

原子力（設計編）*



亀山 雅司**

Nuclear Power Equipment (Design)*

by KAMEYAMA Masashi**

キーワード 原子力発電，発電設備，低合金鋼，経年劣化，溶接継手，テンパービード

1. はじめに

設計とは適切な材料を選択し，構造物に必要な強度や機能を仕様として決定することである。この際，金属疲労など供用後に発生が明らかな劣化事象は予め設計に織り込まれる。織り込まれなかった事象は供用開始後の検査や評価で所定の強度や機能が維持されていることを確認していく。

いずれにしても強度や機能が確保されるが，供用後に対処する事項が多いと設備の利用効率に影響する。原子力発電設備は，生み出す電力量が一基で100万kWなど大きいため，設備の稼働率は経済的な影響も大きい。

そこで，本書では加圧水型原子炉（Pressurized Water Reactor：以下，PWR）を念頭に，過去の劣化事象を踏まえ，設備の供用開始後も視野に置いた原子力発電設備の溶接設計について言及する。

なお，東日本大震災に起因した福島第一発電所の事故により，2013年7月に原子力発電設備の新たな規制基準が施行されたが¹⁾，溶接の技術的な内容に特段の変更はない。

2. 基礎情報

2.1 原子力発電設備の構造

原子力発電所は，しばしば火力発電所のボイラーを原子力潜水艦の原子炉で置き換えたもの，と表現される（図1）。原子力潜水艦の原子炉は蒸気タービンを介して動力を供給するが，原子力潜水艦の中には一旦発電機で電力を発生させてスクリューを回すものもあり，原理的には原子力発電所と同じである。いずれもタービンは復

水器という熱交換器に繋がっており，復水器で蒸気が冷やされて水に戻る際に圧力が真空に近くなることを利用して，タービン入口，出口の蒸気の圧力差を得てタービンを回す。復水器で冷やされた水は再び原子炉から供給される熱で蒸気になるサイクルを繰り返す。

2.2 原子力発電所と火力発電所の類似と相違

蒸気でタービンを駆動する発電原理は原子力発電所も火力発電所も同じであるが，運転条件の違いで影響が現れるものもある。その一つが温度である。火力発電所に比べると原子力発電所の蒸気温度は低い。そのため，原子力発電所は新旧を問わず発電効率は概ね34%であり，発生させたエネルギーの2/3が冷却水により海に排出されている。最新の火力発電所の効率は60%近いものもある。

蒸気温度が低いと蒸気は湿りがちになる。湿りの多い蒸気は炭素鋼を減肉させやすい。原子力発電所は原子炉や周辺設備にステンレス鋼を多用しているが，蒸気タービンの関連設備は炭素鋼のものが多い。湿るのは蒸気がエネルギーを失った時だから，蒸気が仕事をしてエネルギーを失っていくタービン内部で湿りが多くなり，車室の内面を減肉させる。減肉箇所は溶接で肉盛補修されて

