動

3-1 蒸気発生器伝熱管破損時の挙動

高速増殖炉の蒸気発生器では、伝熱管内側に水・蒸気が、伝熱管外側にはナトリウムが流れている。このため、伝熱管が破損すると、高圧の水・蒸気が低圧のナトリウム側に漏れ出し、ナトリウム・水反応が起こる。主要なナトリウム・水反応は、次の2つである。



このように反応によって水酸化ナトリウム (NaOH)、酸化ナトリウム (Na₂O)、水素ガス (H₂) が生成され、発生する水素ガスにより、2次系 (2次ナトリウム及び2次カバーガス) の圧力が上昇する。

また、ナトリウム・水反応によって生じる反応生成物は、高温で侵食性のジェット流となり、初期の漏れい率が小さい場合でも、これが隣接する伝熱管に作用して損傷させ、漏れい規模を拡大させる可能性がある。これを破損伝播という。破損伝播の形態としては、ジェット流が当たる箇所が侵食により損耗することによる伝熱管破損 (ウェステージ型破損) と、ジェット流に伝熱管がさらされることで伝熱管が加熱されて機械的強度が低下し、内圧による伝熱管の破裂 (高温ラプチャ型破損) が考えられる。

図 3-1 に示すように、破損伝播の形態は、小漏れい (~数 10g/s) ではウェステージ型破損が問題となる。ジェット流が隣接伝熱管を取り囲むような中漏れい (数 10 g/s ~ 数 kg/s) になると、引続きウェステージは発生するもののジェット流が局所に集中しないため、その影響は小漏れいほど問題とならない。ただし漏れい率が比較的高い (kg/s 以上) 領域では、伝熱管の破損形態として高温ラプチャ型破損に注意が必要となる。大漏れい (数 kg/s ~) では、大量の水・蒸気の漏れいと、そのナトリウム・水反応に伴う水素ガス気泡の発生により、反応領域が混合されるため、隣接管の局所が著しく損耗したり、高温状態に保持されることは無く、ウェステージ型破損や高温ラプチャ型破損による伝熱管の破損伝播は発生しない。このような大漏れい時には、大量の水素ガス発生による2次系等の圧力上昇に対して、2次系設備の健全性を確保できることが重要となる。

3-2 破損伝播に係る研究・開発の知見について

ナトリウム・水反応に関する当初の関心は、一体どの程度の規模の水漏れいが起こり得るのか、またその場合、他の機器あるいは原子炉本体にどのような影響を与えるか、どうすればより早く漏れいを検出できるかなどであった。

これらを明らかにするために、昭和45年頃から昭和60年頃にかけて大洗工学センターの蒸気発生器安全性総合施設などを用いて水漏えい試験を行い、小漏えいから大漏えいまでのそれぞれの規模について、伝熱管材料、水漏えい率、伝熱管配列等をパラメータとした試験や、評価手法の整備を行ってきた。

その結果、破損伝播については、高温ラプチャ型破損は、「もんじゅ」の運転条件では発生しないことや、水漏えいの規模として、破損伝播（ウェステージ型破損）による漏えいの拡大を考慮した場合でも、初期の破損1本に加え、破損伝播として3本を加えた合計4本の伝熱管の完全破断に相当する水漏えいを想定すれば、十分厳しい事故評価が可能であるとの知見などが得られている。

4．蒸気発生器伝熱管破損事故に対する安全評価

4-1 概要

「1．蒸気発生器の概要」に示したように、「もんじゅ」では、蒸気発生器伝熱管破損事故が原子炉に直接影響しないように、原子炉を直接冷却する1次主冷却系と水・蒸気系の間に2次主冷却系を設けている。

伝熱管破損事故により、2次系に過度の圧力上昇が生じた場合、中間熱交換器を介して1次系や原子炉に影響を及ぼさないことを確認するため、2次系の圧力上昇に対して最も厳しくなる事故条件を仮定して解析評価を実施している。その結果、2次系で発生する圧力が機器の構造健全性を損わないことを確認し、設置許可申請書の添付書類に記載している。

以下、伝熱管破損事故の安全評価方法、事故の推移及び評価結果について示す。

4-2 評価方法

伝熱管破損時に圧力が上昇する現象としては、破損直後の急峻な圧力波によるもの（初期スパイク圧）とその後のナトリウム・水反応によって発生する水素ガスの蓄積によるもの（準定常圧）がある。

