

## 2 ループ PWR の上部プレナム注入ライン漏えい事象(案)

令和 4 年 1 月 20 日

技術基盤課

### 1. 目的

本報告の目的は、第 47 回技術情報検討会(2021-07-08)にて、2 次スクリーニングに進めることになった IRS8980 について、さらなる調査・分析を通じて、要規制対応技術情報であるか否かの観点で、スクリーニングすることである。

### 2. 上部プレナム注入ライン熱疲労問題

ベルギー連邦原子力規制局(FANC)の技術支援機関(TSO)である Bel V 等から公開されている情報[1][2]にもとづき、IRS8980 で報告された「ベルギーのドール 1/2 号機(2 ループ PWR)における上部プレナム注入(UPI)ライン漏えい事象」の概要を示す。

#### (1) 背景

2 ループ PWR 標準設計であるベルギーのドール 1/2 号機(それぞれ 1975 年 2 月と 12 月に運転開始、出力は共に 433 MWe)は、高圧安全注入系として、2 本のコールドレグに注入するラインに加えて、原子炉圧力容器(RPV)のダウンカマーに直接注入する 2 系列の 316 ステンレス鋼配管からなるラインを具備する(図 1)。その RPV 注入ノズルは、1 次冷却材入口ノズルと同じ高さにあり、そこから低温の冷却水がダウンカマーを下向きに高速で流れる(図 2 右図)。

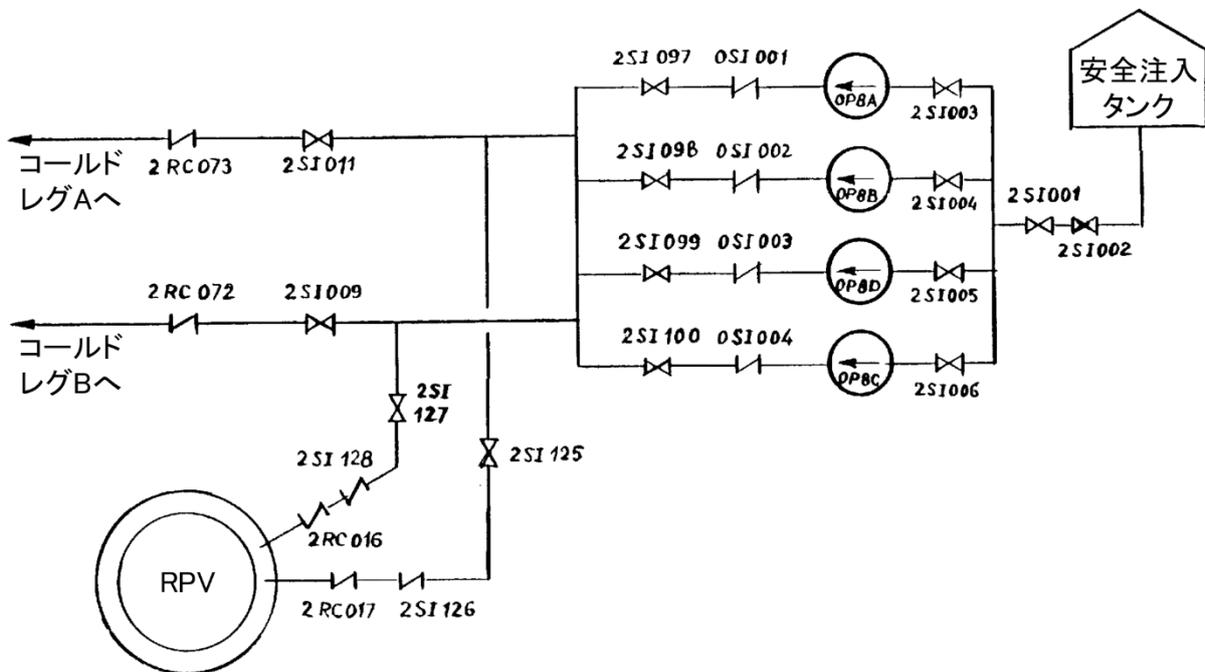


図 1 ドール 2 号機の高圧安全注入系フローダイアグラム[4]