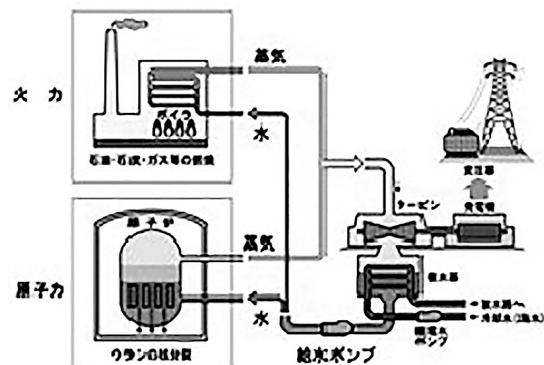


図1 発電所の仕組みの概要

*原稿受付 平成26年3月3日

**正員 一般社団法人 日本原子力技術協会 Member, Japan Nuclear Technology Institute

いる。

減肉については熱水を内包している高エネルギーの配管も注意が必要である。PWRはタービン施設の配管に放射性物質が含まれていないが（タービン関連設備に送られる蒸気は、原子炉で発生した熱水により熱交換器で発生させた蒸気なので放射性物質は含まれない）、安全上の注意を十分払う必要がある。関西電力（株）美浜発電所3号機では2004年8月9日に減肉による蒸気噴出事故が発生して大きな被害が発生した（11名の死傷者）²⁾。流れ加速型減肉（FAC: Flow Accelerated Corrosion）は様々な要因で進行速度に容易に数十倍の差が現れるが、Crの含有が減肉防止に有効であることが知られている³⁾。含有量の目安は1%と言われるが、それより低い値でも減肉速度を遅らせる効果が期待できる。減肉の視点からは鋼種は炭素鋼より低合金鋼やステンレス鋼が望ましい。これらの炭素鋼との接続部は異材継手となるが、これまで溶接部の経年的な不具合は報告されていない。継手は基本的に突合せを採用する。

2.3 原子炉関連設備

原子力発電所（PWR）は原子炉で概ね320℃の熱水を発生させる。プラントの効率を上げるためには、例えば蒸気温度を上げればよいのだが、火力発電のボイラーと異なり、原子炉容器の温度を上げることは原理的に容易ではない。

原子炉内部は加圧により熱水を液体の状態に閉じ込めている。熱水は核燃料で発生する熱を取り出す冷却材としての役割と、核分裂を維持するための減速材の役割を兼用している。

水はウラン燃料の核分裂で発生した中性子を減速させる役割がある。水は水素2つと酸素1つからなるが、水素と中性子の質量がほぼ同じであるため、水素に衝突した中性子の運動エネルギーは水素に伝えられ、運動エネルギーの多くを失った（減速された）中性子はウラン燃料と核反応を起こしやすい熱中性子の状態になり、核分裂の連鎖を維持する。もし、水の温度が上昇すれば、水の密度（水素の密度）が下がるため、中性子の減速の機会が減り、次の核分裂の発生が減る。そうすると熱水の温度は下がってしまう。

新旧の炉（PWR）はいずれもこの原理により核分裂を維持しているため、温度条件を上昇させることが難しい。ただし、熱交換器で取り出す熱量を増やすことができるので、効率は変わらなくても電気出力を増やすことはできる（熱交換の相手側の温度を下げることによって熱交換量を増やすことができる。エネルギーの質はやや下がるがトータルの発電量は増える）。

ところが、発電設備としての「低い温度」は、残念なことに金属劣化に対しては十分低いとは言えない。原子炉の熱水は約290℃の温度から核燃料で熱せられて約320℃になるが、この僅か30℃の温度上昇が原子炉容器に使われている（溶接金属を含む）高Ni合金のSCC（stress corrosion crack：応力腐食割れ）の感受性を指数関数的に上昇させ、長期の使用期間でSCCが顕在化する下限値辺りに達するのである。原子力発電所の運転期間は40-80年辺りだから、SCC健在化の期間が数倍変わる

ことで、SCCが顕在化するかどうかの違いになる。

3. 発電所の重要設備の溶接技術

3.1 背景

原子力発電所の溶接、特に放射線に関係して特殊な溶接が用いられているように思われるかも知れないが、実際に溶接に影響する放射線影響の範囲は極めて限られている。影響のあるものとして、例えば、放射線により金属中のホウ素が核変換されてヘリウムが発生する事象がある。ヘリウムは金属の中に見えない形で閉じ込められているが、溶接時に熔融金属中に泡となって現れ、溶接部の欠陥となってしまう⁴⁾。ただし、この現象が発生する領域は原子燃料を直接保持している炉内構造物と原子炉容器（図2）の一部に限られる。溶接技術として既に用意されているが、PWRでは実際に溶接が行われたことはない。

これ以外、用いられているのは基本的に一般の溶接技術であり、一般産業との違いは放射線のある環境で溶接作業をすることが最も大きな違いである。具体的には、放射線防護マスクの着用による作業性の違いや、短い場合は数分で作業を切り上げなければならない心理的なプレッシャーである。