これらについて、以下に示すように、機器の健全性評価において、より厳しくなるよう評価条件を設定し、実験で検証された解析コードを用いて解析評価を行っている。

(1) 漏えい箇所

蒸気発生器は蒸発器と過熱器から構成される。以下の理由から、伝熱管破損は蒸発器の伝熱管破損の方がより厳しい事故である。したがって、蒸発器を評価対象とする。

- ・ 過熱器の材料（ステンレス鋼）の方が、蒸発器の材料（クロムモリブデン鋼）より材料強度が高いため、過熱器の方が伝熱管の破損伝播（1本の破損の影響で隣接する伝熱管が影響を受けて破損が拡大していく事象）が生じにくい。
- ・ 蒸発器伝熱管は水と蒸気が流れるのに対して、過熱器伝熱管は蒸気のみであり密度が小さいため、破断したときの水・蒸気の放出量は過熱器の方が少ない。
- ・ 水・蒸気放出時の減圧時間は過熱器の方が短い。

(2) 破損形態

初期スパイク圧の評価においては、最も保守側に伝熱管1本が瞬時に完全破断することとする。

また、準定常圧の評価においては、破損伝播を考慮し、伝熱管4本完全破断相当の水漏えい率(約50kg/s)を想定する。なお、大洗工学センターで実施した伝熱管水漏えい実験に基づいた破損伝播解析評価においては、最大で約29kg/s(伝熱管2本あまりの完全破断相当の漏えい率)であるため、本想定は十分保守側となる。

(3) 水漏えい検出方法

第2章に示したように、3種類(水素計、カバーガス圧力計、圧力開放板開放検出器)の伝熱管水漏えい検出器があるが、保守側の評価となるよう、水素計、カバーガス圧力計による検出を無視して圧力開放板開放検出器のみを考慮する。

(4) 事故ループ

蒸気発生器で発生した圧力が中間熱交換器に伝わりやすい方が中間熱交換器の健全性に対してより厳しい評価となるため、2次系3ループのうち、配管が最も短いBループを対象とする。

(5) 解析コード

本評価で使用している解析コードは、大洗工学センターで実施した伝熱管水漏えい実験を基に開発した。本実験装置は「もんじゅ」2次系を1/2.5スケールでモデル化した試験装置であるが、本実験解析を実施し、実験結果より厳しい評価結果となることを確認している。したがって、本評価は実機で生じる現象に対して保守側となる。

4-3 事故推移

- (1) 伝熱管破損直後は、高圧の水・蒸気が2次系側(蒸気発生器のナトリウム側)に噴出することにより、2次系に急峻な初期スパイク圧が発生する。
- (2) 初期スパイク圧は、ごく短時間で減衰する。
- (3) その後、蒸発器内でのナトリウムと水の化学反応によって発生する水素ガスの蓄積により、圧力上昇(準定常圧)が発生する。
- (4) 準定常圧によりカバーガス部分に設置している圧力開放板が破裂し、2次系の過度な圧力上昇を防止する。
- (5) 水漏えい信号が発信すると、当該蒸気発生器を隔離するとともに、原子炉は自動停止し、蒸気発生器伝熱管内の水・蒸気は放出ラインから急速に排出されて水漏えいは停止し、事故は終息する。

(1)~(4)の事象推移については、大洗工学センターで実施した伝熱管水漏えい実験で確認している。

4-4 評価結果

蒸発器の伝熱管破損事故について、4-2 に示した評価方法に基づき解析した 2 次系内の圧力変化を図 4-1 に示す。

解析結果では、蒸発器で生じた初期スパイク圧及び準定常圧は中間熱交換器の 2 次ナトリウム側にも伝播する。しかしながら、それによって発生する応力は中間熱交換器で約 60N/mm^2 であり材料の許容応力と比較して十分小さく、中間熱交換器等の設備に塑性歪みは生じない。

このことから、伝熱管破損事故においては設備の構造健全性を損なうことはない。なお、先に述べた大洗工学センターにおける伝熱管水漏えい実験においても設備の構造健全性は確保された。

したがって、蒸気発生器伝熱管破損事故は原子炉に影響を与えることなく安全に終息することができる。

5 . 英国 PFR の蒸気発生器伝熱管破損

5-1 事故の概要

1987年（昭和62年）2月、英国の高速原型炉 PFR の過熱器で定格出力運転中に伝熱管 40 本が破損する事故が発生した。事故後発表された英国 AEA 社による事故報告書によれば、初期の伝熱管破損原因は伝熱管の流力振動による損耗であったが、2 次的に破損した伝熱管の大半は、反応熱により伝熱管が加熱され、機械的強度が低下した状態での内圧による破損（高温ラプチャ）であったとされている。但し、事故時の最大水漏えい率は約 20kg/s 程度と推定されており、これは PFR の安全評価事象として想定されている 23kg/s を超えるものではなかった。

5-2 過熱器

トラブルを起こした過熱器(図 5-1)はオーステナイト系ステンレス鋼製で、容器内にある多数の U 字形伝熱管は上部の管板に溶接され、水平な多孔板構造の伝熱管支持板 10 枚で支持されている。

