

PWR 制御棒駆動機構のサーマルスリーブ破損について(状況報告)

令和 2 年 8 月 19 日

技術基盤課

1. はじめに

2017 年 12 月に確認された仏国 PWR における制御棒駆動機構(CRDM)のサーマルスリーブ摩耗破損について、二次スクリーニング調査を続けている。これまでに、関連する米国 NRC 情報告知(IN)や米国事業者報告ならびに国内プラント状況を報告してきたが、最近、米国製造事業者から異なるモードによるサーマルスリーブ破損の報告がもたらされた。また、国内 PWR 事業者による最新検討状況も得たことから、以下に、既報告分も含めて、状況報告する。

2. 仏国で確認されたサーマルスリーブの摩耗破損

2017-12-13、仏国ベルビル 2 号機(PWR、1310 MWe)にて CRDM 動作試験中に、中央部の制御棒が固着したことが報告された。最初、当該制御棒の炉心へのステップイン動作が困難になり、その制御棒を自由落下させたところ、全挿入する前に止まった。その後の評価によって、サーマルスリーブ本体が上部フランジ周囲で摩耗脱離し、リング状残片が CRDM 貫通管筐体内に残ったことがわかった。このリング状残片が制御棒動作に干渉したと推測されている。[1][2][3]

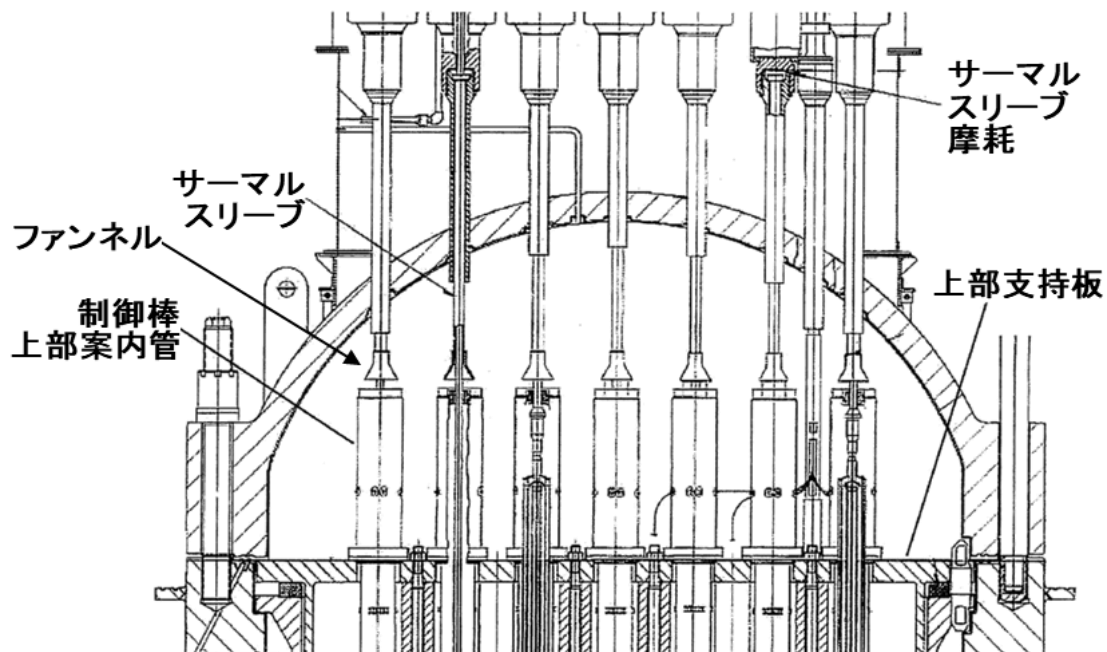


図 1 PWR 上蓋領域の断面とサーマルスリーブ[3]

