

仏国 PWR の安全注入系ステンレス鋼配管で見つかった 応力腐食現象（速報）

2023 年 3 月 30 日
技術基盤課
システム安全研究部門
JAEA 安全研究センター

1. 経緯

2021 年 10 月、仏国シボー1号機の供用期間中検査において、安全注入系¹配管エルボの溶接部に複数の欠陥指示が確認された。EDF が配管を切り出し検査したところ、溶接部の近くでステンレス鋼配管内面に応力腐食割れ²（Stress Corrosion Cracking、以下「SCC」という。）による欠陥が見つかった。その後、他の発電所でも同様な欠陥指示が複数確認され、配管の切り出し検査により SCC による欠陥が見つまっている。その後の調査により、これらの SCC は、溶接熱影響部での材料の硬化、溶接残留応力や熱成層現象による応力等を複合要因とする低炭素ステンレス鋼の粒界型 SCC³であると推定されている⁴。

これを踏まえ、原子力安全局（Autorité de sûreté nucléaire、以下「ASN」という。）はフランス電力（Électricité de France、以下「EDF」という。）に対し、溶接部の検査を要求した。EDF による検査の状況は、参考 1 参照。

2. 今回発見された事象の概要

EDF は、2023 年 3 月 6 日に EDF 情報通知「複数の原子炉の補助系配管の一部における応力腐食の検出に関する重要な安全事象」を発行した⁵。また、ASN は、3 月 7 日にプレスリリース（3 月 9 日に情報更新）を行い⁶、3 月 14 日に更新内

¹ 仏国における原子炉安全注入系は、緊急停止時の事象において原子炉を冷却することを可能にする 4 つの別々のループで構成されている。各ループは、2 つのブランチで構成され、1 つは「ホット ブランチ」と呼ばれ、一次系に含まれる水を吸引するために使用される。もう 1 つは「コールド ブランチ」と呼ばれ、系にホウ酸水を注入するために使用される。

² 金属に腐食環境下で応力が働いている場合、その腐食環境にない場合より低い応力で破壊することを応力腐食割れという。オーステナイト系ステンレス鋼は高温水下で応力腐食割れが起こることがある。この発生原因は材質的要因（材質の鋭敏化：溶接の熱影響によって結晶粒界にクロム欠乏層を生じ耐食性が劣化する現象）、応力要因（溶接残留応力の存在）、環境要因（溶存酸素の存在）の 3 要因が重複した場合である。したがって、3 要因のうち一つ以上をなくせば発生を防止することができる。（ATOMICA）

³ SCC は割れの進展経路から、結晶粒界を進展する粒界型応力腐食割れ（IGSCC：Intergranular SCC）と結晶粒内部を進展する粒内型応力腐食割れ（TGSCC：Transgranular SCC）に分けられる。（ATOMICA）

⁴ T. Couvant et al., “Susceptibility to IGSCC of cold work austenitic stainless steels in non-polluted primary PWR environment,” Fontevraud 10 (2022).

⁵ https://www.edf.fr/sites/groupe/files/2023-03/EDF_ESS_CSC_MAJ_6_mars2023.pdf

⁶ <https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/corrosion-sous-contrainte-a-penly-niveau-2->

容を英語版サイトで公開した⁷。さらに、放射線防護・原子力安全研究所（Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire、以下「IRSN」という。）は3月16日に情報メモを公開した⁸。概要は以下のとおり。

- 2022年9月16日、EDFは、シボー1号機、ショー1号機、パンリー1号機及びカットノン3号機に関して、ASNに対してレベル1の共通的な重要な安全事象（Significant Safety Event、以下「SSE」という。）を宣言した⁵。
- 2023年3月6日、EDFは、一連のプラントにおいて実施された検査及び評価の最新の結果を踏まえ、SSE宣言を更新した⁵。
- パンリー1号機で発見された欠陥
 - 安全注入系のホットブランチの溶接部において、配管の一部を切り出して実施した詳細な検査により⁵、SCCによる長さ155 mm（配管の円周の約4分の1）、最大深さ23 mm（配管厚さ27 mm）の欠陥が発見された^{6,7}。
 - EDFは、当該配管について、SCCの感受性がないと考えていた^{6,7}。
 - この欠陥は、熱成層現象が起こりにくい場所に位置している（図1参照）⁸。

