

特別寄稿

「研究アーカイブズの意義－JPDR における腐食損傷事例に関連して」

元 JAEA 塚田 隆

1. はじめに

水化学部会の前身である水化学研究専門委員会の発足は1982年ですから、当部会は今年で40年の長い歴史を持っています。では日本における原子炉水化学の勉強と経験の黎明期はいつ頃だったかと考えると、それは日本初の軽水型発電炉であるJPDRが東海村で運転を開始した1963年前後であったと思われます。今やJPDRといってもご存じない世代の方々もおられると思いますが、我が国の原子力発電は旧日本原子力研究所(現 JAEA。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(原子力の日)の初発電成功に始まります[1]。JPDR はその後建設された商用軽水炉に比べればはるかに小型(熱出力 45MW、電気出力 12.5MW)でしたが、日本の軽水炉のパイロットプラントとして商用プラントに先立つ貴重な知見と経験を残しました。

JPDR の建設と運転にはその後商用炉の建設、運転に中心的に活躍された電力会社やメーカーの方々も多数(約 300 名)参加されました。当時の先達方のご苦労や活気ある現場の雰囲気は1983年に行われた座談会「原子力発電 20 年－JPDR の果たした役割」の記録[2]からも伺い知ることができます。その座談会のまとめとして三島良績先生が、「日本の場合には JPDR があらゆるトラブルを最初に全部やる役をしてくれまして、それをどうするかといった議論をするのにもけいこ台になった」、「JPDR は、先頭を切って結局軽水炉の一生みたいなものをやってみせながら、関係者を全部教育してくれた学校みたいな役をしてくださった」と述べられています。

筆者は昨年、日本保全学会誌「保全学」に解説記事「我が国初の軽水型発電炉 JPDR における腐食割れ損傷事例」[3]を掲載して頂きました。その記事を執筆した動機は、自分の在職中に関わりのあった応力腐食割れ(SCC)等の腐食割れ損傷の研究の「原点」であるJPDRのことが世の中から次第に忘れ去られようとしているのではという懸念、当時の関係者の高齢化や物故により現役世代へ貴重な経験が伝わらなくなるのではという危惧、その後も事例が絶えない軽水炉腐食損傷の原点に戻り現在の観点から何か見落としていたことがないかを検討できないか、そのために今出来ることは何かという素朴な思いでした。いわば小さいながらも「研究アーカイブズ」の一つになればという思いで執筆しました。本稿ではその執筆に係る経験などを紹介させていただきます。

2. JPDR における腐食損傷事例について[3]

2020 年に欧州腐食連合(European Federation of Corrosion: EFC)から刊行された「NUCLEAR CORROSION: Research, Progress and Challenges」[4]の第1章中に、日本最初の原子力発電炉としてJPDRが記されています(Figure 1.1)。さらに、炭素鋼と低合金鋼の環境助長割れ(EAC)について記述された第5章では、軽水炉環境 EAC 研究のパイオニアとして、1960 年代末に JPDR 压力容器クラッドの損傷調査を契機として EAC 研究を開始された近藤達男氏(元東北大学教授。2020 年 2 月逝去)の名前が明記されています(Figure 5.7)。このような歴史認識が国外にもあることは大変有難いことだと思います。ちなみに、筆者は原研入所(1979 年)直後に近藤先生(当時材料工学研究室

長)から、解体が予定されている JPDR の炉室に入って見学するように指示されました。当時 JPDR は既に運転を停止していましたが、そのときの印象は原子炉とはこんなに小さく貧弱なものかというものでしかありませんでした。それがもし建設中の商用炉であつたら全く違う印象となったはずですが、当時の JPDR は大型の実験装置という印象でした。その JPDR は 1986 年に開始された国内初のデコミッショニングにより解体され今その姿はありません。

原研は 1956 年に原子力の研究、開発および利用の促進に寄与することを目的に設立されました。原研に小型の試験用動力炉を建設する準備は翌年から進められ、1959 年には沸騰水型動力試験炉を GE 社から導入することが決まり、1960 年に建設が開始されました。JPDR の原子炉圧力容器は初の国産品で内高×内径は約 8×2m、容器内面には全面に SUS304 相当鋼のオーバーレイ・クラッドが溶接施工されました。この圧力容器上蓋のクラッドに微細な割れ(ヘア・クラック)が発見されたのは、初臨界から累積 7,355 時間の運転を経た 1966 年 5 月の第 1 回定期検査の際でした[5]。

