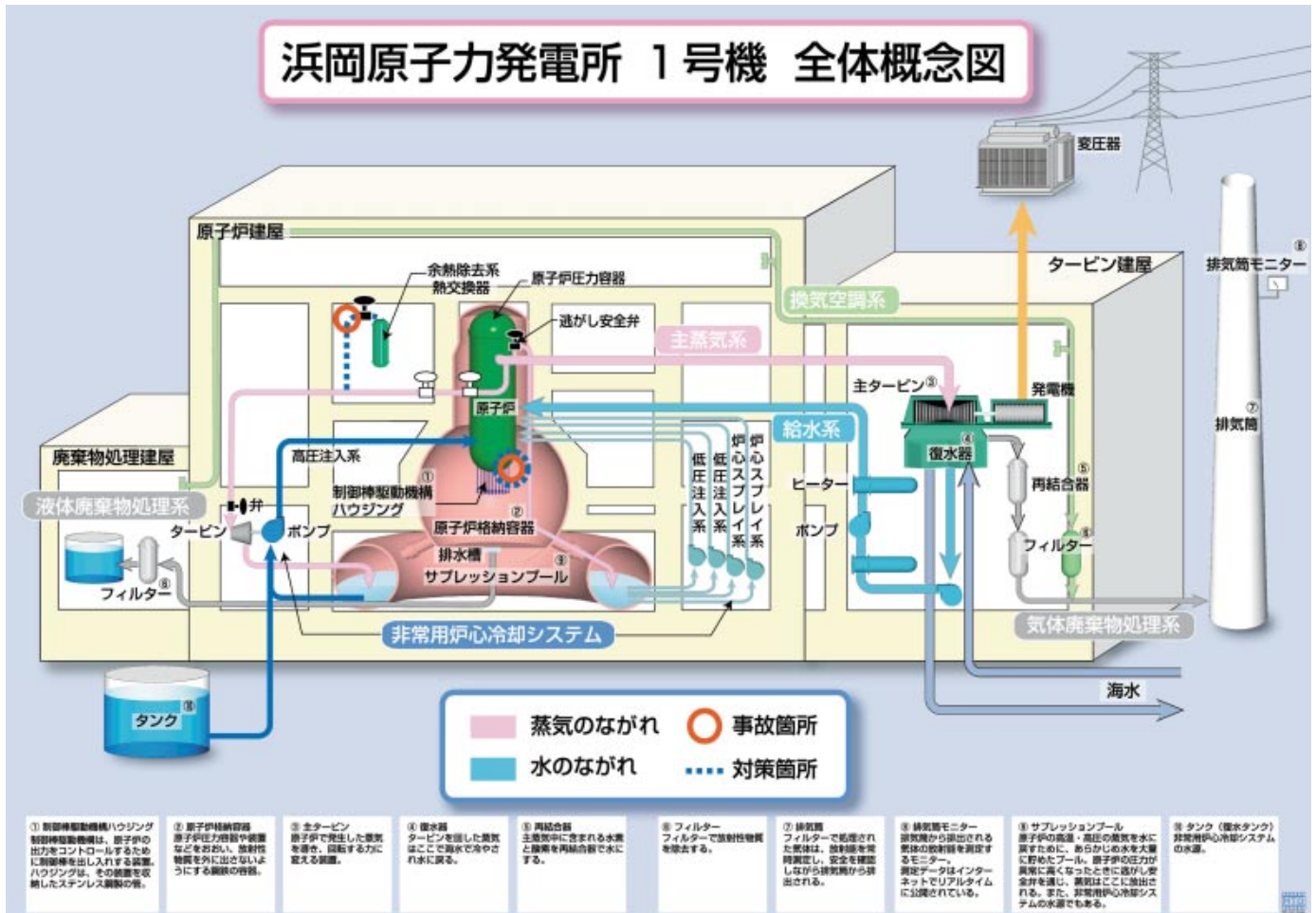


原子力技術特集

浜岡原子力発電所 1号機 全体概念図



第1図 浜岡原子力発電所1号機 全体概念図

1 浜岡原子力発電所1号機事故に関する知見

(1) 余熱除去系の蒸気凝縮系配管破断事故における非凝縮性ガスの蓄積・燃焼メカニズム

平成13年11月7日に発生した浜岡1号機の余熱除去系の蒸気凝縮系配管破断事故は、配管内に溜まった水素が急速に燃えて大きな圧力が発生したため起きたことがわかりました。

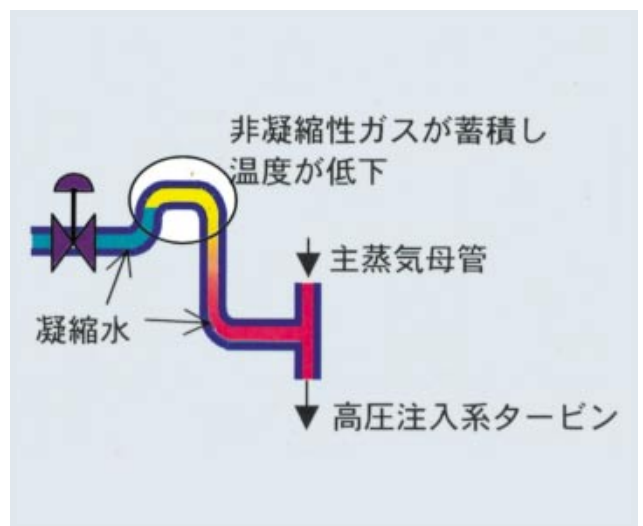
ここでは、なぜ高濃度の水素ガスが配管に蓄積し燃焼に至ったのかについて解説します。