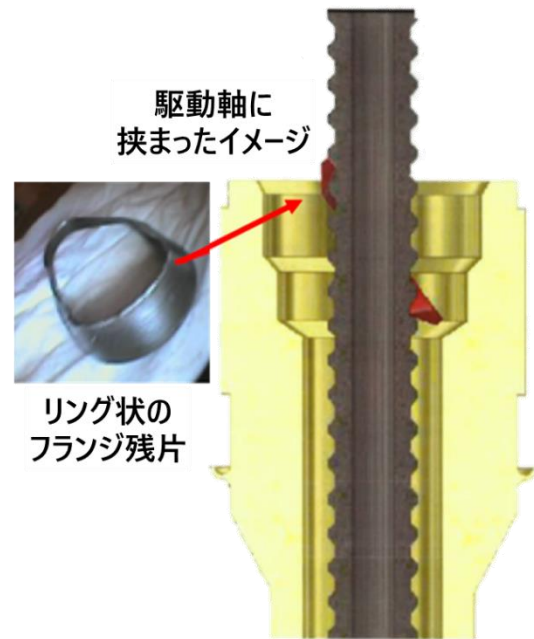
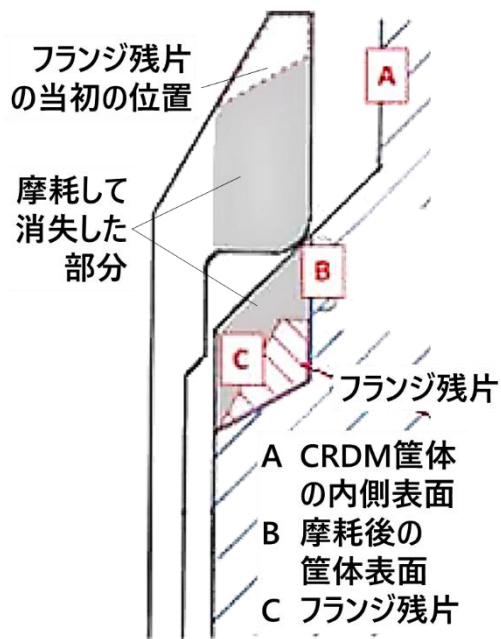


図 2 サーマルスリーブ摩耗のイメージ図[3]

図 3 フランジ残片と駆動軸干渉イメージ[4]

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

フラマトム社の記事によると、同社は世界で 70 プラントを検査し、32 本以上のサーマルスリーブを修理・交換している。[6]

赤点線枠内は国際機関との取り決めにより公開できません。

3. 米国家事業者報告

仏国におけるサーマルスリーブの摩耗・損傷事象を受け、米国ウェスチングハウス(WH)社から、WH社製 PWR プラントではこれまで、定常運転中に制御棒が炉心に入らなかった経験はないが、仏国の経験は既存の点検ガイドラインでは十分に保守的ではないかもしれないという潜在的风险があるとして、不具合報告と見解が示されている。[1][2][3]

それによると、サーマルスリーブの摩耗そのものは、2007年に最初に発見された。基本的に摩耗は原子炉容器内の CRDM 貫通管下部直下のサーマルスリーブ外面と、ファンネル直上のサーマルスリーブ内面で発見され、その原因は制御棒駆動軸との接触である。この時は、こうした摩耗がサーマルスリーブ上部フランジでも発生するとは、想定も評価もされなかった。

2014年に、米国プラント1基において、サーマルスリーブ上部フランジの摩耗が初めて報告されている。摩耗が見つかったのは、2本のサーマルスリーブ(制御棒駆動軸が挿入されていない)である。この時は、サーマルスリーブフランジの摩耗は、ファンネルの位置を設計時から変更したと相関がある可能性が指摘され、残りの全てのサーマルスリーブの位置を測定したが、摩耗はあったが許容範囲であり、運転に与える影響はほとんどなく、安全上の影響度も低いと評価されている。

サーマルスリーブ上部フランジの摩耗が進むと、サーマルスリーブ下端のファンネルが下降する。利用可能な点検データから得られるファンネル下降速度は、95%信頼性で 0.03 in/EFY (0.8 mm/EFY)、99%信頼性で 0.04 in/EFY (1.0 mm/EFY)であった。EFYとは、実効全出力年である。ベルビル2号機の場合は、0.1 in/EFY (2.5 mm/EFY)と報告されている。