検査の結果、クラッド内面のかなり広範囲に多数の割れ(最長約 25 mm)が見つかりましたが、その発生は手溶接部に限定されておりほぼ全てが粒界割れでした。クラッド合金の組成分析の結果、手溶接部ではフェライト量が低いことが分かったため、上蓋の手溶接クラッド部を除去して新たな肉盛溶接が行われました。その際に画期的であったことは、割れが集中的に発生していた箇所を除去せずに保存したことです。その目的は、再稼働後の割れ挙動をモニタリングすることおよびいずれ保存部を切り出して金属組織学的な詳細検査を実施することでした。

上蓋から切り出したサンプルの検査結果から、クラッド部の割れは溶接施工条件が不適当であったため溶着金属中の Cr 量が低下し熱鋭敏化により SCC 感受性が高まり、割れの発生進展に SCC が強く関与したと推定されました。また、割れの一部はクラッドを貫通して容器母材に達し割れ先端の母材部に微細な腐食が生じていました[6]。当時米国においても BWR 実験炉(EBWR)他でクラッドの割れ損傷が報告されていました。しかし、工学的に重要な論点であるクラッド内の割れが運転中に圧力容器母材である低合金鋼へ進展する可能性に関する知見は全くありませんでした。

そのため原研では近藤先生の主導で 1968 年頃に低合金鋼の腐食疲労き裂進展挙動の研究を開始し、BWR 環境を模擬可能な世界で最初の腐食疲労試験装置が試験機メーカーの協力により開発されました。そして、同装置等により高温高圧水中腐食疲労試験データの取得が進められ、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ました。その成果は 1971 年に制定された ASME Code Section XI の 1974 年改訂にも反映されました。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、軽水炉環境中の腐食疲労研究およびそれに関する国際的な協力関係が急速に発展していきました[4]。

JPDR では圧力容器クラッドの割れ損傷の他にも、1972 年に炉心スプレイ系ノズルセーフエンドとステンレス鋼配管(外径 48.3 mm)の溶接部で冷却水の漏洩が発生しました。サンプル切り出し調査の結果、配管内面の溶接熱鋭敏化領域に粒界型 SCC が発生したこと、その領域の外側のグラインダー仕上げ部には小さな貫粒割れも多数発生していたことなどが報告されました [7]。解説記事[3]では紙数の関係から事実や経緯を詳細に述べることは出来ませんでしたが、参考文献には当時の状況や調査、研究の経緯をなるべく詳しく迎れるように文献を列挙しました。

3. 「研究アーカイブズ」について

日本の原子力発電の黎明期から活躍された先達方による技術的な成果は論文や教科書、ハンドブックなどの資料に残され役立てられています。しかしながら、原子力に関わる若い世代の方々は、特に原子力に風当たりの強い昨今において、先達方がどのような状況下でどのような思いで仕事をされ、困難に直面した際にどのような判断をされたのかなども知っておくべきではないでしょうか。そのようなことは論文などの資料からだけでは読み解くことが困難です。近藤先生は、2002年に東北大学での講演時に『研究者のつくる草の根「ARCHIVES」の意義について』という資料を残され、その中で「いろいろな立場の方々が時に触れて正確な「ARCHIVES」の証言を、たとえささやかなものでも、きちんと残していたら、社会の信頼はそう簡単に崩れるものではありません」と述べられました。このように「ARCHIVES」の意義は、社会への説明責任を果たすこと、そして次世代が自信を持って未来を拓いていくための示唆を与えることにあるのだと思います。ただし、「ARCHIVES」化の現在の問題は、肝心の一次資料の散逸、関係者の高齢化および資料公開に対するハードルにあります。

表題の「研究アーカイブズ」には2つの意味があります。1つは研究(技術開発を含む)の内容に係る各種資料を収集、整理、保管することであり、もう1つは「研究者・技術者自身が作るアーカイブズ」という意味です。資料の収集、整理、保管(いわば一次アーカイブズ)は基本であり、次にそれを利用してある課題、テーマについて過去を探るために資料を選別、分析、評価しその結果(いわば二次アーカイブズ)を最終的には公開することが必要です。二次アーカイブズの作成は、その課題、テーマに詳しい研究者・技術者が担当することにより、例えばどの部位の損傷に焦点を当てどのように資料を選び分析すべきかを効果的、効率的に判断することが可能になると考えられます。