過熱器の下部から流入したナトリウムは、中央の内筒を通過して上部まで上昇し、それから伝熱管に沿って下降し、底部で折り返して上昇していき、伝熱管内の蒸気と熱交換した後、容器の上部から流出する。容器上部にはカバーガス空間があり、また容器下部には圧力開放系が接続されている。

当該過熱器は、1975 年に伝熱管と管板の溶接部で小漏えいが発生したが、補修され、その後運転を再開していた。

5-3 事故の詳細

(1) 内容

定格出力運転中に過熱器の伝熱管において小規模な水漏えいが発生し、続いて大規模な水漏えいに至った。このため、圧力開放系の破裂板が作動して安全保護系が働き、原子炉とタービンがトリップし、蒸気が排出された。

検査の結果、40 本の伝熱管が破損し、70 本の伝熱管が多少の損傷を受けていた(図 5-2)。

(2) 原因(推定)

ナトリウムの入口部からの流路である内筒は、6 枚の曲板の端が重ね合わされて円筒状に組み立てられている。運転中にその重ね合わせ部のギャップが大きくなったことから内筒から管束部へのナトリウムのバイパス流が増加して伝熱管への衝突流ができた。この流れが最内層伝熱管の一部に振動を引き

起こし、その結果、13本の伝熱管が内筒と周期的に接触するようになったために減肉を起こし、その内の1本に亀裂が貫通し小規模な水漏えいに至った。この時、ナトリウム中水素検出計が故障していたため、水漏えいの発生を検出して水漏えいの規模が拡大する以前にプラントを停止することができなかった。

(3) 処置及び対策

2次系内のナトリウムを長期間循環させて、発生した大量のナトリウム・水反応生成物を洗浄除去した後、水・蒸気系に高速放出系を追加設置し、予備の伝熱管束を装荷して6ヶ月後に運転が再開された。

新しい伝熱管束は、以前の小漏えいの経験から、材料をオーステナイト系ステンレス鋼から9Crフェライト系鋼に変更し、伝熱管と管板の溶接部のない構造としたほか、今回の事故を踏まえて、内筒の重ね合わせ部から管束部へのナトリウムバイパス流を抑えるとともに、伝熱管支持板を増加するなどの変更を行い、構造の改良を図った。

5-4 もんじゅとの比較 (図 5-3)

「もんじゅ」の蒸気発生器の内筒は全て溶接構造であることから、PFR過熱器のトラブルの原因となった内筒から管束部へのナトリウムのバイパス流は起こらない。また、伝熱管は大口径(外径31.8mm)でヘリカルコイル状に巻かれ、円周方向6箇所支持される構造であることから、通常運転においてナトリウムの流れ等による流力振動は生じない。

さらに、微小な水漏えいでも検出できる高感度のナトリウム中水素計を各グループ3基、蒸発器、過熱器のカバーガス部には、カバーガス中水素計をそれぞれ1基の合計5基を設置し、水漏えいを監視しており、水素濃度が監視できないような状況での運転は行わないこと、さらに蒸発器、過熱器ともに高速減圧系を備えており、これにより伝熱管内の水・蒸気を急速に放出する。

