解説記事

我が国初の軽水型発電炉 JPDR における腐食割れ損傷事例

国立研究開発法人　日本原子力研究開発機構
塚田　隆　Takashi TSUKADA
相馬　康孝　Yasutaka SOMA

１．はじめに

我が国の原子力発電は、旧日本原子力研究所（現日本原子力研究開発機構。以下、原研）の動力試験炉（Japan Power Demonstration Reactor：JPDR）における 1963 年 10 月 26 日の発電成功に始まる [1-3]。JPDR の設置目的は、1) 原子力発電所の建設、運転ならびに保守に関して実際の経験を得る、2) 各種試験、実験を行い動力用原子炉系の特性を理解する、3) 国産燃料の照射試験、国産部品の特性試験や寿命試験を通じて軽水型動力炉の国産化に貢献することであった [4]。そのため JPDR では電力会社、メーカーから出向された多くの技術者、研究者も運転、試験等に参加し、その後の商業用軽水炉の建設、運転にも大いに貢献された [5]。

JPDR は出力倍増のための改造等を経て 1976 年 3 月まで運転された。その後 1986 年からは原子炉施設の解体、撤去による廃止措置に供され、世界的にも早期の廃炉事例として貴重な知見と経験を残した [6]。

一方、JPDR の運転は様々な要因により順調であったとは言い難い。その大きな原因の一つは原子炉の構造材料に発生した腐食割れ損傷によるトラブルであった [1,3,4]。その後建設された商業用軽水炉も応力腐食割れ等の様々な腐食割れ損傷に長く悩まされて来たことは事実であるから JPDR はその「原点」といえる。

本解説では JPDR で経験された腐食割れ損傷事例として、原子炉圧力容器のオーバーレイクラッド及びノズルセーフエンド部における損傷事例を紹介する。

２．動力試験炉 JPDR の概要

2.1 導入の経緯

原研は 1956 年に原子力の研究、開発及び利用の促進に寄与することを目的とし設立された [3]。原研に小型の試験用動力炉を建設する準備は 1957 年中頃から進められ、1959 年 3 月には沸騰水型動力試験炉を米国 GE 社から導入することが内定した [7]。1960 年 8 月に安全審査に合格し、同年 9 月に GEJ（GE Japan）社と契約を結び建設が開始された [2,3,7]。そして 1963 年 8 月 22 日に核燃料が炉心に装荷され同日臨界となり 10 月 26 日初発電に成功した。

JPDR は自然循環式直接サイクルの沸騰水型原子炉（以下、BWR）プラントで定格熱出力 45 MW（電気出力 12.5 MW）である。設置目的の一つである国産燃料の照射試験を行うため、当初から熱出力を倍増させる改造が可能な設計とされていた [7,8]。JPDR は 1969 年 9 月まで運転された後その改造に入り 1971 年 12 月に改造工事を完了した。改造後のプラントは熱出力 90 MW、冷却方式が強制循環式となり JPDR-II と呼称された [1,9]。以下では改造前のプラントを JPDR-I とする。

2.2 プラントの概要

JPDR プラントの系統概略を図 1 に示す [10]。図中の上部に既設と記した系統（強制循環ポンプを除く）が改造前の JPDR-I であり、新設と記した系統及び強制循環ポンプを含む全体が改造後の JPDR-II である。改造後は出力倍増による追加 45 MW 分の蒸気を消費するためダンプコンデンサーが新設された。

JPDR-I の原子炉圧力容器の構造を図 2 に示す [3]。この圧力容器は国産初の圧力容器であった。容器本体は低合金鋼（ASTM A302B Mod.、厚さ約 67 mm）製であり内径約 2 m、内高約 8 m である。容器内面は低合金鋼の腐食防止と冷却水の水質維持のため全面にステンレス鋼溶接肉盛り（SUS304 鋼相当材、厚さ約 6.4 mm）によるオーバーレイクラッド（以下、クラッド）が施された。冷却水の圧力容器入口温度は 127 ℃、出口温度 277 ℃、炉内圧力 62.5 kg/cm^2 であった。炉心部有効高さは約 1.5 m、装荷燃料は 2.6 % 低濃縮ウランであり、燃料棒を 6 × 6（改造後は 7 × 7）列の正方格子状に配置した燃料集合体 72 体が炉心に装荷された [8]。