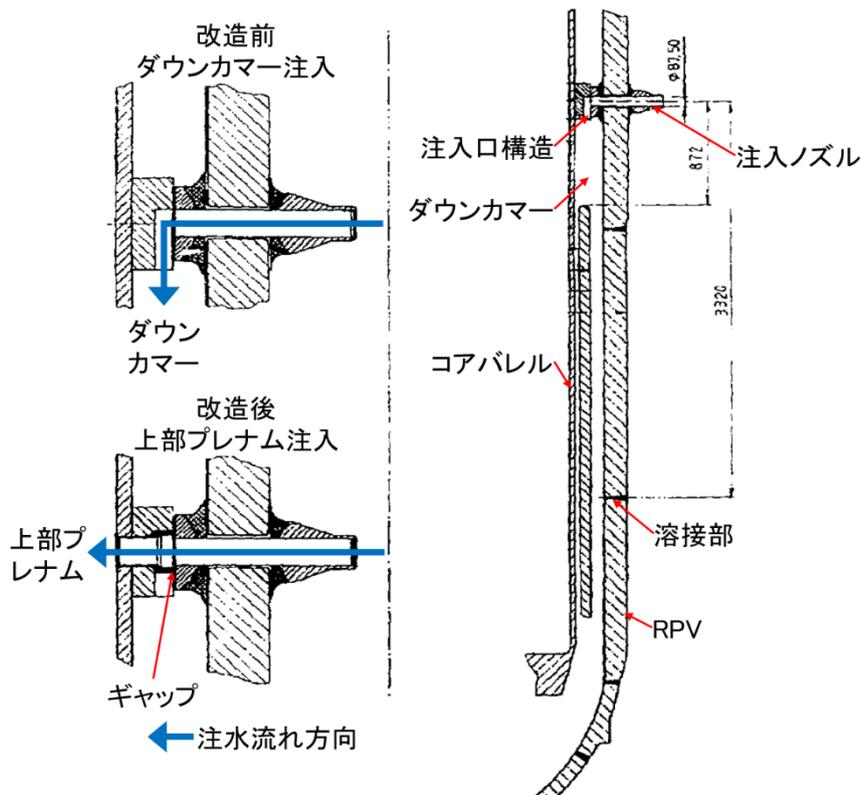


図 2 左上:改造前の注入口構造、左下:改造後の注入口構造  
右:改造前の RPV ダウンカマー断面図[3]

このダウンカマー注入は炉心冷却の観点では好ましいが、1980年代から、RPV に対する加圧熱衝撃(PTS)の懸念が示されるようになった[3]。特に、この注入系の RPV ノズルの下約 3.3 m のところには RPV 周方向溶接部があり、溶接部は PTS 感度が高いことが知られていた。一方で、コールドレグ配管は鍛造であり、炉心に面していないため照射脆化もないことから、PTS 感度は低い<sup>1</sup>。

その後、寿命末期の RPV 脆性遷移関連温度( $RT_{NDT}$ )を  $150^{\circ}\text{C}$ 、安全注入水温を  $5^{\circ}\text{C}$  などと仮定して独自の PTS 解析が実施された。その結果、当時の解析手法では、ドール 1/2 号機の RPV の健全性を証明できなかったため、安全注入タンクを加熱し、温度を  $40^{\circ}\text{C}$  に高める改造を施した(1990 年)。しかし、さらに保守的な PTS 解析では、その改造では不十分とされ、上部プレナム注入(UPI)を採用することとなった。なお、UPI の概念はドール 1/2 号機の設計段階でも検討されたが、当時の熱水力計算コードでは UPI の実効性を示せず、採用は断念された。

解析評価技術が進歩し UPI の有効性を示すことができたので、1992 年の燃料交換停止時に、高圧安全注入ノズル部の改造が行われた。炉内構造物を RPV に入れたまま、放電加工によりコアバレルに穴を空け、スリーブを挿入し、機械加工で広げることにより、ダウンカマーへの

<sup>1</sup> 国内では、原子炉容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止は、JEAC4206[6]に定められた LOCA 時の原子炉容器壁近傍の温度評価手法ならびに PTS 評価手法を用いて、健全性を評価している。その際、JEAC4201[7]を用いて、評価運転期間にわたる中性子照射による脆化に係る関連温度等を予測している(評価例:参考資料[8][9])。