3.2 トラブルから見る溶接設計（金属）

東日本大震災までは、原子炉関連設備の金属のトラブルは高Ni合金のSCCの問題が多く、プラント運転継続などへの影響も大きかった。原子力発電設備の溶接技術は運転中に発生したトラブルを克服し、発電設備を安全な状態に復旧する過程で進歩する側面があったが、東日本大震災以降、ほとんどのプラントが停止していることもあり（2014年3月現在は全てのプラントが停止している）、特段の新しい溶接技術は実用化されていない。

PWRの環境中（金属が接液している冷却材）の溶存酸

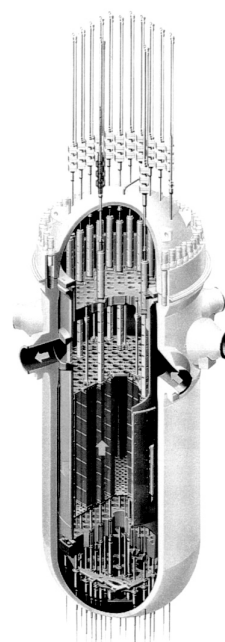


図2 原子炉容器と炉内構造物

素は 5 ppb 以下であり、SCC は極めて発生しにくい環境にある。高 Ni 合金の SCC はプラントの運転開始から 30 年前後の長期間を経て発生しており、しかも全ての箇所が SCC を起こしている訳ではない。

つまり、金属成分の対策を考え実機に適用するには、その効果や影響をプラント運転期間をタイムスケールにした数十年の期間で検討する必要がある。このため、様々な材料対策が考案され、試験されながらも実機への適用は容易でない。以下で述べる Alloy 690 合金の例で言えば、希土類元素を取り込んだ高温割しにくい改良溶接棒が開発されているが⁹⁾、実機では使用されていない。

Alloy 690 系は Alloy 600 系に比べて概ね 2 倍 (約 30%) の Cr を含み、耐 PWSCC 性に優れており、国内外で使用されている。

高 Ni 合金はオーステナイト単層であるため、溶接金属が凝固する際に不純物の粒界偏析により割れやすい材料であり、Alloy 690 系は Cr 含有量が Alloy 600 系の約 2 倍あるため溶接がより難しくなっている。

このため、Alloy 690 系を採用することは「うまく溶接できれば耐食性に優れた製品とすることができる」一方、溶接欠陥等の発生により手直し等を行うと「通常より高い残留応力が発生することで、潜在的なリスクが増える」ことになる。

SCC は材料、応力、環境の 3 つの条件が重なったときに発生するので、材料が良くなれば応力 (残留応力) が高くても SCC は発生しない。実際、これまで発電設備の Alloy 690 に SCC は発生していない。しかし、何十年の間に健在化する未知の劣化事象がないとは限らない。これまでも論理的に起こらないとされてきた事象が発生し、発生した後で「こういう条件ならこの事象が発生するのだ」という知見になった例は枚挙に暇がない。そのため、施工管理のしやすい工場では Alloy 600 系を用い、現地では Alloy 600 系で溶接し、接液部の表面近傍を Alloy 690 合金で溶接する方法も採用されている⁹⁾。

3.3 トラブルから見える溶接設計 (施工)

SCC のリスクは残留応力を下げれば全体として改善される方向に向かうので、狭開先、レーザー等の熱源などを用いて溶接部の体積 (溶接金属) を減らすことが改善に

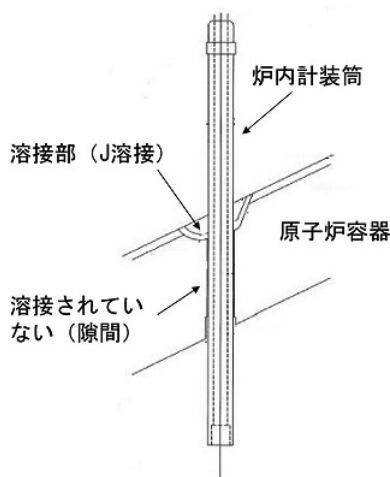


図3 炉内計装筒

なる。この時、溶接金属は合計量だけでなく、分布を考える必要もある。例えば、溶接部の溶着金属の対称性や表面応力である。原子炉容器には計測装置や制御装置が設置された貫通部が沢山あるが、鏡を上下に貫通する部分は開先角度を一定にとるなど単純に開先をとると中心軸に対して溶接部が非対称な形状になり (図3)、構造物にひずみが生じる可能性がある。そのため、ひずみの影響を逆算して溶接金属量の分布 (開先形状) を設計するか、熱変形で歪まないように構造物を機械的に固定する必要がある。