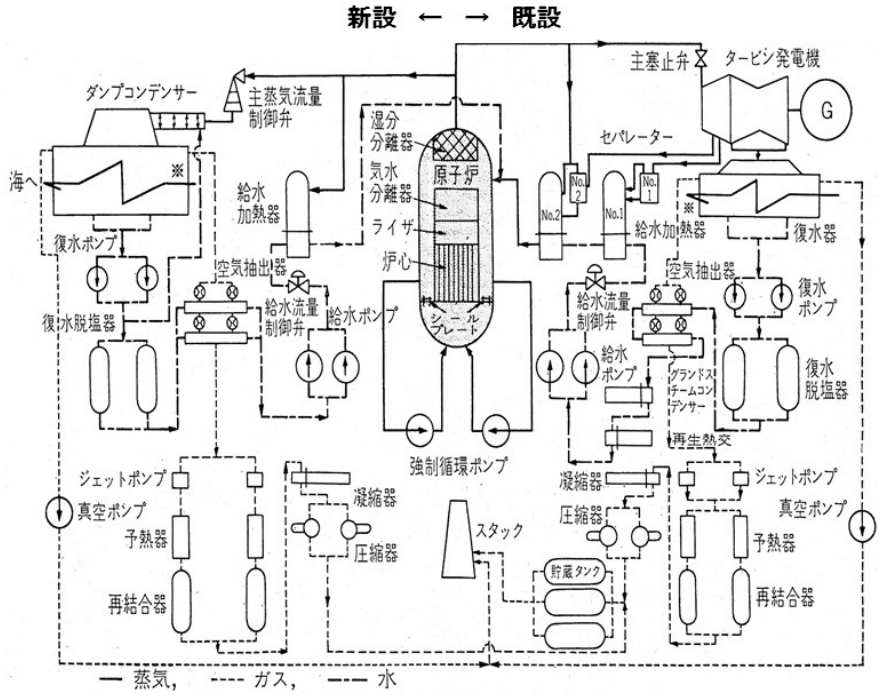


図 1　JPDR プラント系統概略図 [10]

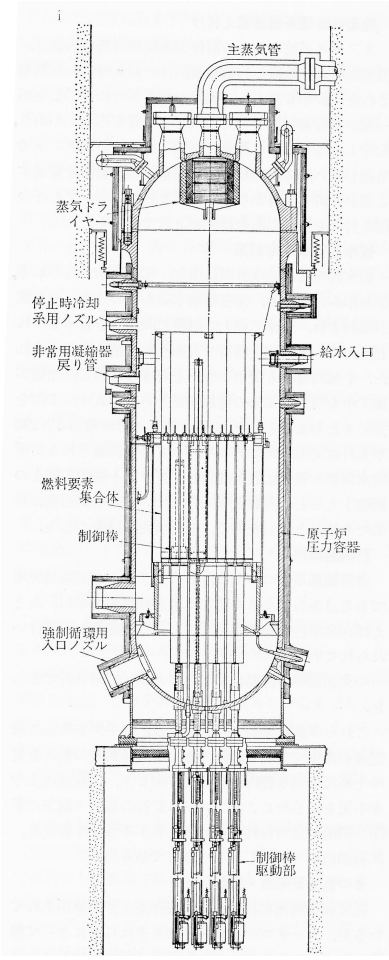


図 2　JPDR-I 圧力容器断面図 [3]

JPDR の原子炉圧力容器には設計当初から強制循環式に変更できるように強制循環ポンプを接続するノズルが設けられていた [2,8,11]。また、上蓋には主蒸気管の他に実験用フランジが 4 個取り付けられ計装燃料の信号ケーブルの取り出し等に使用された [7]。さらに、圧力容器上蓋頂部に主蒸気管ノズル及び蒸気乾燥器があるなど、以降の商業用 BWR に比べ小型かつ構造設計に異なる部分があった。

３．JPDR 圧力容器クラッドの損傷事例

3.1 ヘア・クラックの発見と対応の経緯

初臨界から累積運転時間で 7,335 時間を経た 1966 年 5 月実施の第 1 回定期検査で圧力容器上蓋内面に微細な割れが目視された。割れはその形態からヘア・クラックと呼ばれ、液体浸透探傷法により検査した結果、クラッド表面のかなり広範囲に割れが存在していた [8-10,12]。図 3 に圧力容器上蓋クラッドから摘出された割れ発生部表面のスンプ法による写真を示す。

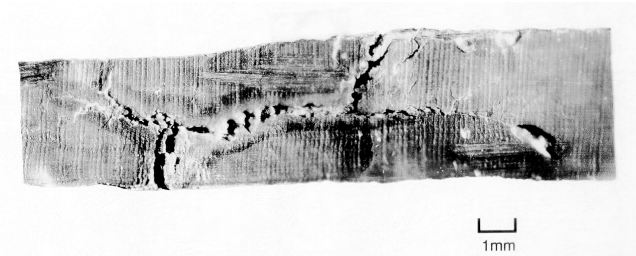


図 3　JPDR 上蓋から摘出したクラッドサンプル表面の割れ
（T. Kondo et al., 1967）

JPDR 圧力容器内面のクラッドは、胴部は機械溶接で施工されたが、ノズル等が多く複雑な構造の上蓋は手溶接施工であった。ヘア・クラックの発生は手溶接部に限定されていた。上蓋クラッドの表面における割れの長さは平均 5 ～ 10 mm で最長 25 mm、割れ発見数は約 200 か所であった [12]。割れ発生部のクラッド表面をスンプ法で調べた結果、ほぼすべて粒界割れであった。クラッドから採取した材料のフェライト量を測定した結果、機械溶接部は 7.5 ～ 10 % のフェライト量であるのに対し、手溶接部は 2.5 ～ 7.5 % と低く、Cr/Ni 比が SUS304 鋼の標準より低いことが分かった。

この調査結果から割れ発生に溶接施工の不適切が関与したことは明らかとされ、補修工事のため上蓋を工場へ搬出し手溶接クラッド部を除去し、新たな肉盛溶接が行われた。補修後は各種検査により機械溶接と同程度の材質であることが確認され、以降の定期検査ではクラッドに新たな割れは発見されなかった [12]。