流路をふさいだ(図 2 左下図)。なお、この改造作業は、モックアップによって事前に検証されたものである。

## (2) 1 次冷却材の漏えい

2018-04-23、定格運転中のドール 1 号機において、1 次冷却材の漏えいが検知され(図 3)、同機は冷温停止状態に移行された。漏えい箇所は、格納容器内で UPI-A ラインの逆止弁下流側であり、隔離不能であった。

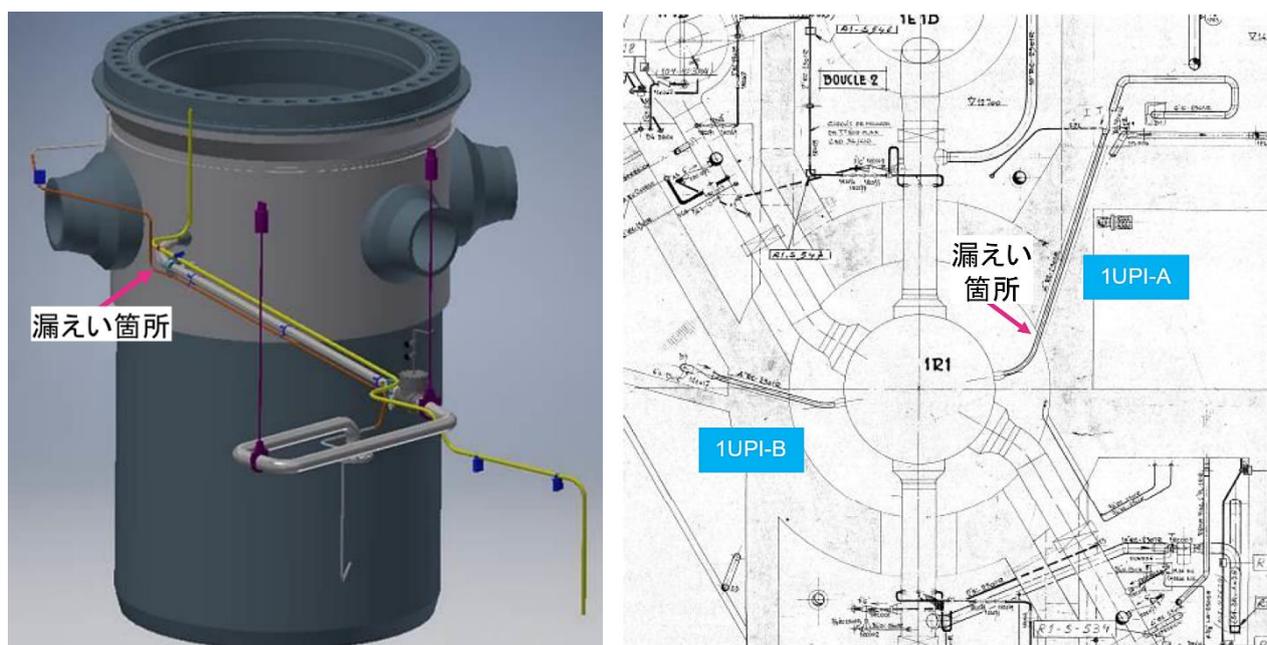


図 3 ドール 1 号機漏えい箇所(左:3次元概要図、右:平面図)[2]

UPI-A 配管の非破壊検査(NDE)により、エルボとの溶接部の上流側の直管の内側底部に亀裂のような複数の指示が見つかった。さらに、溶接部周辺に周方向の指示も見つかった。この結果を受け、1号機のUPI-B並びに2号機の両UPIラインも検査され、同様な欠陥が2号機のUPI-Aで見つかった。切り取ったUPI-A配管の調査から、亀裂の原因は冷却材が関与する低い応力の高サイクル疲労であり、周期的な熱応力が発生していたはずと推測された。