WH社の定めるファンネル下降限界長は1インチであるが、下降速度 0.04 in/EFY (1.0 mm/EFY)と仮定しても、それに達するまでは25 EFY以上かかる。なお、この1インチ制限は、サーマルスリーブフランジが脱離することを表しているのではなく、地震時に摩耗した部分が破損する可能性を意味している。また、最大価値の制御棒1本が全く挿入できないと仮定しても、原子炉は安全に停止できる。サーマルスリーブの摩耗により、同時に2本以上の制御棒動

作が妨げられることも考えにくい。よって、米国内外の WH 社製原子炉の運転継続は許容されると述べられている。

なお、サーマルスリーブの摩耗は、原子炉容器頂部プレナム内の水流がもたらしたと考えられているⁱ。サーマルスリーブの回転や横方向の動きを妨げるものはないためである。頂部プレナム内の水流が関係するならば、上蓋低温プラント(原子炉容器頂部バイパス流量が多いもの)は、高温プラントよりサーマルスリーブ摩耗の感度が高いと考えられている。

4. 米国で確認されたサーマルスリーブ破損

IRS8837 では、WH 製 PWR で、2019 年の計画停止中に、CRDM のサーマルスリーブが破断し外れているのが確認されたことが報告されている。破断箇所はフランジの摩耗領域直下のカラー部であった。制御棒の動作が妨げられた証拠はないが、この状態が修正されなければ、安全上の危険性があると報告されている。[7][9]



図 4 サーマルスリーブ破断箇所[9]

破断推定原因は、①フランジ摩耗領域直下にはカラー部があり、その形状変化部には応力集中が生じ、②機械的疲労及び破損に関連する欠陥とされ、長期間の頂部プレナム内の流動振動による荷重が作用し、疲労割れに至ったと推測されている。これらの条件を満たし、影響を受ける可能性が考えられるプラントは、以下の WH 製 PWR とされている。

Asco 2(スペイン)	Braidwood 1/2(米国)	Byron 1/2(米国)	Callaway(米国)
Catawba 1/2(米国)	Comanche Peak 1/2(米国)		Doel 4(ベルギー)
Hanbit 1/2(韓国)	Kori 3/4(ベルギー)	Maanshan 1/2	Seabrook(米国)
Sizewell B(英国)	Tihange 3(ベルギー)	Vogtle 1/2(米国)	Wolf Creek(米国)

ⁱサーマルスリーブのフランジ部が回転して CRDM 管体表面と擦れたと考えられるが、上蓋内の流動がサーマルスリーブ回転をもたらす機構は説明されていない。

ただし、WH 社は、影響を受けたプラントが、現在の運転サイクル中に制御棒が 2 本以上固着することはないと考えている。たとえ複数の制御棒固着が発生したとしても、許可取得者の ATWS 解析によって包絡されている。既知の摩耗条件及び摩耗率に基づくと、プラントは、少なくとも 1 サイクルの間、または目視検査を実施する次の機会まで安全に運転することができるとの見解が示されている。

5. 国内 PWR の状況

国内 PWR 事業者においても、サーマルスリーブ摩耗・破損について検討を進めている。ただし、国内 PWR においては、以下にまとめるように、当該サーマルスリーブの使用期間や構造、サーマルスリーブ降下速度が仏国のそれと異なり、摩耗に対する裕度が高いと評価されている。