ア. 非凝縮性ガス蓄積のメカニズム

① 非凝縮性ガスの濃度上昇過程

原子炉から発生した蒸気中には、水の放射線分解により微量の水素や酸素が存在します。これらのガスは、冷えても蒸気のように凝縮しないため非凝縮性ガスと呼ばれています。破断した配管は、配管頂部が閉塞した長い立ち上がり形状です。このような蒸気配管では配管からの放熱により蒸気が凝縮して水になり、凝縮し

た蒸気に相当する新たな蒸気が母管側から蒸気配管に流れ込むため、配管では上向きにゆっくりとした蒸気の流れが生じます。この流れに沿って非凝縮性ガスは配管頂部側へと運ばれ、蓄積が始まり、結果として非凝縮性ガス濃度が高くなります。(第2図)



第2図 非凝縮性ガスの蓄積

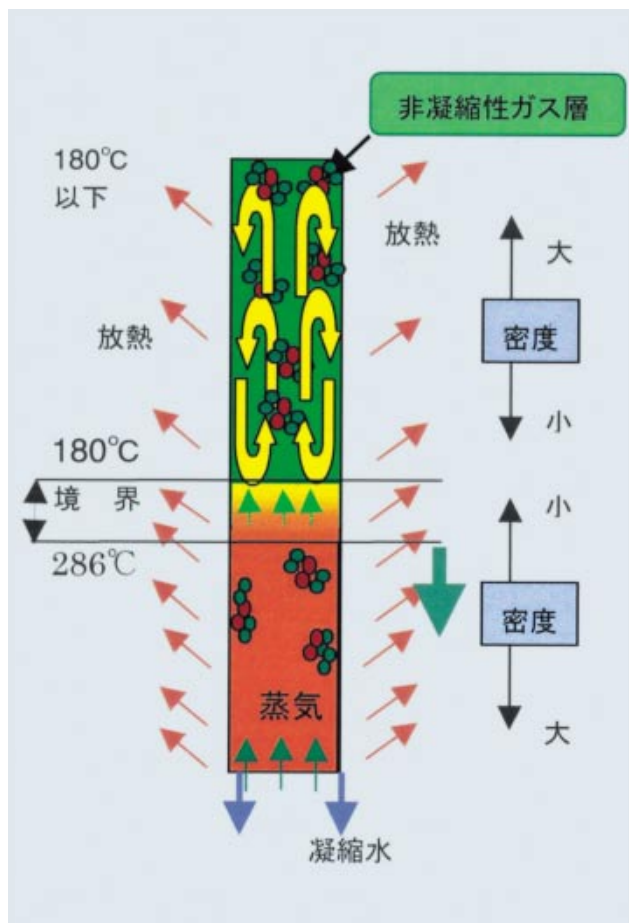
破断した配管系では、運転中の蒸気と非凝縮性ガスの全圧が約7MPaであるため、非凝縮性ガスの濃度が上昇すると、蒸気分圧は低下します。飽和蒸気の方圧と温度は一義的な関係があるため、蒸気分圧の低下により、配管頂部側の温度も低下します。

②蒸気と高濃度の非凝縮性ガスの分離過程

蒸気と非凝縮性ガス(水素と酸素のモル比2:1)との混合ガスは、原子炉圧力と同じ約7MPaでは、約180での密度が最も小さくなることから、約180以上では温度が高いほど密度が大き(重く)なり、約180以下では温度が低いほど密度が大き(重く)なります。

したがって、非凝縮性ガスを含む蒸気の温度が約180~286(約7MPaの飽和蒸気温度)の領域では、上方で非凝縮性ガス濃度が上昇することにより蒸気分圧は低下し、それに伴って温度が低下して密度が小さくなるため、密度の大きい下方との間では、密度差による対流が生ずることがなく安定状態にあります。

しかし母管から離れた配管頂部で、さらに冷却が進み約180以下の領域(非凝縮性ガス層と呼ぶ)が生ずると、この領域では低温になるにつれて密度が大き(重く)なるため、密度差により対流が生じ、高濃度の非凝縮性ガス層を形成し、時間の経過と共に非凝縮性ガス層は下方へ成長します。(第3図)



第3図 蒸気と高濃度の非凝縮性ガス層の分離

イ. 着火のメカニズム

①着火試験の結果

非凝縮性ガスの分圧が約5~8MPaの条件下では、約340~370にならないと自己着火しないため、沸騰水型原子炉における通常の運転範囲(約7MPa、約286)においては自己着火の可能性はありません。

蒸気着火試験では、約180、約7MPaの非凝縮性ガスに、高温・高圧の蒸気を注入しても着火しませんでした。

触媒影響試験では、触媒作用のある貴金属及び鉄、ニッケル等の酸化物を、実機の平均的な付着密度の約10倍程度を供試体内面に付着させ、蒸気による着火の有無を確認した結果、触媒作用のある貴金属を付着させた際には着火に至る場合があることを確認しました。