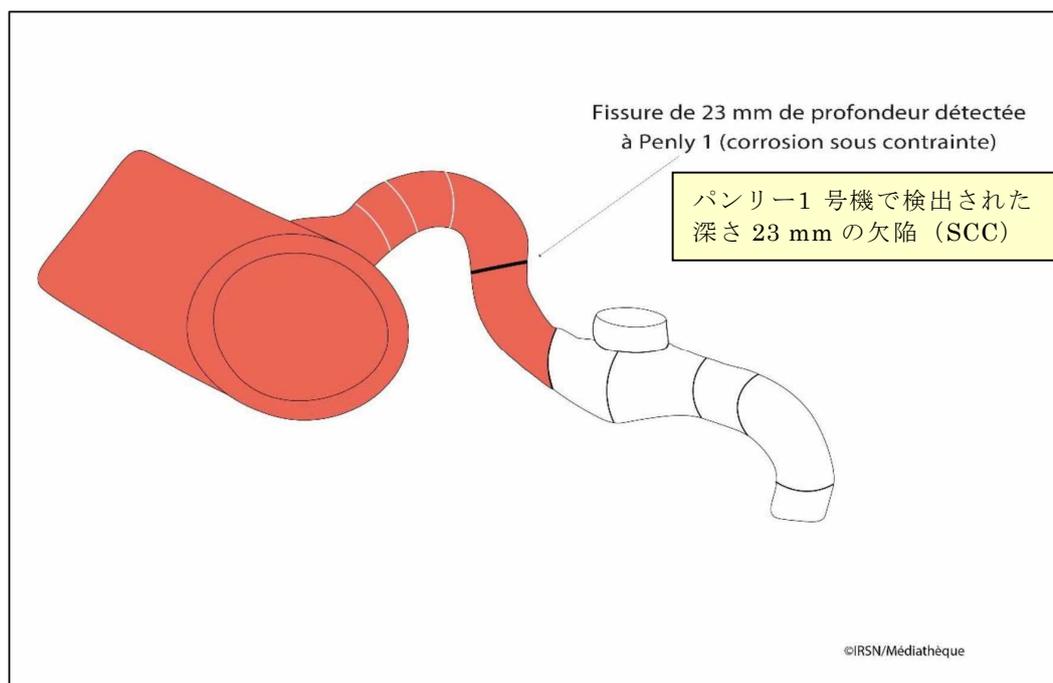


図1 一次系主配管ホットブランチへの安全注入系の接続⁸
（パンリー1号機でのSCCによる欠陥の検出箇所）

[sur-l-echelle-ines](https://www.french-nuclear-safety.fr/asn-informs/news-releases/stress-corrosion-penly-nuclear-power-plant)

⁷ <https://www.french-nuclear-safety.fr/asn-informs/news-releases/stress-corrosion-penly-nuclear-power-plant>

⁸ <https://www.irsn.fr/actualites/nouvelles-detections-fissures-sur-tuyauteries-systeme-dinjection-securite-reacteurs-ndeg>

※図中の日本語は作成者による和訳

- この欠陥は、配管の最初の組み立てにおいて「二重補修（double repair）」された溶接部で確認された^{5,6,7}。一度目の補修は、配管部の位置ズレを修正するためのものであり、二度目の補修は、溶接欠陥を修正するためのものであった⁸。
- この溶接部において実施された当初の補修は、SCC を助長する⁵機械的特性及び応力条件を変化させたと思われる^{6,7}。

○ パンリー2号機で発見された欠陥

- 熱疲労によるものであり、安全注入系の溶接部において検出された⁵。欠陥の最大深さは12 mm、周方向長さは57 mm（配管の円周の10%未満）である^{6,7}。欠陥検出箇所は図2参照⁸。