劣化現象の理解は不十分であったが、問題の配管を取り換えることと、NDEの頻度を高めることと、特に配管外表面温度を監視することを条件に、2019年初に両号機の再起動が認められた。Bel Vでも、少なくとも1運転サイクルの運転は安全に行え、その期間に劣化現象を理解できると評価した。

## (3) 現象解明

再起動後、1台の1次冷却材ポンプ(RCP)を運転するやいなや、全てのUPIライン上で温度変動が観測された。さらに、CFD解析によりUPI-AラインのRPV注入ノズルとコアバレルの間にギャップ(図2左下図)が存在すると、周期的な流動が発生し得ることが示された。このギャップは、UPI内部の目視検査で確認されている。

上部プレナムとダウンカマーの圧力差により、このギャップを通る流れが発生する。注水口構造部で、非対称流れが生じると、流動の渦成分(高温)がUPI-A配管の欠陥の見つかった箇所

まで到達し得る。渦の先では、低温の安全注入タンク水が滞留しており、渦成分との間で大きい温度差がある。ギャップの状態(境界条件)が一様ではないと仮定すると、渦構造の到達長さが前後し温度変動する領域が生じる。UPI-B ラインで亀裂欠陥が見つかっていない理由は、UPI-A よりも優れた断熱材が用いられており、軸方向で渦構造が前後しても、特に渦構造の先の軸方向温度勾配が小さく、結果的に温度変動幅も小さいためと推定されている。

2019-2020 年の定期点検では、両号機とも UPI ラインに有意な欠陥を意味するような指示は見つからなかったことから、両号機の 2020 年の運転は許可された。なお、事業者情報[5]によると、ドール 1/2 号機とも 2025 年中に恒久停止する計画となっている。

### 3. 今後の対応

本件は、PWR の安全注入ラインから漏えいが発生し、手動原子炉停止した事例である。漏えいの直接原因は、注入ラインの直線配管部の亀裂。根本原因は、建設当時に既に当該配管内面に傷等の不良があったことと、設計変更管理が不適切で注入口構造の改造工事で残されたギャップを見落としたことと、改造工事後の長期的影響評価を行っていなかったこととされる。事業者による調達管理、改造工事管理及び設計変更管理に課題があったことから、教訓を取り入れるとしても、事業者による取り組みの範囲にとどまる。さらに、恒久停止していない国内 PWR で、安全注入ラインをダウンカマー注入から UPI に改造したものはない。以上のことから、本件は 2 次スクリーニングアウトとする。

### 4. 参考資料

- [1] Thermal Fatigue issue in the Upper Plenum Injection lines at Doel 1-2, ETSON News(20 20-09-16 付)、<https://www.etsn.eu/node/77>
- [2] Doel 1&2 Upper Plenum Injection line issue, TRACTEBEL, International Workshop on Age-Related Degradation of Reactor Vessels and Internals, USNRC, Washington, 2019-05-23~24, <https://www.nrc.gov/docs/ML1915/ML19150A178.pdf>
- [3] R. GERARD, A. FABRY, INTEGRITY ASSESSMENT OF DOEL 1 AND 2 REACTOR PRESSURE VESSELS, IAEA Specialist's Meeting on The Integrity of Pressure Components of Reactor Systems, 1992-05-25~29, <https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/25/062/25062104.pdf?r=1&r=1>
- [4] ISP-20, STEAM GENERATOR TUBE RUPTURE, CSNI Report No 154, OECD/NEA, December 1988, <https://www.oecd-neo.org/upload/docs/application/pdf/2020-01/csni88-154.pdf>
- [5] The decommissioning of the Doel and Tihange power plants: a new industrial challenge in complete safety, <https://nuclear.engie-electrabel.be/en/nuclear-energy/major-nuclear-projects-belgium/decommissioning>
- [6] JEAC 4206-2007、原子力発電用機器に対する破壊靱性の確認試験方法
- [7] JEAC 4201-2007、原子炉構造材の監視試験方法
- [8] 泊発電所1号炉 高経年化技術評価(中性子照射脆化) 補足説明資料、<https://www.nsr.go.jp/data/000248851.pdf>
- [9] 泊発電所2号炉高経年化技術評価(中性子照射脆化)補足説明資料、<https://www.nsr.go.jp/data/00317754.pdf>