②着火メカニズムの推定

着火の原因については、着火試験の結果等から以下のように推定しています。

余熱除去系蒸気凝縮系配管内に高濃度の非凝縮性ガスが蓄積している状態で、高圧注入系タービン起動試験による圧力変動が発生すると、非凝縮性ガスと蒸気との境界層に大きなゆらぎが生じます。このゆらぎにより非凝縮性ガス層に高温の蒸気が流入し、配管内面に付着していた貴金属の触媒作用も加わって着火に至った可能性があります。

今回の事象は、このようにさまざまな条件が重なった結果、発生したまれな事象と推定していますが、今後、このような事象が発生しないよう、既設プラントに必要な対策を施すとともに、設計や設計変更の際の基準などを整備していく予定です。

(2) 制御棒駆動機構(CRD)スタブチューブ取替工法

ア. CRDハウジング部からの漏えい事故

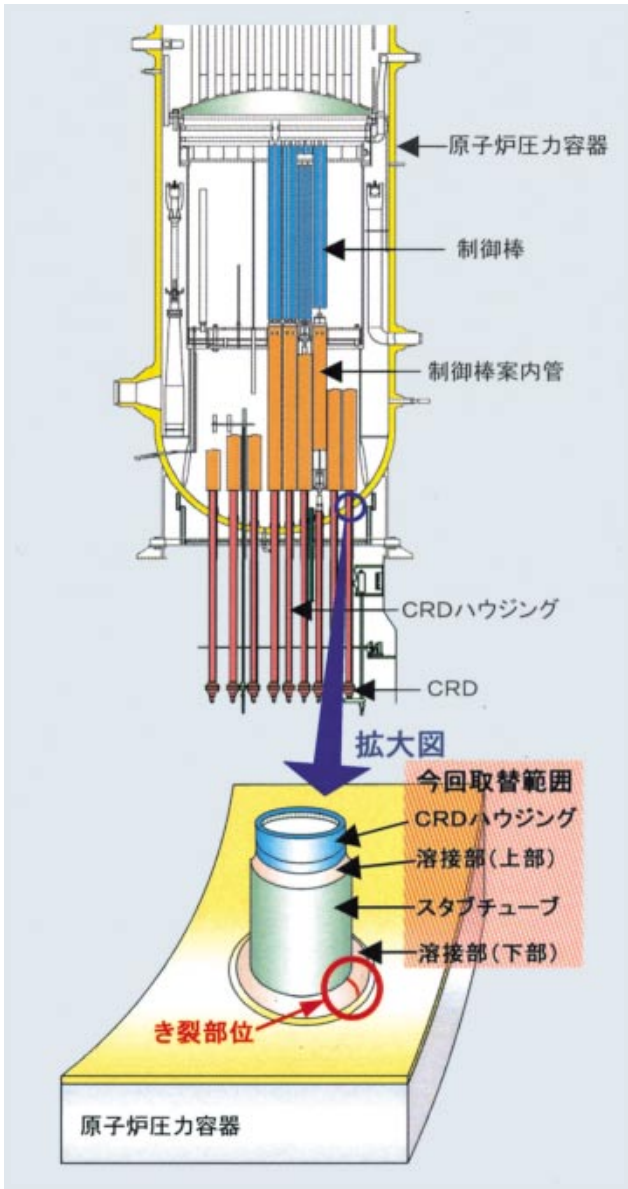
浜岡1号機は、余熱除去系配管破断事故に伴うプラント停止中にCRDハウジング1本の下部付近から水が漏えいしていることが確認されました。調査の結果、スタブチューブ溶接部(下部)に貫通した3き裂があり、このき裂は応力腐食割れ(以下、SCC)であると推定されました。き裂部位を第4図に示します。

今回、原因調査のため、き裂部位を削り取り金属調査を実施したことから、取り替えることとしました。

取り替えにあたっては、既に原子力発電技術機構で実証されている取替工法を基本に、機械加工機の小型化等、一部改良した方法を適用することとしました。取替範囲はCRDハウジング、スタブチューブおよびその溶接部であり、SCCに対する耐性に優れた材料へ変更

します。取替手順を第5図に示します。

取替後の構造については、構造強度および耐震性について評価し、問題のないことを確認しました。



第4図 き裂部位概略図

2 原子力の保守技術

浜岡2号機の点検においては内外にたいへんなご心配をおかけしてしまいましたが、当社が力を注いでおります保守技術の開発についてご紹介致します。

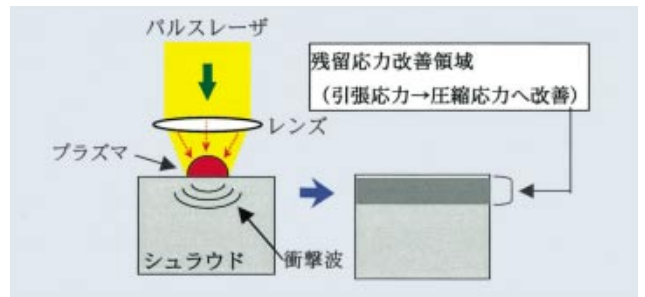
近年、国内外の沸騰水型原子力発電プラント(BWR)で原子炉内部の構造物の溶接線近傍にSCCが確認されています。SCCは一般的に、溶接入熱などの熱影響部等の耐食性劣化(材料) 溶存酸素、塩素などの腐食性環境(環境) 材料に加わる高い引張残留応力(応力)の3要因がある条件を越えて重なって作用したとき、その発生の可能性があると考えられています。したがって、その予防保全対策としては、これら3要因のうち、いずれか一つ以上を除去するか、あるいはしきい値以下に下げるときの保全技術が適用されています。