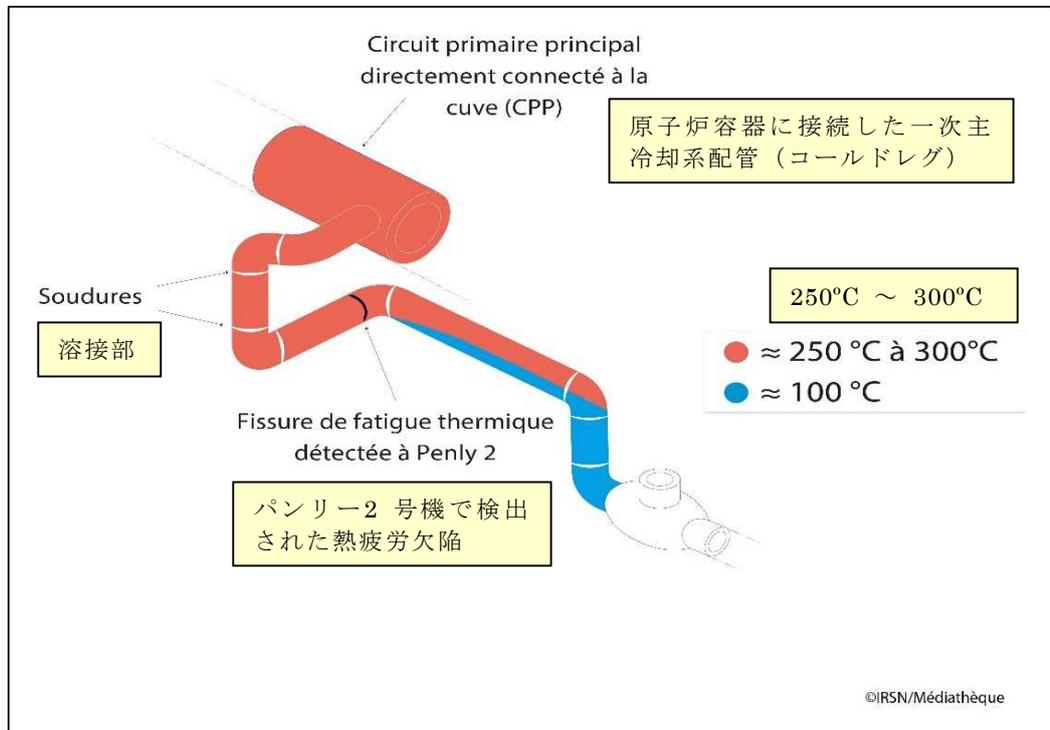


図2 一次系主配管コールドブランチへの安全注入系の接続⁸
（パンリー2号機での熱疲労欠陥の検出箇所）

※図中の日本語は作成者による和訳

○ カットノン3号機で発見された欠陥

- 熱疲労によるものであり、安全注入系（の溶接部）において検出された。欠陥の最大深さは4 mm、周方向長さは165 mm（配管の円周の約1/4）である^{6,7}。

○ EDF は、熱疲労の可能性が高い溶接部を優先して定期的に検査するプログラムを実施していたが、パンリー2号機とカットノン3号機の欠陥については、熱疲労に関する検査プログラムでは発見されず、応力腐食に関

する追加検査により発見された⁸。

- EDF は、パンリー1号機で発生した SCC を考慮して、SCC のリスクに関する全ての原子炉の管理・保修戦略を改定した。当該欠陥は、以前は SCC の影響を受けないと考えられていた配管溶接部に関するものであるが、製造時に特定の補修が施されていたことから、改定版では、補修経験のある溶接部の管理が強化されている。これにより、安全注入系 (RIS [SIS]: Safety Injection System) 及び余熱除去系 (RRA [RHR]: Residual Heat Removal) の溶接部 320 箇所が、発電所建設時に補修されたことが確認されており、2023 年末までに、補修経験のある溶接部の 90% 以上を確認することが可能になる⁹。
- ASN は IRSN の支援を受け、計画されたスケジュールが適切であることを確認するために EDF との技術対話を継続している。また、最近判明した主要な欠陥のうち、熱疲労が予想されていなかった溶接部に熱疲労欠陥が見つかったことについて、さらなる分析が必要であると考えている⁹。

3. 今後の進め方

公開されている情報は限定的ではあるものの、パンリー1号機については亀裂の発生した溶接部は原子炉建設中に 2 回補修されており、この部分の機械的特性や金属の内部応力が変化している可能性があるとされている。

我が国においては、SCC 及び熱疲労については、過去に規制対応が取られている (参考 2 参照) もの、2020 年 8 月 31 日に関西電力株式会社大飯発電所 3 号機において加圧器スプレイライン配管の溶接部に確認された SCC は、過大な溶接入熱に起因するものと推定されており、パンリー1号機での SCC による欠陥の検出事例とは共通点がある可能性がある。