ヘア・クラック補修作業では、手溶接クラッドの除去作業において割れが集中的に発生していた部分 4 か所（大きさ約 60 ～ 70 mm）を除去せずに保存した [12]。保

存の目的は、再稼働後に既存の割れがどのように変化するかをモニタリングすること及び将来的に保存部を圧力容器から切り出し金属組織学的に詳細な検査を実施することであった。

圧力容器上蓋にヘア・クラックが発見されたため、手溶接施工の圧力容器底部及び運転中に応力レベルが最大となる強制循環ノズル部を中心として欠陥の有無を調査する必要が生じた [10,13]。1968 年 5 月にプラントを停止しボロスコープによる水中内面観察、電気抵抗法、超音波探傷法、液体浸透探傷法による圧力容器内部検査が同年 11 月まで実施された。その結果、容器西側強制循環ノズル部のノズルコーナーから約 50 mm 離れた胴体部の手溶接クラッドに数個の平均長さ 30 mm、深さ 3 mm 以下の割れが発見された [13,14]。この割れは構造物の放射線量及び構造上の問題から補修は不可能であったため、クラッドにこれらの欠陥を残したまま JPDR-II に改造し運転可能かについて構造強度的な安全性評価が行われた [15]。

その評価では、クラッド材試験片による低サイクル疲労試験の他、圧力容器の 1/3 モデルを製作して内圧繰り返し試験等が行われた。さらに圧力容器鋼の照射脆化に関する評価も行われた [16]。それらの試験結果を総合的に検討し、クラッドに割れを残したままでも JPDR-II への改造及びその後の運転には支障がないという結論が得られた [9]。

海外炉における原子炉圧力容器クラッドの損傷事例に関する文献調査も行われた。参考にされたのは米国の Experimental Boiling Water Reactor (EBWR) [17] 他 3 炉におけるクラッド損傷事例であった [12]。調査の結果、JPDR とこれらの炉ではクラッド施工法に違いがあり同一に比較できないが、工学的に重要な論点であるクラッド内のき裂が圧力容器母材低合金鋼への進展する可能性については、いずれの事例でも進展は認められずまた将来もその可能性はないとされていた。

さらに、1968 年 5 月には JPDR 上蓋クラッド損傷部から採取したサンプル調査の結果（3.2 に後述）について討論することを目的に米国へ調査団が派遣された [18]。米国では圧力容器の実機モデルによる疲労試験を実施していた Southwest 研究所、BWR を開発した GE 社の San Jose 研究所他において議論が行われた。その結果、クラッドのき裂が母材低合金鋼に達しかつ母材に何らかの変化を生じたのは JPDR が初めてであること、圧力容器の健全性評価に必要な高温高圧水中における低合金鋼のき裂進展挙動の知見は必要であるが現状（当時）では皆無であること等の見解が米国側より示された。クラッド内き裂の母材への影響に関しては、JPDR のサンプル調査結果と異なる点があった。

3.2 クラッド損傷部サンプルの調査結果

ヘア・クラック補修の際に上蓋内面に保存された 4 か所の割れ発生部のうち最大の部分が 1967 年末に採取された。その時点までの累積運転時間は約 12,000 時間であった [19,20]。採取は保存箇所の周囲を切削除去し母材の一部を含めて行われた。採取した試料は図 4 下図のように細断され、金属組織観察及びX線マイクロアナライザー (XMA) による元素分析に供された。

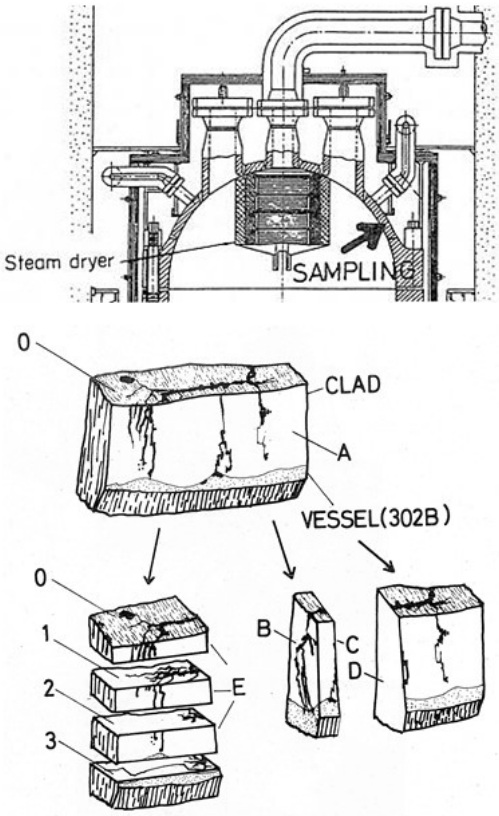


図 4　圧力容器クラッドのサンプル採取位置（上）
及びサンプル切断要領（下）［19］

図 5 には XMA により分析した割れ近傍のクラッド材の合金組成をシェフラーの組織図上に示す [19-21]。図中の⦿点は割れから離れたクラッド材の分析値であり正常な SUS304 鋼溶接金属の組成である。一方、①～⑤は表面からの深さ方向の分析値を示し、割れ近傍の合金組成はオーステナイト単相またはマルテンサイトを含むオーステナイト相が形成される領域にあることを示している。その場合に応力腐食割れ（以下、SCC）の感受性が高くなることは当時既に知られていた。