ここでは、応力の改善技術であるレーザーピーニングと環境の改善技術である水素注入および貴金属注入について解説します。

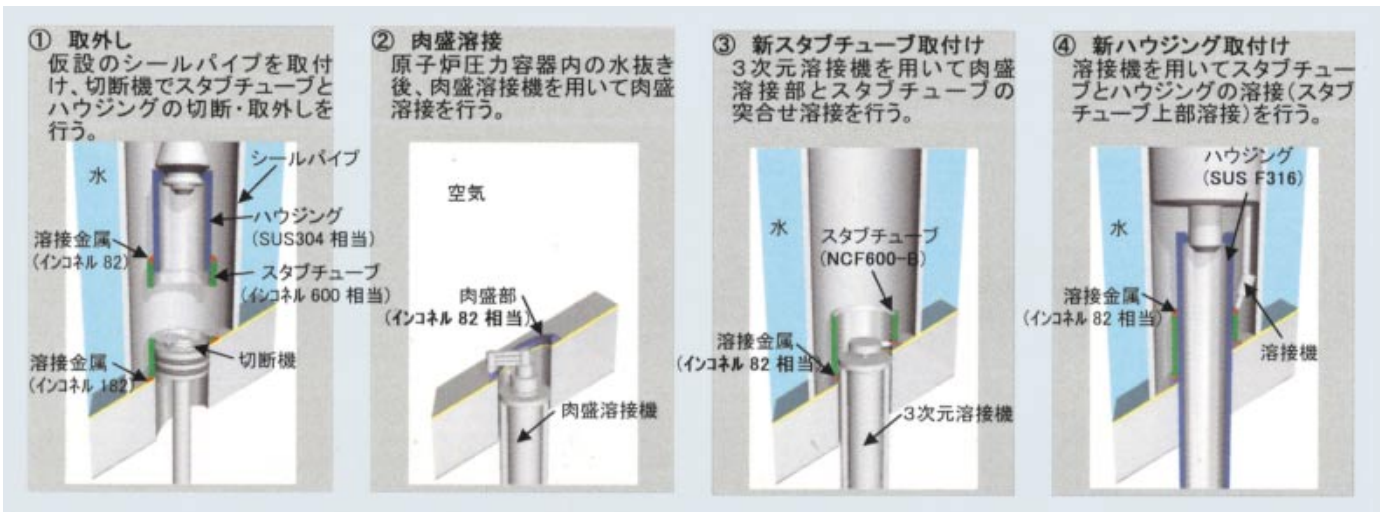
(1) レーザーピーニング

浜岡原子力発電所では1、2号機の炉心シュラウドに対してピーニングを適用してきています。炉心シュラウドは、炉心の支持および原子炉内の水の流れを仕切る役割を有しており、重要な構造物です。

レーザーピーニングの原理を第6図に示します。パルス



第6図 レーザーピーニングの原理

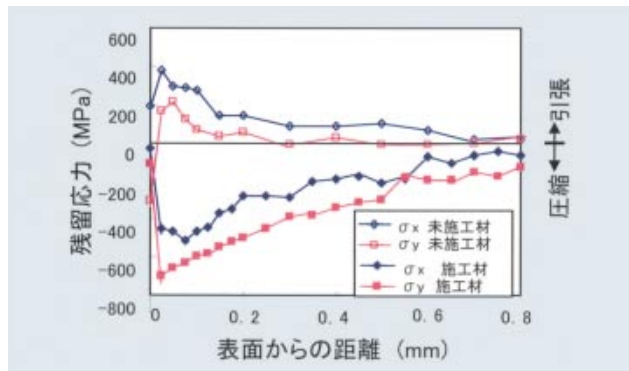


第5図 CRDハウジング/スタブチューブ取替工法

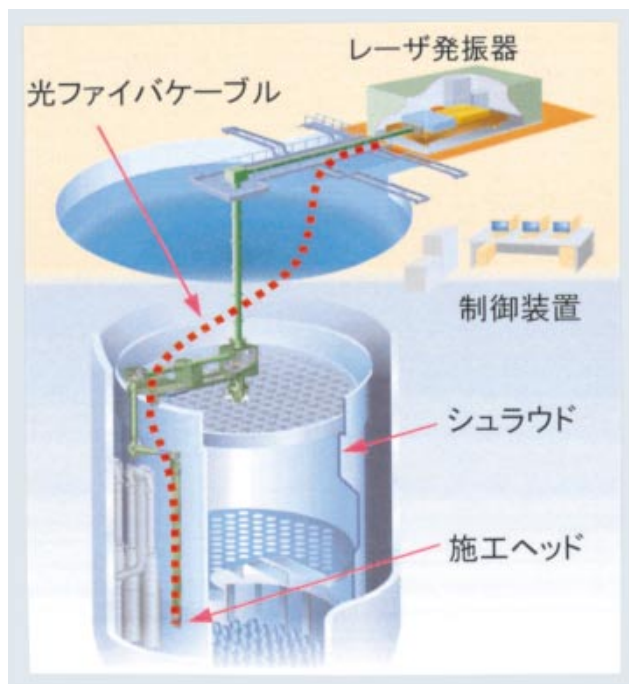
レーザを材料に照射すると高圧のプラズマが発生します。水中では水による閉じこめ効果が働くので、プラズマの圧力は数GPaに達し、この圧力により衝撃波が発生し、材料表面に塑性変形が生じて圧縮応力が形成されます。