技術基盤課では、ASN との意見交換等を予定しており、引き続き情報を収集し、まとめ次第技術情報検討会に報告することとしたい。

⁹ <https://annual-report.asn.fr/l-asn-informe/actualites/corrosion-sous-contrainte-l-asn-precise-ses-attentes-sur-la-strategie-de-contrôle-d-edf>

(参考 1)

仏国における検査の状況¹⁰

表1 修理中プラントの状況

ユニット名	シリーズ ¹¹	出力 (MWe)	運開年	状況
シノン-B3	CP2	905	1987	SCCの指示は溶接部に1カ所のみで、起点は溶接欠陥。その欠陥は一般的ではない。
ビュージェイ-4	CP0	880	1979	SCCは見つかっていない。
トリカスタン-3	CP1	915	1981	SCCは見つかっていない。
フラマンビル-2	P4	1330	1987	SCCの指示の一つは溶接部で、起点は溶接欠陥。その欠陥は一般的ではない。
カットノン-4	P'4	1300	1992	SCCは見つかっていない。
パンリー-1	P'4	1330	1990	SCCを確認。SSEとしてASNに報告。
シボー-1	N4	1495	2002	SCCを確認。SSEとしてASNに報告。
シボー-2	N4	1495	2002	SCCを確認。
ショー-B1	N4	1500	2000	SCCを確認。SSEとしてASNに報告。
ショー-B2	N4	1500	2000	破壊調査継続中。

表2 調査対象プラントの状況

ユニット名	シリーズ	出力 (MWe)	運開年	状況
フラマンビル-1	P4	1330	1986	蒸気発生器取替えのため停止中。
カットノン-1	P'4	1300	1987	一時停止中。
ゴルフエッシュ-1	P'4	1310	1991	10年毎点検中。
パンリー-2	P'4	1330	1992	一時停止中。
カットノン-3	P'4	1300	1991	SCCを確認。SSEとしてASNに報告。

[過去の報告一覧]

○ 第 51 回技術情報検討会（令和 4 年 1 月 20 日）、資料 51-2-1-4 1 次スク

¹⁰ EDF 情報通知（2022 年 9 月 21 日更新情報）「複数の原子炉で検出された 1 次冷却系補助配管上での複数の SCC 現象」

¹¹ シリーズ、出力、運開年は、（一社）日本原子力産業協会「2018 世界の原子力発電開発の動向」を参照した。

リーニング結果（案）、ASN 通知（20211216 仏語版）「シボ-1 号機の安全注入系で見つかった応力腐食現象」

- 第 53 回技術情報検討会（令和 4 年 5 月 26 日）、資料 53-2-4 1 次スクリーニング結果（案）、IRS9063P/ASN 通知（20220131）「シボ-1/2、シヨ-B、パンリー-1 号機で見つかった応力腐食現象」
- 第 54 回技術情報検討会（令和 4 年 7 月 28 日）、資料 54-2-3-1 「2 スクリーニング中間報告 安全注入系で見つかった応力腐食現象（案）」
- 第 56 回技術情報検討会（令和 4 年 11 月 24 日）、資料 56-2-3-1 「2 次スクリーニング中間報告 安全注入系で見つかった応力腐食現象-2（案）」

(参考2)

日本における関連規制の現状

(1) SCC

実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈（以下「亀裂解釈」という。）において、以下の要求がなされている。

- PWR については、一次冷却材に接触する箇所材の材質が 600 系 Ni 基合金である溶接継手¹²については、全ての当該溶接継手の試験可能な範囲を 10 年に 1 回実施すること
- BWR については、オーステナイト系ステンレス鋼を用いた原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管類¹³に関する耐圧部分の異種金属の溶接継手¹⁴及び管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接継手¹⁵の体積試験については、全ての溶接継手の試験範囲を運転年数で 5 年以内の頻度で行うこと。
- オーステナイト系ステンレス鋼管溶接部の SCC による亀裂のサイジングを行う場合は、PD (Performance Demonstration) 認証を受けた者が、認証された探傷装置を用い認証された手順書に従って行う方法により行うこと¹⁶。
- SCC による亀裂に対しては、維持規格においては評価不要欠陥の適用は認められていない。