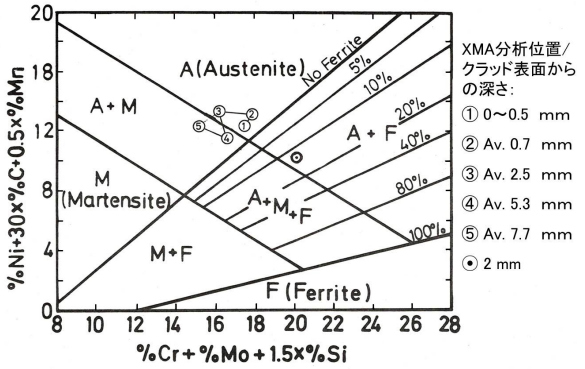


図 5　割れ近傍のクラッド組成分析結果（①～⑥）[19]

図 4 中の A 面におけるき裂の断面形態を図 6 に示す [9,19-21]。き裂の幅及び分岐の特徴から、割れは表面近傍で発生し分岐しながら母材へ向かって進展したと判断された。き裂の先端は母材にほぼ垂直に到達していた。また、肉盛溶接施工は 3 層であったが観察上各層の分別は困難であり手溶接法が原因と考えられる合金組織の混合が生じていることが観察された [19,20]。

図 6　JPDR 圧力容器クラッド内のき裂断面 [19]

JPDR のクラッド割れに特徴的なことはき裂が圧力容器母材に達し母材内への侵食が認められたことである。到達箇所では図 7 のように母材側に微小な孔が形成され孔食に近い形態を示していた。この局部的な腐食の原因としては、酸素濃淡電池効果によるクレビス腐食及びステンレス鋼と低合金鋼の接触によるガルバニック腐食の可能性が指摘された [9,19-21]。

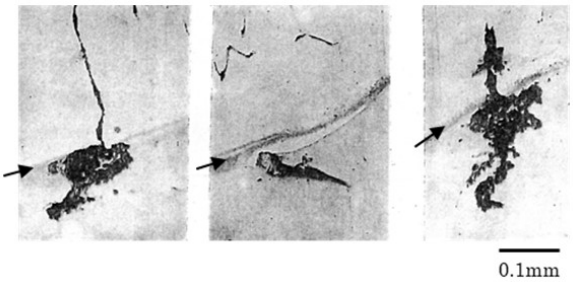


図 7　クラッド／母材境界のき裂先端部断面 [19]
（図中の矢印はクラッドと母材の界面を示す）

摘出サンプルの金属組織学的調査の結果をまとめると、上蓋クラッド部では手溶接の施工条件（入熱、溶接棒の選定等）が不適当であったため溶着金属中の Cr 量が低下し組織不安定性を生じた。特に母材との接合部付近では母材による過度の希釈により大きな Cr 量低下を生じ、ステンレス鋼の鋭敏化により SCC 感受性が高まったとされた。溶接時に生じた微細な欠陥（ミクロ割れ）の存在がき裂発生に影響した可能性は否定できないが、き裂の発生及び進展に SCC が強く関与したと考えることが妥当とされた [12]。クラッド内き裂のいくつかは母材低合金鋼に到達し微細な腐食を生じた。この微細な腐食が原子炉の運転に伴う応力変動により腐食疲労現象またはクレビス腐食として進展する可能性を検討することの重要性が指摘された [19,20]。

圧力容器クラッドの SCC には上蓋内部の環境条件も影響したと考えられる。JPDR ではヘア・クラックの発生は蒸気相に接する内面に限定されていたが、米国 EBWR のクラッド割れ（1965 年 5 月発見）の調査結果 [17] でも割れの 75 %は蒸気に接する表面で発生したと報告されている。当時の SCC に対する認識では、高純度水中の塩化物イオン濃度が数 ppb 程度と低ければ SCC は抑制可能と考えられており、JPDR の原子炉供給水は塩化物イオン濃度を 10 ppb 以下に制御していた [22]。しかしその後、酸素レベルが十分に低くなければ低塩化物イオン濃度でも SCC を生じることが知られた。JPDR 上蓋内の蒸気中の酸素レベルは約 35ppm と実測され、SCC の発生可能な条件にあったと推測された [12,19]。

さらに試験用燃料集合体の交換などのため上蓋を大気開放する回数が多く、圧力容器内の環境条件の変動が大きいことがクラッドの割れ発生、進展に影響を与えた可能性も高かったと考えられる。

3.3 圧力容器鋼の環境助長割れ研究の発展

環境助長割れ（Environmentally Assisted Cracking; EAC）は応力腐食割れ、腐食疲労、水素割れ等の総称であるが、高温高圧水環境で使用される原子炉材料には近年まで様々な損傷形態として現れ、軽水炉の歴史においてしばしばその安定的な運転を妨げる要因となって来た。JPDR のヘア・クラック問題を契機として、原研では圧力容器低合金鋼の腐食疲労き裂進展挙動に関する研究が 1968 年には開始された。当時国内外に軽水炉条件を模擬する高温高圧水中において疲労試験を実施可能な試験装置は存在しなかった。このため、まず 90℃までの純水中で低サイクル疲労試験を行える装置が製作され、低合金鋼疲労き裂進展速度と温度及び荷重繰返し速度の関係が調べられた [23,24]。その結果、10cpm 以下の遅い繰返し速度では腐食疲労効果が顕著に現れ疲労き裂進展が加速される現象が発見された。図 8 は 1969 年原研に設置された BWR 環境を模擬可能な世界初の高温高圧水中疲労試験機である。