ステンレス鋼へのレーザピーニングによる応力改善効果の結果の一例を第7図に示します。

施工装置を第8図に示します。レーザ発信器(コンテナハウス内に設置)で発生したパルス状YAGレーザ光は光ファイバケーブルを通して施工ヘッドへ伝送され、照射されます。



第7図 残留応力改善結果



第8図 施工装置

浜岡1、2号機は炉心シュラウドに対するピーニングを平成8年から計画的に実施してきており、当初はショット(鋼球)を用いたピーニングを適用していましたが、工事期間の短縮化、施工装置の簡素化等の観点から平成11年にレーザピーニングへ変更し、施工の効率化を図りました。今後は他の炉内構造物への適用も検討していく予定です。

(2)水素注入および貴金属注入

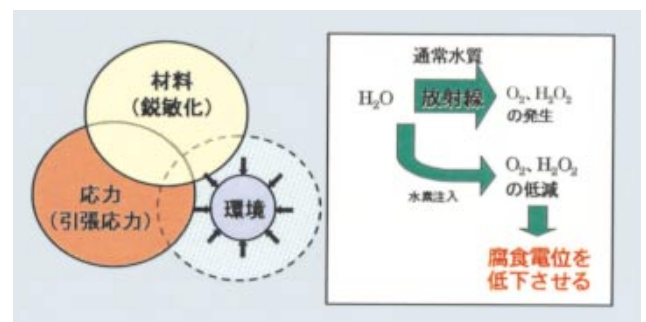
BWRプラントでは、冷却材は原子炉系、タービン系、復水系、給水系といった主要系統の材料に接しており、常温から運転温度(286℃)までの広い温度範囲で使われています。BWRプラントでの水化学管理は、こうした環境下での放射化を避けることや燃料・構成材料の健全性を維持することのために、不純物の持ち込み抑制を基本として管理されてきました。

近年、国内外のプラントでシュラウド等の炉内構造物のSCC事例が見られるようになり、炉内のSCC環境を改善するため、原子炉水への水素注入技術や貴金属注入(NMCA)技術が開発されています。

ア. 水素注入

水素注入技術は、SCCの発生を抑制するために開発された技術であり、米国では1980年代から29プラント、我が国のBWRプラントでも1990年代後半から13プラントで適用されています。

水素注入の目的は、材料因子(鋭敏化)・応力因子(引張応力)・環境因子(酸化状態)のうち、酸化状態を緩和(腐食電位を低下)し、SCCを抑制することです。腐食電位が、ステンレス鋼は-230mV以下、インコネルでは-50mV以下でSCCの感受性が改善されることが実験的に確認されています。水素注入は、定格運転中、復水系から水素ガスを注入することにより、原子炉水の放射線分解で発生する水素と酸素などを再結合させ、腐食電位を低下させます。(第9図)



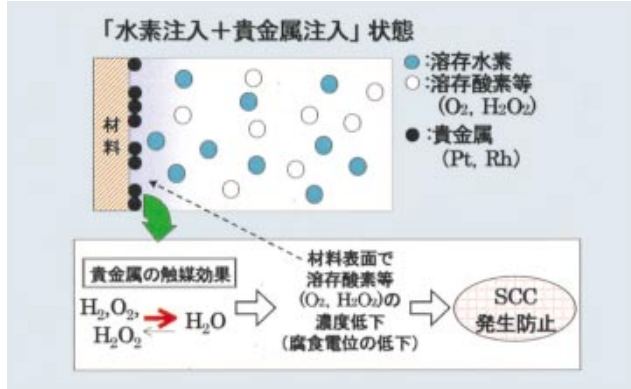
第9図 環境面からのSCCの発生抑制

浜岡1号機での第17サイクル(1998/3/17~1999/3/19)の水素注入において、主蒸気管放射線量率が増加しない範囲で、給水溶存水素濃度として340ppbで注入した時に、炉水溶存酸素濃度が通常200ppb程度であったものが数ppb程度まで低下しました。

イ. 貴金属注入

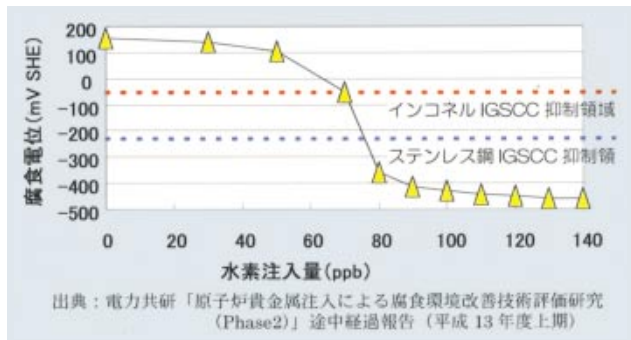
貴金属注入技術は、貴金属(Pt:白金, Rh:ロジウム)の触媒効果を利用し、少量の水素注入での腐食電位低減を目的として開発されました。この技術は、定期点検