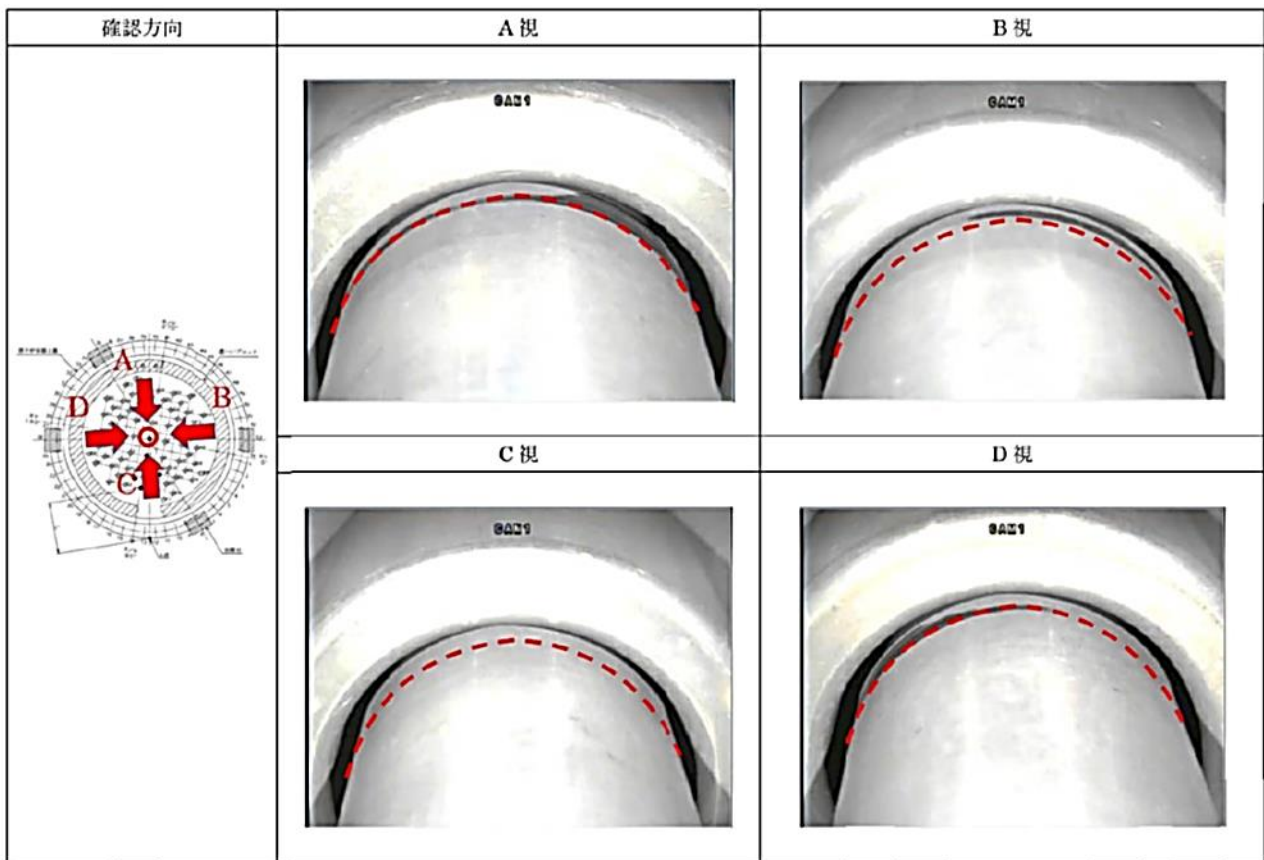
[10][11]

- サーマルスリーブを含む上蓋の取替 (VHR) が多くの PWR で行われており、摩耗感度の高い原子炉容器頂部バイパス流量が比較的高い標準型 4 ループ PWR においても、総じて実効全出力年が仏／米国で摩耗が確認された PWR より短い。(表 1)
- 摩耗はサーマルスリーブの回転に関係すると推測されているが、国内のサーマルスリーブ振れ止め金具構造(リング式)は、仏／米国のパッド式より損耗しにくい。
- 米国で 2014 年に見つかった顕著な摩耗は特殊なサーマルスリーブで見つっているが、同サーマルスリーブは国内では使用されていない。
- サーマルスリーブの使用期間が比較的に長い国内プラントにおいて、カメラによる目視調査が行われた。複数本を調査したが、サーマルスリーブの降下・落下は認められていない。(図 5)
- サーマルスリーブ摩耗に影響すると考えられている原子炉容器頂部プレナム内の流動を数値流体力学(CFD)を用いて解析した。標準型 4 ループ PWR の上蓋中央付近にて、最大のワークレート(摺動速さと接触荷重の積)が生じることを確認した。この傾向は、仏国の事象と一致する。
- 実効全出力年(EFPY)が国内最長の PWR において、サーマルスリーブの降下速度を測定し、最大で 0.8 mm/EFPY であることを確認した。この速度は、米国報告にある 95%信頼値(0.03 in/EFPY)とほぼ一致するが、この速度ではプラント寿命中にサーマルスリーブが摩耗により問題となることはないと考えられる。