また、上記要求に当てはまらない事例が近年確認されている。2020 年 8 月 31 日、関西電力大飯 3 号機において、関西電力が、定期事業者検査として加圧器スプレイライン配管の溶接部に対する超音波探傷試験を実施したところ、配管内面に亀裂が存在することを示す有意な試験結果が得られ、その後 SCC であることが確認された。当該亀裂の調査から、溶接入熱が過大となり、溶接熱影響部の

¹² 検出限界の亀裂を想定したうえで応力腐食割れ防止の有効性が実証された対策を施した部位は除く。

¹³ 供用開始後の実効運転年数が 5 年以上経過していないもの、内面肉盛工法、水冷溶接、高周波誘導加熱応力改善法若しくは固溶化熱処理法その他の応力腐食割れ防止の有効性が実証された対策を施した部位又は使用温度が 100℃以下のものは除く。

¹⁴ 原子炉圧力容器における呼び径 100A 以上の管台とセーフエンドの溶接継手及び管における呼び径 100A 以上の溶接継手

¹⁵ 配管の同種金属溶接継手（呼び径 100A 以上）の周継手、配管の同種金属溶接継手（呼び径 100A 以上）の長手継手、母管と管台との溶接継手（呼び径 100A 以上）、管台とセーフエンドの同種金属溶接継手（呼び径 100A 以上）

¹⁶ 日本非破壊検査協会規格「超音波探傷試験システムの性能実証における技術者の資格及び認証」（NDIS 0603:2005）の附属書（規定）「軽水型原子力機器に対する PD 資格試験」又は日本非破壊検査協会規格「超音波探傷試験システムの性能実証における技術者の資格及び認証」（NDIS 0603:2015）の附属書 A（規定）「軽水型原子力発電所用機器のオーステナイト系ステンレス鋼配管溶接部に対する亀裂高さ測定のための PD 資格試験」の規定に亀裂解釈別紙 6 の要件を付したものに合格し認証を受けた超音波探傷試験技術者が同規格により認証された探傷装置を用い同規格により認証された手順書に従って行う方法により行う。

硬さが高くなっていたこと等の知見が得られており、その原因等については、原子力エネルギー協議会（ATENA）により検討されているところである¹⁷。

（２） 熱疲労

日本においては、熱疲労による損傷事例としては、2003年9月10日に北海道電力株式会社泊発電所2号機において発生した再生熱交換器胴側出口配管の高サイクル熱疲労による損傷が知られている。旧原子力安全保安院は、この事例を踏まえ指示文書¹⁸を発売し、被規制者宛に熱疲労割れが発生する可能性が高い部位を特定し、当該部位のすべてについて、至近の定期事業者検査時に非破壊検査を行い、特定した当該検査の実施部位及びその特定根拠、当該検査の方法並びに当該検査の結果を、当該定期事業者検査終了後速やかに報告することを指示し、対応が行われた。

なお、技術基準規則第19条（流体振動等による損傷の防止）は、「燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。」とし、解釈において、「温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは、日本機械学会基準「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（JSME S017）¹⁹に規定する手法を適用し、損傷の発生防止措置を講ずること。」としている（図3参照）。

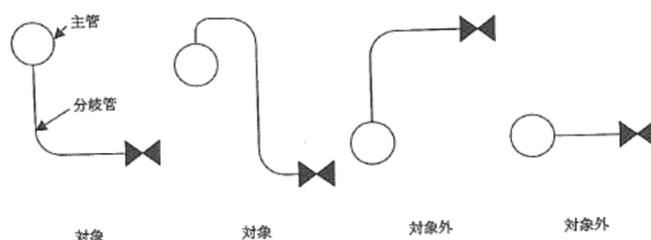


図 4.1.1-1 分枝管の形態と評価対象例

図 3 「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」における高サイクル熱疲労に対する評価対象例¹⁹

¹⁷ 関西電力株式会社大飯発電所3号機加圧器スプレイライン配管における亀裂の調査を踏まえた対策について（追加報告）（令和3年度第5回原子力規制委員会資料6）等

¹⁸ 「泊発電所2号機再生熱交換器胴側出口配管の損傷を踏まえた検査の実施について－高サイクル熱疲労割れに係る検査の実施について－（平成15年12月12日付け平成15・12・11原院第1号）（NISA-163b-03-1）」

¹⁹ 日本機械学会基準「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」（JSME S017）