中の原子炉停止時に、貴金属を水溶液の形で余熱除去系から原子炉再循環系を通して炉内に注入し、炉内構造物へ貴金属を付着させます。これにより、触媒効果による水素注入時の水素と酸素などの再結合を促進し、腐食電位を低下させます。(第10図)



第10図 貴金属注入の原理

米国では1996年に初めて適用されて以来、22プラントで、我が国のBWRプラントでも3プラントで適用されました。浜岡1号機への適用(2000年9月19~21日、総注入量:約1,100g)では、少量の水素注入量で腐食電位がSCC発生抑制可能な電位に低減したことを確認しました。(第11図)



第11図 浜岡1号機 NMCA後の腐食電位(第19サイクル)

3 浜岡5号機における新技術

(1) ABWRの特徴

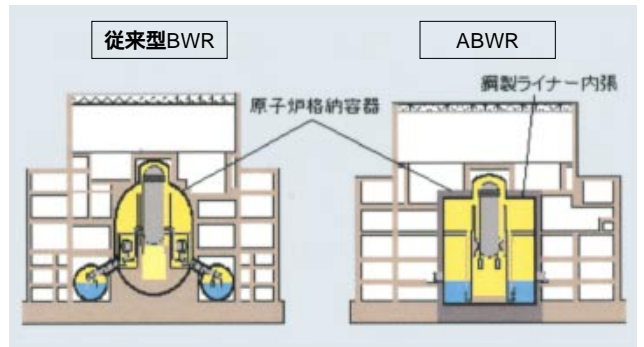
浜岡5号機で採用したABWR(改良型沸騰水型軽水炉)は、安全性・信頼性の向上、作業員の受ける放射線量の低減、運転性の向上等を図ることを目標に昭和50年代初めより、これまでに培ってきた原子力発電所の建設・運転・保守経験を踏まえ、国・メーカー・電力会社で開発実証された技術を集大成し、10数年の歳月をかけて開発されました。

国内では新潟県の東京電力柏崎刈羽原子力発電所6、7号機で始めて採用されました。

ABWRの主な特徴(従来型BWRからの変更)は以下の点です。

ア. 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の採用

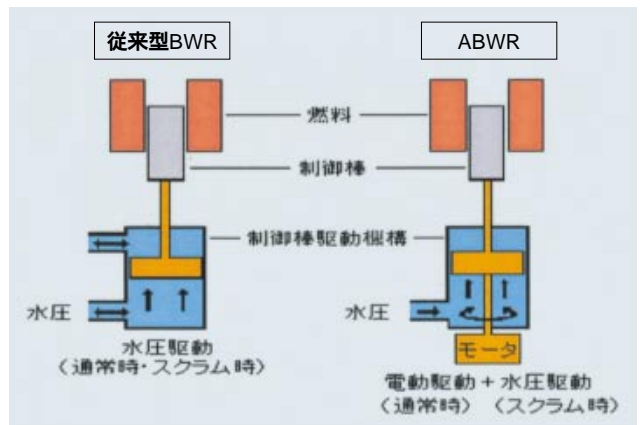
鉄筋コンクリート製原子炉格納容器は、従来の格納容器が鋼製であったのに対し、原子炉建屋と一体の鉄筋コンクリート(強度部材)と内張りの鋼板(気密保持)で構成されています。この鉄筋コンクリート製原子炉格納容器を採用したABWRでは、従来のBWRに比べ、同じ強度を持ちながら建屋をコンパクト化できるという特長があります。概要を第12図に示します。



第12図 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の採用

イ. 改良型制御棒駆動機構(FMCRD)の採用

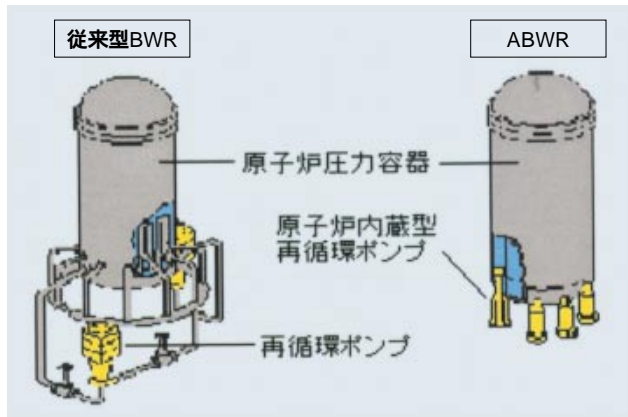
改良型制御棒駆動機構は、制御棒の通常操作時は電動で、スクラム時は水圧で駆動します。電動駆動の採用により、制御棒の挿入具合をきめ細かく調整できるので、起動等の制御棒操作が容易になり、運転性が向上します。また、制御棒駆動源を多様化することにより、安全性の一層の向上を図ることができます。概要を第13図に示します。