表 1 国内標準型 4 ループ PWR プラントの運転年数[11]

名称	上蓋取替(VHR)	実効全出力年(EFPY)
大飯 3 号機	済	約 6
大飯 4 号機	済	約 6
玄海 3 号機	計画中	約 16*1
玄海 4 号機	—	約 14
敦賀 2 号機	済	約 3

*1 約 4 EFPY 後に頂部バイパス流量比を現状の値に変更している。



--- : 構造上、サーマルスリーブと CRDM 管台下端部が接触する位置

図 5 国内 PWR の中央 CRDM 管台下端側から撮影したサーマルスリーブ写真[10]

また、米国で見つかったサーマルスリーブの破断事例に対して、国内 PWR は米国報告にあるプラントリストに入っていない上、サーマルスリーブのカラー部では有意な応力集中が生じないように設計・製作されていることから、同様な破断は起きにくいとの見解が示されている。[11]

6. まとめ

これまでに仏国、米国から報告された CRDM のサーマルスリーブ摩耗・破損に関わる情報ならびに国内 PWR 事業者による検討状況をまとめた。国内 PWR にて、直ちに対応が必要になるとは考えにくい、事象のメカニズムや原因が特定されておらず、引き続き、国内外の検討状況をフォローする。

7. 参考文献

- [1] NRC INFORMATION NOTICE 2018-10: THERMAL SLEEVE FLANGE WEAR LEADS TO STUCK CONTROL ROD AT FOREIGN NUCLEAR PLANT, <https://www.nrc.gov/docs/ML1821/ML18214A710.pdf>
- [2] Part 21 Report 2018-10-00, Potential Defects Related to Thermal Sleeves in the Control Rod Drive Mechanism Penetration Tubes, (LTR-NRC-18-34, Notification of the Potential Existence of Defects Pursuant to 10 CFR Part 21), <https://www.nrc.gov/docs/ML1814/ML18143B678.pdf>
- [3] Part 21 Report 2018-10-01, NSAL-18-1 Revision 0, Thermal Sleeve Flange Wear Leads to Stuck Control Rod, (LTR-NRC-18-53), <https://www.nrc.gov/docs/ML1819/ML18198A275.pdf>
- [4] NRC, Control Rod Drive Mechanism (CRDM) Thermal Sleeve Flange Wear Analyses, <https://www.nrc.gov/docs/ML1913/ML19134A248.pdf>
- [5] IRS8732
- [6] フラマトム社ホームページ情報、<https://www.framatome.com/EN/businessnews-1648/thermal-sleeve-repair-technology-extends-operating-life.html>
- [7] IRS8797
- [8] Part 21 Report 2019-39-00, Potential Existence of Defect Pursuant to 10 CFR Part 21: Identification of a Fractured and Dislocated Control Rod Drive Mechanism (CRDM) Thermal Sleeve, (LTR-NRC-19-79, Notification of the Potential Existence of Defect Pursuant to 10 CFR Part 21), <https://www.nrc.gov/docs/ML1934/ML19346H873.pdf>
- [9] Part 21 Report 2019-39-01, NSAL-20-1 Revision 0, Reactor Vessel Head Control Rod Drive Mechanism Penetration Thermal Sleeve Cross-Sectional Failure, (LTR-

NRC-20-12), <https://www.nrc.gov/docs/ML2006/ML20063J583.pdf>

(IRS8837)

[10] 被規制者等との面談概要・資料(平成 30 年 06 月 11 日)、仏国プラントにおけるサーマル

ルスリーブ摩耗に関する面談、資料 1: <http://www2.nsr.go.jp/data/000234940.pdf>、

資料 2: <http://www2.nsr.go.jp/data/000234939.pdf>

[11] 被規制者等との面談概要・資料(令和 2 年 06 月 09 日)、サーマルスリーブの摩耗等

について、資料 1: <https://www2.nsr.go.jp/data/000314813.pdf>、

資料 2: <https://www2.nsr.go.jp/data/000314812.pdf>