表面については、溶接金属の凝固に伴う体積収縮により引張応力が発生するため、最後に溶接された表面に引張残留応力が発生し、SCC の原因になる場合がある。

表面応力はバフ研磨やピーニングなどで圧縮応力に変化させることができる⁷⁾。バフ研磨は極表面層、ピーニングは表面から 0.5-1 mm 程度の深さまで効果なものがあり、運転中の予防保全対策として用いることができるが、製造時も溶接施工とセットで考える視点が有効である。

また、SCC のき裂進展は引張の応力場の範囲で停止する。そこで、内部の応力場が途中から圧縮応力場になるよう溶接量や溶接手順を考慮することも潜在的なリスク対策として有効になる。き裂が途中で停止しても継続使用に必要な試験要件はパスしないが (ただし、評価によって容認される場合もある)、事故防止に有効である⁸⁾。

このように、設備の長期使用が前提の設備の場合、リスクを高める因子をできるだけ少なくなるよう、可能な範囲で計画時点で「冗長性」を持たせることが望ましい。

3.4 溶接構造と構造強度

3.4.1 溶接継ぎ手と構造強度の関係

構造設計は基本的に国から設計手法として妥当な民間規格として JSME 規格⁹⁾が引用されており、溶接継手形状も規定されている。

溶接継手は規格で定める条件を満たせば構造物の強度評価で考慮する必要はなく、構造物全体を見るスケールで考える場合、母材が最初から一体で形成された状態で構造強度を評価することができる (継手に配慮して強度を割引する係数等が規格に定められているものはそれに従う)。

なお、溶接形状が構造の形状として無視できないローカルな部分を評価する場合は、溶接継手形状に対して構造強度評価を行う。

3.4.2 貫通部の継手形状

原子炉容器などの厚板の低合金鋼 (約 200 mm) に貫通穴を設けて高 Ni 合金など熱膨張差のある材料を取り付ける場合、J 溶接継手で板厚の 1/4 程度の厚さの溶接継手で接続する。

この構造は、構造強度は板厚の最も薄いところで決まるという考え方と一見矛盾するように思えるが、応力は貫通穴の周囲 (原子炉容器) の板厚で分担されるため、板厚の少ない継手部が内圧等で破壊されないように設計することができる。仮に、原子炉容器の貫通穴と管台を全面的に板厚分溶接で接続すると、熱応力や原子炉容器の内圧に伴う膨張による強制的な変位により発生する応

力で、接続部に過大な応力が発生することになる。

原子炉の貫通部はPWRの場合、原子炉上部（蓋）と原子炉下部（底部）などがあるが、下部は蓋のように取替えができず、常に水で満たされているため欠陥発生時の補修の難易度が高い。下部の貫通部から漏えいした例は2003年にサウステキサス1（PWR、米国、1988年運転開始）や、最近では2013年にパロ・ベルデ3（PWR、米国、1987年運転開始）がある。この際、原子炉外部に高Ni基合金の台座を設け、台座と管台を溶接する補修方法が採用されている^{10, 11}。この際、管台の途中を切断して隙間を作っておき、熱応力を軽減する構造としている（図4）（図5）。工法は異なるが国内でも劣化予測、補修工法の検討がされている¹²。

また、原子炉容器は低合金鋼であるため溶接後熱処理（PWHT）が必要となるが、大型構造物は現地で部分的に加熱するため、十分な加熱が難しく、テンパービード溶接を用いる場合がある。テンパービード溶接は初層溶接の熱影響（HAZ）による硬化部組織を次層以降の溶接熱サイクルにより改善し、硬さの低減や靱性の回復を行う溶接方法である。テンパービード溶接の妥当性は、適用箇所ごとに溶接試験片を分析することによって判断しており、時間と労力がかかる試験である。そこで、計算機シミュレーションによってテンパービード溶接の条件を判断する試みも実施されている^{13, 14}。現在は現地施工におけるPWHTの代替の位置づけであるが、将来は製造時