このように水漏えいの初期段階で検出してプラントを停止し、異常の拡大を防止する設備としている。

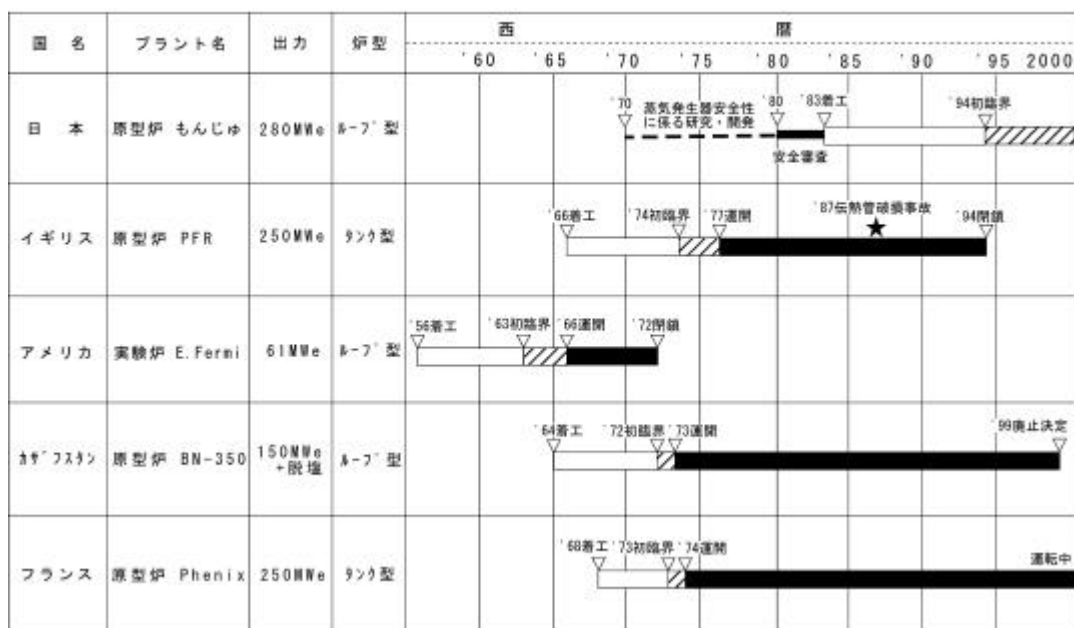
5-5 その他、海外で発生した蒸気発生器伝熱管破損事故

高速増殖炉の開発初期、米国のフェルミ炉やカザフスタン(旧ソ連)のBN350で、伝熱管が多数損傷する事故が発生している。これらの事故は、水漏えいを検出しても初期の段階で直ちにプラントを停止するシステムとなっていなかったために、圧力開放系が作動する状態まで事故が進展したものであった。

一方、フランスのフェニックス炉では、1982年から1983年にかけて、伝熱管の溶接部が損傷する事故が4回発生した。これらの事故は、水素計により水漏えいの早い段階で検出され、蒸気発生器を隔離する等の対応がとられたため、損傷した伝熱管は1本にとどまり、フェルミ炉等で経験されたような圧力開放系が作動する事態には至らなかった。

これら、いずれの原子炉においても、蒸気発生器伝熱管破損事故の影響が、原子炉に及んだことはなく、原子炉は安全に停止している。

(参考) 各プラントの概要及び開発スケジュール



6 . 蒸発器ブローダウン（水・蒸気の放出）性能の改善工事

6-1 背景、経緯等

万一の蒸気発生器伝熱管破損事故時にも事故の拡大を防止するため、もんじゅでは水漏えいを早期に検出し、伝熱管内のブローダウンとともに原子炉を停止させるなど、最初の伝熱管破損をきっかけに次々と他の伝熱管が破損していくような事故の拡大（破損伝播）を抑制する設計としている。ここで、伝熱管の破損伝播のメカニズムとしては、先述のようにウェステージ型破損と高温ラブチャ型破損が考えられるが、これまでの研究開発で蓄積してきた知見や上述のような設計を踏まえ、高温ラブチャ型破損はもんじゅでは発生しないと考えている。

しかしながら「もんじゅの安全総点検（研究開発成果、技術情報の反映の点検）」およびその後の詳細検討において、高温材料データの蓄積やブローダウン評価手法、構造健全性評価手法の進展など、最新の知見を踏まえて破損伝播の可能性を検討した結果、想定する事故条件によっては、高温ラブチャ型破損の発生に対して裕度の少ない解析結果例が得られたことから、万一事故が発生しても、早期に終息させるとともに、安全裕度を向上させる観点から、以下に示すようにブローダウン時の圧力・温度の早期低減対策（例えば蒸気放出弁の増設）等の安全裕度向上方策を講ずるものとした。

6-2 改善策

第2章に示したように、高温ラブチャが発生しやすい中漏えい時には、従来よりカバーガス圧力計信号によるインタロックにより、ナトリウム（2次系）側および水・蒸気側での蒸気発生器隔離や、水・蒸気系側保有水の放出など、伝熱管破損時の影響を緩和する対策が行われることになっている。

今回は、これらの対策の信頼性と裕度を一層向上させるため、カバーガス圧力計を増設し、水・蒸気側の放出弁の増設を行うとともに、警報・インタロックの動作設定値を変更（従来の約 170kPa[gage]から約 150kPa[gage]）するものである。（図 6-1 参照）

本改造等により、例えばプラント定格運転条件の場合には、カバーガス圧力計による水漏えいの検出時間が約 14 秒から約 10 秒に、ブローダウン所要時間は、約 100 秒から約 70 秒にそれぞれ短縮され、早期に水漏えいを停止させることにより、高温ラブチャ型破損による破損伝播に対し裕度を向上させることができる。また蒸発器のカバーガス圧力計を増設することによって多重性をもった設備となり、水漏えい検出機能に対する信頼性の向上を図ることができるようになる。

本改造については、カバーガス圧力計による確実な水漏えいの検出が、高温ラブチャ発生防止の上で重要であるとして、原子力安全・保安院からその位置付けを明確

にするため原子炉設置許可申請書の記載変更を求められたことを受け、去る平成 13 年 12 月に原子炉設置変更許可申請の補正申請を行っており、現在、国による安全審査を受けているところである。