第13図 改良型制御棒駆動機構(FMCRD)の採用

ウ. 原子炉内蔵型再循環ポンプ(RIP)の採用

ABWRでは、原子炉压力容器内に10台の再循環ポンプを内蔵し、原子炉压力容器内で直接冷却材を循環させる方式を採用しています。外部再循環配管をなくすことにより、冷却材喪失事故の可能性の低減および原子炉格納容器のコンパクト化ならびに格納容器内点検作業における作業員の放射線被ばく低減等の利点があります。概要を第14図に示します。



第14図 原子炉内蔵型再循環ポンプ (RIP) の採用

(2) 浜岡5号機における新技術の採用

浜岡5号機は、先行ABWR(柏崎刈羽6、7号機)より更に信頼性・保守性・経済性等を向上するために新技術を採用し、設計改良を施しています。

主なものは、FMCRDの変更 RIP電源構成の変更 高効率タービンの採用による電気出力の増加です。この内の FMCRDの変更について、解説します。

A. FMCRDの特長

制御棒駆動機構は、中性子を吸収する制御棒を炉心に出し入れし、原子炉出力を調整する装置です。また、原子炉に異常が発生した場合には制御棒を急速挿入し、原子炉の緊急停止(スクラム)を行います。

従来型BWR(浜岡1～4号機等)の制御棒駆動機構は、通常時及びスクラム時とも水圧駆動としていますが、ABWRの制御棒駆動機構(FMCRD)では通常時は電動駆動、スクラム時は従来と同様の水圧駆動としています。

FMCRDの主な特長は以下の点です。

電動機による制御棒の微細な駆動にて反応度の微調整が可能となるため運転性が向上するとともに、多数本の制御棒の同時操作が可能となるため起動停止時間の短縮を図ることができます。

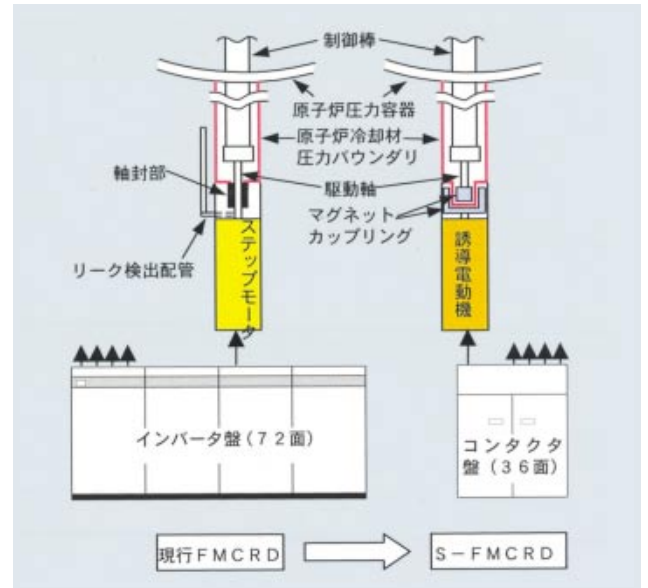
緊急時、水圧駆動によりスクラムすると同時に、電動駆動により水圧スクラムをバックアップすることにより信頼性が向上します。

イ. S-FMCRDの採用

浜岡5号機では、このような特長を有する現行FMCRDに、以下に示すような改良を加えることにより、信頼性・保守性をより一層向上させたS-FMCRD (Sealless-FMCRD)を採用します。

S-FMCRDの採用にあたっては、実機大の設備を用いた実証試験を行い、機器の性能及び健全性に問題のないことを確認しました。

FMCRD変更の概要を第15図に示します。



第15図 FMCRD変更の概要

電動機の駆動トルクを伝える軸の部分に、永久磁石の磁力により隔壁を介し非接触でトルクを伝えることができるマグネットカップリングを適用し、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する軸封部をなくし、原子炉水の漏えいの可能性がない信頼性の高いものとなりました。

制御棒の通常駆動に用いる電動機をインバータ電源が必要なステップモーターから一般に広く用いられている誘導電動機に変更することにより、電源設備を簡素化し、保守性を向上させました。

なお、S-FMCRDでは誘導電動機の採用により通常時の駆動速度、最小駆動幅等が変更となりますが、スクラム機能に係る部分について変更はないため、原子炉の安全性については先行ABWRと同等です。FMCRDの主要仕様の比較を第1表に示します。

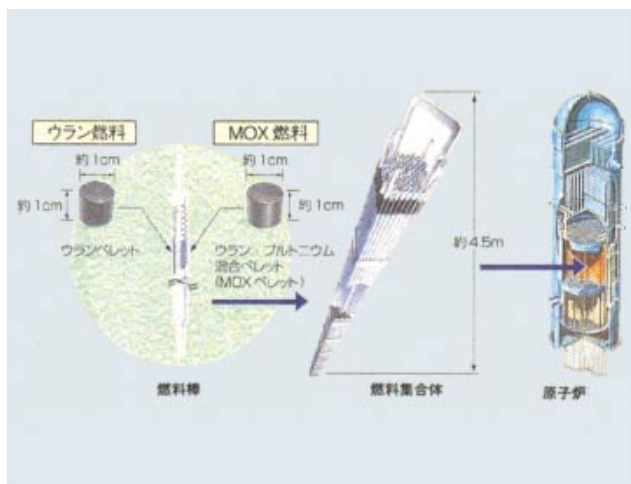
第1表 FMCRD主要仕様比較

項目	現行FMCRD	S-FMCRD
軸封部	有り	無し (マグネットカップリング)
リーク検出装置	有り	無し
通常駆動方式	電動駆動 (ステップモーター)	電動駆動 (誘導電動機)
通常時駆動速度	30 ± 3mm/s	28 ± 5mm/s
最小駆動幅	約18mm	約37mm
スクラム駆動方式	水圧駆動	同左
スクラム挿入時間	60%挿入まで1.44秒以下 100%挿入まで2.80秒以下 (原子炉定格圧力時)	同左