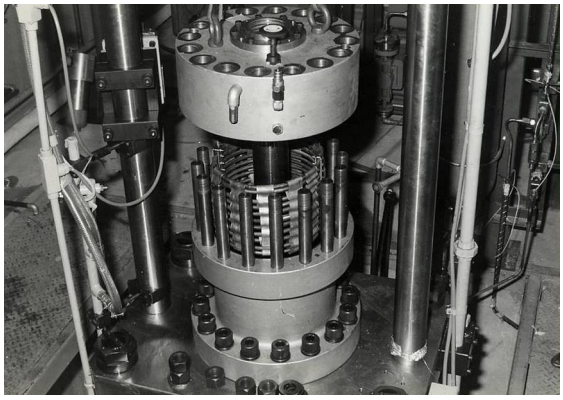


図 8　世界初の高温高圧水中疲労試験機（原研）

図 8 の試験機を用いて、クラッド内き裂を模擬する予き裂を入れた溶接肉盛クラッド付き低合金鋼試験片により得られた、史上初といえる高温高圧水中疲労き裂進展データを図 9 に示す [21,26-29]。この図は、200 ℃の高温水中（試験部出口の溶存酸素濃度は 0.3 ppm 以下）において、繰返し速度が 300 cpm から 1 cpm までは速度の低下に伴い 1 サイクル当たりのき裂進展速度が増大しており、繰返し速度の影響が大きいことを明示している。さらに 0.2 cpm まで繰返し速度が低下すると逆にき裂進展の平均速度は小さくなった。その原因は、当時別途開始された高温高圧水中人工クレビス腐食試験による知見 [30,31] に基づき、低合金鋼中を低速で進展する疲労き裂先端部で孔食が形成されき裂が停滞したと説明された。この荷重繰返し速度の影響に関する知見は、圧力容器鋼の高温高圧水中腐食疲労試験法を国際的に共通化することに役立てられた [32]。

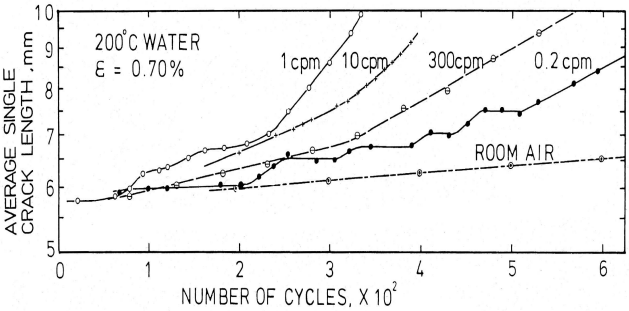


図 9　低合金鋼（ASTM A-302B）の高温高圧水中腐食疲労き裂進展への荷重繰返し速度の影響 [26]

原研では当該装置及び同型機により高温高圧水中腐食疲労試験データの取得を進め、当時急速に発展していた破壊力学的手法を適用し腐食疲労き裂進展データベースが拡充された。その成果は米国機械学会が 1971 年に制定した維持規格 ASME Code Section XI の 1974 年改訂にも反映された [32]。また 1978 年には国際共同研究組織（International Cooperative Group on Cyclic Crack Growth Rate: ICCGR）の活動が開始される等、圧力容器鋼の高温高圧水中腐食疲労研究及びそれに関する国際的な協力関係が急速に進展した [33-36]。

4．JPDR ノズルセーフエンド部の損傷事例

4.1 損傷の発見と対応の経緯

JPDR-II への改造工事が完了し出力上昇試験を実施中の 1972 年 8 月に原子炉冷却水の漏洩が発生した [9]。初臨界からの累積運転時間は約 15,000 時間であった。漏洩箇所は圧力容器炉心スプレイ系ノズルセーフエンド（ステンレス鋼）とステンレス鋼配管の溶接部であった。同様の損傷が他の箇所にも存在することが予想されたため、構造上及び放射線強度上調査不可能な箇所を除く全ての圧力バウンダリー系統の溶接部計 575 箇所に対して非破壊検査（目視検査、液体浸透探傷、超音波探傷、X 線探傷）が行われた [37]。検査の結果割れ損傷が検出された部位は、貫通割れを生じた（イ）炉心スプレイ系のほかに、（ロ）停止時冷却系及び（ハ）給水系のそれぞれノズルセーフエンドと配管の溶接部であった。これら損傷発生部位についてサンプル切り出しと割れ発生原因の詳細な調査が行われた。

4.2 損傷部の調査結果

(1) 割れの発生位置及び形態 [38-40]