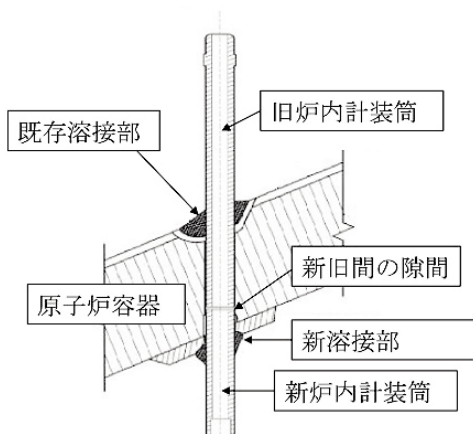


図4 ハーフノズル工法断面



図5 ハーフノズル工法（現地施工例）

にも適用できる可能性がある。

3.5 手直し溶接と補修溶接

最後に手直し溶接と補修溶接について言及しておきたい。手直しと補修はいずれも溶接金属を部分的に除去して施工しなおすものだから、溶接技術そのものに基本的に違いはない。したがって、技術的には重要性が低い事項だと思われるかも知れない。

しかし、実機施工という視点では扱いに大きな違いがあるのであるため、知識として知っておくことは有効だと私は考えている。

まず、手直し溶接は施工途中や製品として試験合格する前に欠陥が発見され、溶接金属を一部または全部除去して再施工するもので「施工の続き」である（過大な残留応力を防止するための手直し回数の制限等はある）。

一方、補修溶接は「新たな溶接」となる。一旦製品として試験合格すると、それ以降は手直しではなく補修になる。この際、既存の溶接継手を全部削除して新たな溶接継手を施工する場合は分かり易いが、継手の一部だけを削除して溶接する場合、継手形状等が分かりにくい。補修部分を含めて既存の継手全てを継手と考えると、継手形状は分かりやすいが、補修溶接の開先や継手強度等の試験がどの部分を対象にしているのかという問題が生じる。

基本的な考え方は試験合格した継手は母材と同じ扱いである。

この考え方によれば、既存の継手の一部を削除して溶接する場合、継手形状は新たに溶接する部分のみが対象となる。技術基準に要求される試験もこれを念頭に実施する。技術基準の不適合を起こさないために知っておきたい事項である。

4. 現在の溶接ニーズ

4.1 現地工事

現在、発電所では原子力発電設備の安全性を高めるための設備の増設や補強が大規模に行われている。かつて米国では発電所の出力アップ（2-25%）を目的とした設備改造が盛んであったが、国内では今後も安全性向上のための改造が増えると思われる。

発電所では大量の溶接の需要があるが、使われる溶接の大部分は一般圧延鋼材のアーク溶接等である。

既存設備の補強は手間がかかり工夫もいる。例えば、既存の支柱の強度を上げるため、もう少し板厚が欲しい場合は支柱に鋼材を溶接で張り付けるか、支柱を一旦切除して新たに厚板の鋼材を設置するのか、それらに伴う熱によるひずみ等の影響や施工性、施工効率、自然公園法などの法律、補強によって得られる余裕の増加具合等を考慮して設備ごとに決めていく。

大型タンク（直径約30m、高さ約10m）は耐震性について壁の座屈が厳しい評価結果となることが多く、補強としては板厚を増せばよいのであるが、スティフナーによる補強では十分ではなく、5-10cmの鋼材を全周、全高にわたって溶接するにも現実的な施工方法がない。現状ではタンクの水位を下げて運用するか撤去・新設の方

法しがなく、合理的な施工方法の開発が待たれる分野である。

また、設備の耐震強度評価に用いる基準地震動は毎年のように見直されて上昇している。プラント建設時は大量の設備を設計・設置するために、相当の余裕を持たせた幾つかのパターンに収まる仕様としており（強度計算等をチェックすれば必ず許容値に収まるよう仕様を決める）、相当の強度評価の変更でも設備改造なしに追従することができる。しかし、設計当時の数倍の要求となると改造が発生し、もしかすると低合金鋼で製作されている重量機器の補強が必要になる可能性がある。その場合は本件で述べたテンパービード溶接が必要になると考えられる。