4 プルサーマル計画

(1) プルサーマルとは

「プルサーマル」とは、プルトニウムとサーマルリアクター(熱中性子炉：浜岡原子力発電所の原子炉も熱中性子炉のひとつ)を合成した和製英語で、MOX燃料を熱中性子炉で使用することです。「MOX燃料」とは、Mixed Oxide燃料の略で、(ウランとプルトニウムの)混合酸化物燃料のことです。二酸化ウランと二酸化プルトニウムの粉末を混ぜて焼き固め、ペレットとして燃料棒に組み込み、この燃料棒を束ねて燃料集合体を作り、原子炉に装荷します。(第16図参照)

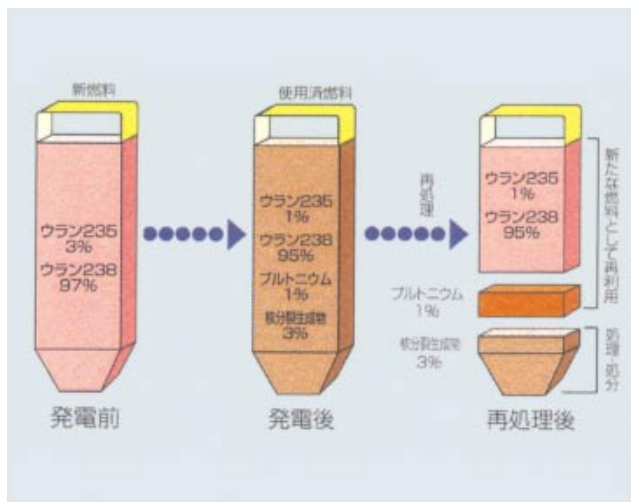


第16図 ウラン燃料とMOX燃料

(2) プルサーマルの必要性

使い終わったウラン燃料には、燃料として利用できるプルトニウムが1%程度含まれています。このプルトニウムを再処理により回収し、再び燃料として原子力発電所で使用すれば、ウラン資源の有効利用ができます。(第17図参照)

エネルギー資源に乏しく、かつ、エネルギー消費量



第17図 再利用できるウラン燃料

の多い我が国が、将来の長期的なエネルギー源を確保する上で、ウラン資源の有効利用を図るプルサーマルは欠かすことができません。

(3) プルサーマルの安全性

ア. ウラン燃料と同等な安全性

MOX燃料の物性、核的特性および原子炉内での照射挙動は、ウラン燃料と比べ差があるものの、原子炉内のMOX燃料の装荷割合が1/3程度であれば、ウラン燃料の場合と同等の安全性を確保できます。このことは、国の原子力安全委員会でも認められています。

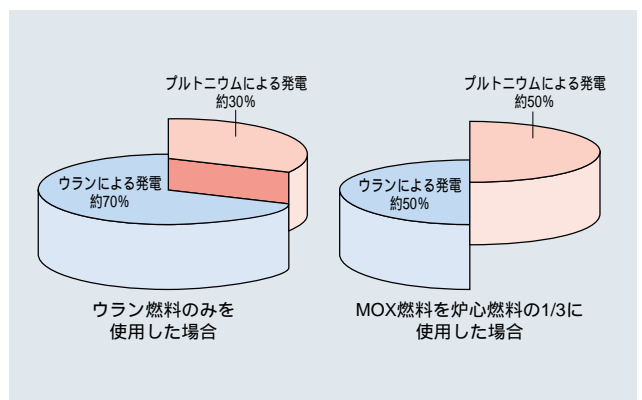
イ. MOX燃料の使用実績

海外では約40年も前からプルサーマルが行われ、これまでに、3,100体以上のMOX燃料が使用されてきました。現在もフランス、ドイツ、スイス、ベルギーなどを中心に38基の原子炉で実施されています(2000年12月末現在)。

日本では、MOX燃料の実証試験のため、1990年前後に敦賀1号機(沸騰水型)と美浜1号機(加圧水型)において合計6体のMOX燃料を装荷した実績があります。新型転換炉ふげんでも、累積726体のMOX燃料が装荷されています(2001年1月末現在)。

ウ. ウラン燃料でもプルトニウムが核分裂

原子力発電所でウラン燃料のみを使用する場合でも、ウランが減る一方、プルトニウムが生成され、これが発電に寄与します。このため、発電量の約30%はプルトニウムの核分裂によるものです。MOX燃料を炉心燃料の約1/3に装荷した場合、プルトニウムの核分裂による発電量の割合は約50%を占めることとなります。(第18図参照)



第18図 ウランとプルトニウムによる発電量の割合

(4) 当社の計画について

当社は、2000年代のできるだけ早い時期の装荷をめざして、地元のご理解をいただきながらプルサーマルを進めていきたいと考えています。