図 10 に貫通割れが発生した炉心スプレイ系ノズルセーフエンドと配管の溶接部位置 [38]、図 11 に割れの断面写真を示す [39]。全ての配管系において割れはノズルセーフエンドと配管の溶接部近傍の天側に多く発生していた [40]。個別の配管系の特徴は、(イ) においては図 11 に示すように溶接部近傍の鋭敏化領域に多数の粒界割れが発生し、そのうち圧力容器寄りの一つの割れが厚さ 5.1 mm の配管を貫通していた。(ロ) においても鋭敏化領域に粒界割れが発生し、最大のものは管厚みの 70%相当する 5.3 mm の深さまで進展していた。(ハ) においては鋭敏化領域を中心とした最大でも 1 mm 以下の比較的浅い貫粒割れが多数見られた。また、全てのケースで鋭敏化領域外に小さな貫粒型の割れが小数発生していた。

(2) 応力条件 [40, 41]

(イ) に関しては異径管の接合によって応力集中のしやすい形状をしており、溶接部に曲げ・ねじれによる過大な応力が負荷されていると推測された。そこで、実機の形状と製造プロセスを再現したモックアップによる疲労試験が実施された結果、少なくも実機相当の疲労サイクルでは割れに至らないことが確認された。他の配管系に関しても、切り出し時に配管と圧力容器セーフエンド側に最大 10 cm 以上の食い違いが生じたことや他の配管等と接触している箇所が存在したことから、設計時の応力計算とは別に、炉の現状に即した応力計算が実施された。その結果、(ロ) 及び (ハ) における 1 次及び 2 次応力の合計はそれぞれ 24.0 kg/mm^2 及び 10.3 kg/mm^2 と計算され、これらに溶接残留応力の推計値約 20 kg/mm^2 を加算しても破断には至らないと考えられ、調査された全ての配管系において応力単独では破断に至らないと結論された。

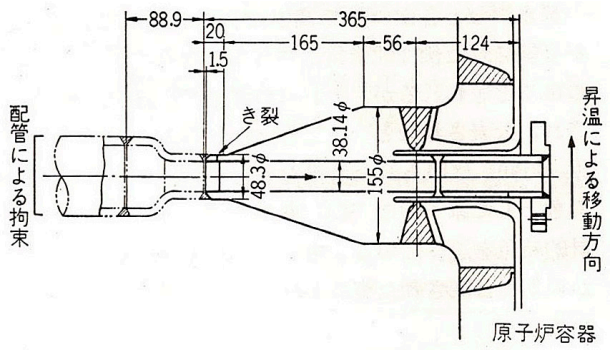


図 10　炉心スプレイ系ノズルセーフエンドの構造と割れが発生した溶接部位置 [38]

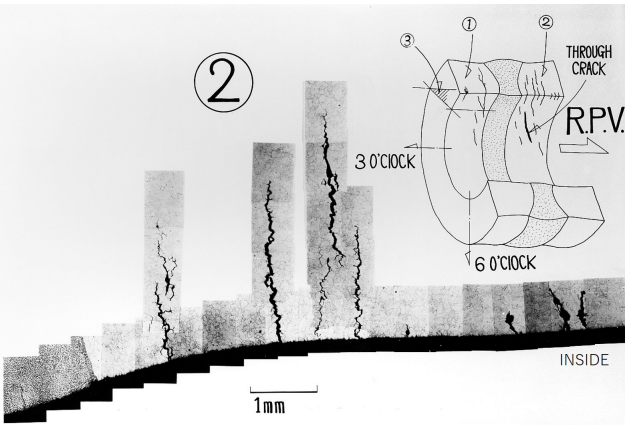


図 11　炉心スプレイ系配管溶接部に発生した割れ [39]

(3) 材料条件 [39, 40]

全ての配管材料は SUS304 鋼相当材（引張強さ約 68 kg/mm^2、降伏応力約 36 kg/mm^2）である。エッチングによる組織観察の結果、全ての溶接部で溶接金属から 6 ～ 8 mm までの範囲に鋭敏化が確認された。現場溶接後の熱処理は実施されていない。溶接部のフェライト量は 1.7 ～ 8.6 % の範囲にあり、ビッカース硬さは 200 HV 前後であった。

(4) 環境条件 [40]

基本的に運転中における炉水温度は 277 ℃であり、(ハ) のみ最大 125 ℃である。水の流動状況は、(イ) は容器内水面近傍に位置し滞留、(ロ) は水中にあるが運転中は炉水と同じ水質で滞留していると考えられた。(ハ) のみ流水である。運転中の炉水溶存酸素濃度は 0.1 ～ 0.4 ppm であるが、(イ) のみは気水界面付近に位置するため、運転開始時に水位が変動し大気が密閉状態で加圧されることにより溶存酸素濃度が大きく上昇する可能性が指摘された。塩化物イオン濃度は常時 0.1 ppm 以下に制御され、高温運転中にそれを超過したのは数時間のみで、最大値は 0.67 ppm であった。

(5) 結論及び調査後の経緯

以上の調査の結果、貫通割れを含む粒界割れは三つの因子、すなわち降伏応力近傍またはそれを超える応力因子、溶接による鋭敏化という材料因子、及び溶存酸素を含む高温水という環境因子が重畳した結果発生した SCC であるとされた。一方、貫粒割れについては配管内面の粗さとの関連性が議論された。特に (ハ) ではグラインダー仕上げ跡のある付近に割れが発生したことから、表面仕上げによる引張残留応力やひずみ誘起マルテンサイト変態等の可能性が示唆された [39]。