このように、新規のプラント建設ではなく、既存の設備を有効利用する観点で「補修ではないが、既存の設備を溶接で強度をアップする」という補修と新規製造の間のような溶接ニーズが増えると考えられる。

4.2 溶接方法

今や溶接学会等に参加すると話題の相当部分がFSR (Friction Stir Welding) や構造用接着剤に充てられている。一方で、原子力発電所で使用される溶接は、例外を除き大部分がアーク溶接とTIG溶接である。溶接は認可上認められている材料に沿った溶接方法を採用するから、積極的に新技術を使う必要はないのかも知れない。

しかし、発電所の現地施工では溶接のスパッタやスラグで過去にしばしば火災が発生しており、防火シートの使用や後始末の確認の徹底等に注意を払っている例などがある。このような視点から、他業界で実用化されているスパッタを低減できる制御方法など、新規技術の採用に取り組むことも意義があると考えられる。

5. ま と め

今回は発電設備の劣化事象を振り返りながら溶接設計について言及した。設備は建設すれば終わりではない。設備が供用期間を通じてその性能を発揮し、社会に安全と利益をもたらすことが目的だと考えれば、溶接設計の範囲は目の前に見えている継手などの溶接範囲より、時間的（経年劣化対策、補修）にも空間的（構造強度）に

も広がっていることを意識して設計する必要がある。

今後は既存の設備を有効利用する観点で「補修ではないが、既存の設備を溶接で強度をアップする」といった補修と新規製造の間のような溶接ニーズが増えるであろう。

例えば、現在、原子力発電所で行われている大量の工事はベーシックなアーク溶接かTIG溶接によるものであるが、低合金鋼が用いられている重量機器ではテンパービード溶接などのニーズが発生する可能性がある。

参考文献

- 1) 原子力規制委員会ホームページ, <http://www.nsr.go.jp/nra/>
- 2) 関西電力ホームページ, http://www.kepco.co.jp/corporate/energy/nuclear_power/index.html
- 3) 松村昌信, 「高温純水中の炭素鋼管壁に生じた異常減肉」, 高圧ガス, Vol.44, No.2, P20.
- 4) 原子力安全基盤機構, 「照射材溶接部の健全性評価法の実証に関する事業報告書」, 2009.
- 5) 才田一幸, 坂本昌, 谷口彰, 西本和俊, 「690合金多層盛溶接金属のマイクロ割れ感受性に及ぼすCe添加の影響」, 溶接冶金 (II), 平成20年度秋季全国大会, P373.
- 6) 経済産業省ホームページ <http://www.meti.go.jp/committee/materials2/downloadfiles/g100121a05j.pdf>
- 7) 日本原子力技術協会, 「予防保全工法ガイドライン (ピーニング工法)」, JANTI-VIP-03 第2版, 平成20年1月.
- 8) 鳥形啓輔 他, 「封止溶接部の残存き裂先端近傍の残留応力場および破壊力学パラメータに及ぼす溶接条件の影響」, 溶接学会全国大会講演概要 91, 348-349, 2012-09-03.
- 9) 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2008年版 (第1編 軽水炉規格) JSME S NC1-2005/2007) (日本機械学会).
- 10) NRC ホームページ, South Texas Project Unit 1 Bottom Mounted Instrument Penetration Condition resolution, 2003.
- 11) NRC ホームページ, Palo Verde Unit 3 Bottom Mounted Instrument (BMI) Nozzle #3 Leak, 2013.
- 12) 日本原子力技術協会, 「炉内構造物等点検評価ガイドライン (原子炉容器炉内計装筒)」, JANSI-VIP-01 第2版, 平成25年6月.
- 13) 大阪大学溶接保全共同研究講座, 「溶接プロセスの予測評価技術高度化に関する研究」, 平成24年度報告書.
- 14) 平野伸朗他, 「原子力発電所における新保全技術としてのテンパービード工法の開発・適用」, 保全学, Vol.19, No.4 (2011).