JPDRの腐食損傷事例調査の場合、デコミッショニング終了時(1996年)に「JPDRの解体に係る文書保管台帳」が原研で制定され、JPDRの設計、運転、保守そして全てのトラブルに関する資料が保管されていたため調査資料の選別を容易に行うことができました。加えて、1960年以来の約120件の公開資料(論文、技術資料)を収集して調査に利用しました。さらに、当時JPDRの管理、運転を行った方々や腐食割れ損傷の調査を行った方々など関係者(現在70～90歳代)への聞き取り(インタビュー)も行いました。それにより資料を参照しただけでは分からない当時の状況や詳細が理解できました。ただ、キーパーソンでありながら一、二年の差でお話を聞けずに逝去された方々もおられたことは大変残念でした。

今回の調査では関連資料が保管されていることが何度か偶然に分かりましたが、この状況は改善されるべきと思います。つまり、上記のJPDR文書のように優れた一次アーカイブズが作られていても、それがどこにどのような形で保存されているかというメタ情報がまだ管理、利用されていないということです。特に所外へ公開されなかった資料(個人的に所蔵された資料を含む)はその資料の存在自体が知られないまま忘れ去られ、廃棄される可能性の高いことが懸念されます。貴重な資料を収集、保存するためのルールおよび公開されていない資料を開示するルールの必要性を感じました。

図書館は勿論一つのアーカイブズであり調査では最重要です。原研の図書館でも単なる資料の保管ではなく、「知識のアーカイブズ化」が指向されていました。それに関する参考文献[8]から知ったことですが少しご紹介します。米国における専門図書館員の資質に関する報告では「情報資源の内容について専門知識を有し、評価、選別する能力を有する」ことが第一に挙げられているそうです。また、BNFL(British Nuclear Fuels Limited, 1971～2009)における「知識保存プロセス」では、まず主

要な専門家を識別しインタビューを行い、それを通して得られた知識を特定の原子力技術ごとの「知識パッケージ」としてまとめたとのことです。これらのことは、専門分野別のアーカイブズでは当事者がどういう状況で何を考えてどう行動したか、その結果どうなったかという経緯の事実を残すことが、単なる資料の集積ではなく資料と資料の間を繋ぎ埋めるために必要であることを示唆しています。それによって次の世代への暗黙知を含む技術の継承、そして新たな前進へのチャレンジに役立つのではないかと、研究アーカイブズの意義はそのような処にあると考えられます。

4. おわりに

JPDR の腐食割れ損傷事例を調べ印象深く感じたことは、原子力発電の黎明期に、原子力開発を巡り様々な複雑かつ困難な状況が社会にあったにもかかわらず、JPDR の現場で多くのトラブルに対応された先達方は協力してそれを乗り越えたという事実です。そして、その努力が後の研究の発展に与えた影響も理解することが出来ました。技術の継承が喫緊の課題である今、どのような形でも、どのように小さなものでも「研究アーカイブズ」を作ることによって、原子力と社会の関係とその歴史を再認識し、新しい時代を切り拓く方法と目指す方向を考えることに役立つと思います。

最後に、JPDR の調査では証言、口承、対話の重要性を強く感じました。部会の意義の一つは人のつながりを形成、醸成することですから、当部会で例えば水化学の歴史に関する座談会を企画し記録を部会報等に残すような試みが為されたら次世代の参考になるのではないのでしょうか。

(2022 年 3 月 20 日記)

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, pp. 38-43 (2008)
- [2] 足立瑞穂、石川迪夫、川崎稔、牧浦隆太郎、三島良績、望月恵一、村主進(司会)、「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、12 号、pp. 38-56 (1983)
- [3] 塚田隆、相馬康孝、「我が国初の軽水型発電炉 JPDR における腐食割れ損傷事例」、保全学 Vol. 19, No. 4, pp. 37-44 (2021)
- [4] European Federation of Corrosion, *NUCLEAR CORROSION: Research, Progress and Challenges*, Edited by S. Ritter, EFC Publications No. 69, Elsevier (2020)
- [5] 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)
- [6] 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)
- [7] 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)
- [8] 仲本秀四郎編、『科学技術図書館の現在と未来ー日本原子力研究所図書館の現場から』、勉誠出版(2007)