損傷の発生した 3 配管系については再発防止のため溶接方法に十分配慮した補修が行われた。さらに、再稼

働後には供用中検査を ASME Code Section XI に準じて行うなどの措置を講じることとし、JPDR-II は 1975 年 9 月に再稼働された [9]。JPDR における損傷調査は国内初の軽水炉配管 SCC 損傷に係る詳細調査であり、補修工事を経て再稼働までに約 3 年を要した [1,9]。

５．おわりに

動力試験炉 JPDR（1963 ～ 1976 運転）は我が国初の軽水型発電炉であり、パイロットプラントの宿命として数々のトラブルを経験した。本解説で紹介した圧力バウンダリーの割れ損傷も我が国初の経験であり、その対応は原研、電力会社、メーカーの幅広い協力の下に実施された。得られた成果は、圧力容器鋼の EAC 研究の端緒になると共に、商業用軽水炉の運転、検査等にも役立てられた。文献 [42] には JPDR における損傷調査で得られた知見を含め当時（1976 年）の SCC に対する見解が要約されている。それは現在から見ても異論のない見解であるばかりでなく、例えば SCC 対策では 3 要因それぞれを可能な限りの改善すべきこと、材料を低炭素化してもそれ単独では SCC 免疫とはならないこと等、以降の軽水炉で経験された SCC 問題に関連する指摘もされていた。本解説で紹介した JPDR の経験は、我が国の軽水炉腐食割れ損傷の歴史を振り返る上での「原点」である。

謝辞

本解説は、近藤達男氏（元原研、東北大学客員教授。2020 年逝去）より著者らが伝聞した内容を基に調査、執筆した。氏の生前のご指導に篤く感謝します。さらに、村主進氏及び中島甫氏（元原研）には当時の状況を詳しくご教示頂いたことに謝意を表します。

参考文献

[1] 石川寛、「軽水炉プラントーその半世紀の進化のあゆみ　第 4 回　日本の原子力発電の始まり」、日本原子力学会誌、Vol. 50, No. 1 (2008)

[2] 平田穣、「動力炉特集 I. JPDR の建設」、日本原子力学会誌、Vol. 6, No. 6, pp. 2-7 (1964)

[3] 原研十年史、日本原子力研究所 (1966)

[4] 村主進、「JPDR の運転実績と経験」、原子力工業、第 13 巻、第 1 号、pp. 33-41 (1967)

[5] 村主進・司会、他 6 名、「座談会　原子力発電 20 年ー JPDR の果たした役割ー」、原子力工業、第 29 巻、第 12 号、pp.38-56（1983）

[6] 宮坂靖彦、渡辺正秋、田中貢、中村寿、清水義弘、他 10 名、「JPDR 解体実地試験の概要と成果」、日本原子力学会誌、Vol. 38, No. 7, pp. 553-576 (1992)

[7] 日本原子力研究所、動力試験炉建設室、「動力試験炉 (JPDR) の概要と安全対策　資料 No.5」、JAERI 6005 (1960)

[8] 川崎稔、上家好三、中村竹夫、出井義男、田刈子功、松永征雄、「JPDR の運転のまとめ」、JAERI-M 4482 (1971)

[9] 原研二十年史、日本原子力研究所 (1976)

[10] 村主進、佐々木諭、「JPDR の運転経験」、原子力工業、第 19 巻、1 号、pp.30-34 (1973)

[11] 村主進、三井田純一、「JPDR の実績と出力上昇計画」、日本原子力学会誌、Vol. 11, No. 13, pp. 40-51 (1969)

[12] 川崎正之、「JPDR 圧力容器クラッドのヘア・クラックの調査とその対策」、原子力工業、第 13 巻、12 号、pp. 35-42 (1967)

[13] 村主進、「JPDR 原子炉圧力容器の炉内検査」、原子力工業、第 15 巻、第 7 号、pp. 33-37 (1969)

[14] 日本原子力研究所、動力試験炉圧力容器試験部、「JPDR 原子炉圧力容器検査報告」、JAERI-memo 3327 (1968)

[15] 藤村理人、宮園昭八郎、植田脩三、古平恒夫、柴田勝之、他 6 名、「JPDR 圧力容器の構造安全性の評価」、JAERI 1236 (1973)

[16] 藤村理人、古平恒夫、生田目宏、鈴木公明、「JPDR 圧力容器の照射脆化の安全性の評価」、JAERI 1202 (1971)

[17] N. Balai, C.R. Sutton, E.A. Wimunc and R.F. Jones, “Inspection, Evaluation, and Operation of The EBWR Reactor Vessel”, ANL-7117 (1965)

[18] 日本原子力研究所、「JPDR 圧力容器問題に関する第一次報告」、JAERI memo-3150 (1968)

[19] 近藤達男、中島甫、長崎隆吉、「JPDR 圧力容器のクラッドの亀裂に関する材料学的検討 I 金属組織について」、JAERI-memo 3480 (1969)

[20] T. Kondo, H. Nakajima and R. Nagasaki, ” Metallographic Investigation on the Cladding Failure in the Pressure Vessel of a BWR”, Nuclear Engineering and Design, vol. 16, pp. 205-222 (1971)

[21] 近藤達男、「原子炉材料の腐食」、石森富太郎編：原子炉工学講座 4 、燃･材料、培風館、pp. 330-376　(1972)

[22] N. Ishiwatari, ” Water Chemistry of JPDR”, JAERI 1135 (1967)

[23] 近藤達男、菊山紀彦、長崎隆吉、「純水中における低合金鋼の曲げ疲労に及ぼす温度の影響」、JAERI-memo 4020 (1970)

[24] 近藤達男、菊山紀彦、鈴木正規、「純水中における低合金鋼の曲げ疲労に及ぼす歪繰返し速度の影響」、JAERI-memo 4021 (1970)

[25] 近藤達男、菊山紀彦、中島甫、「高温純水中の圧力容器鋼材の腐食疲労に及ぼす歪繰返し速度の影響」、JAERI-memo 4022 (1970)

[26] 近藤達男、菊山紀彦、小林紀、中島甫、新藤雅美、松本正勝「低合金鋼の高温水中の腐食疲労の支配因子・その１」、JAERI-memo 4355 (1971)

[27] 長崎隆吉、「軽水炉圧力容器の腐食疲労」、原子力工業、第 17 巻、第 3 号、pp. 11-15 (1971)

[28] T. Kondo, T. Kikuyama, H. Nakajima and M. Shindo, ” Fatigue of Low-Alloy Steels in Aqueous Environment at Elevated Temperature”, Proc. 1971 Int. Conf. on Mechanical Behavior of Materials, Vol. III, pp. 319-327 (1972)

[29] T. Kondo, T. Kikuyama, H. Nakajima, M. Shindo and R. Nagasaki, “Corrosion Fatigue of ASTM A-302B Steel in High Temperature Water, the Simulated Nuclear Reactor Environment”, Corrosion Fatigue NACE-2, pp. 556-639 (1972)

[30] 近藤達男、長崎隆吉、清水義彦、伊藤伍郎、「高温水中における圧力容器材料の人工クレビス腐食　試験」、JAERI-memo 4019 (1970)

[31] 私信（近藤、菊山）「人工クレビス試験片による JPDR 炉内腐食試験」(1972)

[32] 近藤達男、「原子炉圧力バウンダリにおける亀裂成長と水環境効果」、第 11 回原子力安全研究総合発表会予稿集、pp. 89-111 (1978)

[33] 例えば：M. Suzuki, H. Takahashi, T. Shoji, T. Kondo and H. Nakajima, “The Environment Enhanced Crack Growth Effects in Structural Steels for Water Cooled Nuclear Reactor”, The Influence of Environment on Fatigue, Institution of Mechanical Engineers, London, pp. 161-169 (1977)

[34] 近藤達男、「原子炉圧力境界部における材料の損傷」、日本材料強度学会誌、第 14 巻、第 4 号、pp. 141-159 (1979)

[35] T. Kondo, “Review: Japanese Contributions to Fields of Predicting and Combating Environmentally Assisted Cracking (EAC) of Steels in LWR Water “, J. Nuclear Science and Technology, Vol. 26-1, pp. 126-131 (1989)

[36] H. Seifert and S. Ritter, “Environmentally-assisted cracking of carbon and low-alloy steels in light water reactors”, Nuclear Corrosion: Research, Progress and Challenges, Elsevier, pp. 119-211 (2020)

[37] Y. Futamura, T. Kinoshita and K. Torikai,” Technical Report: Piping Cracks in JPDR, (II) In Service Inspection of Weld Joints in Reactor Coolant Pressure Boundary”, J. Nuclear Science and Technology, Vol. 15, No. 11, pp. 856-862 (1978)

[38] 近藤達男、「原子力工業における応力腐食割れ (SCC) の事例と対策ー軽水炉ー」、金属材料、第 13 巻、第 11 号、pp. 62-67 (1973)

[39] Y. Ogawa, M. Shindo and M. Kikuchi, “Technical Report: Piping Cracks in JPDR, (III), Metallurgical Examination of Cracks in Stainless Steel Pipe”, J. Nuclear Science and Technology, Vol. 16, No. 1, pp. 62-71 (1979)

[40] Y. Futamura, K. Torikai and Y. Ogawa, “Technical Report: Piping Cracks in JPDR, (IV), Analysis of Cause of Cracks Found near Weld Joints Connecting Reactor Vessel Nozzle Safe-End to Pipe”, J. Nuclear Science and Technology, Vol. 16, No. 2, pp. 137-146 (1979)

[41] K. Torikai, T. Kinoshita and Y. Futamura, ” Technical Report: Piping Cracks in JPDR, (I) Relation between Crack and Stress”, J. Nuclear Science and Technology, Vol. 15, No. 9, pp. 697-703 (1978)

[42] 近藤達男、「〈特別寄稿〉原子炉一次系圧力バウンダリー材料の腐食割れ問題の実態と対策」原子力発電開発推進上の諸問題、フジ・インターナショナル（株）、pp.160-169 (1976)

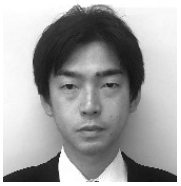
（2020 年 11 月 10 日）

著 者 紹 介

著者：塚田　隆

所属：日本原子力研究開発機構

専門分野：材料工学（腐食防食）



著者：相馬　康孝

所属：日本原子力研究開発機構

専門分野：材料工学（腐食防食）