資料５

平成 21 年 3 月
四国電力株式会社

伊方発電所第３号機 原子炉容器上部ふた取替について

伊方発電所第３号機原子炉容器上部ふたを、伊方１，２号機と同じく、改良品に取り替えることとしており、その概要は以下のとおりである。

１．取替理由

伊方３号機の原子炉容器上部ふたを、近年の国内外のプラントにおける原子炉容器上部ふた管台の損傷事例を踏まえ、伊方１，２号機と同じく、予防保全の観点から管台材料等を改良した上部ふたに取り替え、伊方発電所の信頼性向上を図る。

２．主な改良点

伊方３号機の原子炉容器上部ふたを、伊方１，２号機と同様に管台材料及び溶接金属材料等を改良した新上部ふたに取り替える。主要な改良点を図－１に示す。

３．取替方法

取替方法は、定検時に毎回行っているボルトの着脱による取り付け・取り外し作業と基本的に同様であり、原子炉容器の旧上部ふたを取り外した後、新上部ふたを取り付けるものである。

また、旧上部ふたは、遮へい機能、放射性物質の密封機能を有した新製の保管容器に収納し、原子炉格納容器の機器搬入口（既設）および機器搬入口前に設置する仮開口を経由して行う計画である。

４．旧原子炉容器上部ふたの保管方法

旧上部ふたを収納した保管容器については、既設の蒸気発生器保管庫内に貯蔵保管する。

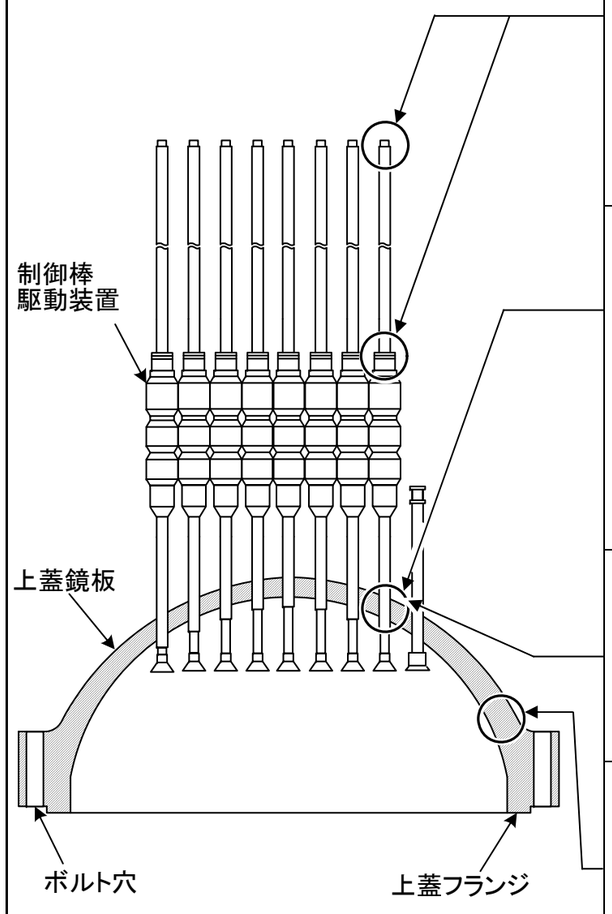
５．実施時期

今後、原子炉設置変更許可及び工事計画認可の取得、原子炉容器上部ふたの製作後、平成２４年度の定期検査時に取り替える。

表－１　原子炉容器上部ふた取替スケジュール

項目＼平成	２０年度	２１年度	２２年度	２３年度	２４年度
原子炉設置変更許可 工事計画認可・届出		━━	━		
上部ふた製作			━━━━	━━━━	━━━━
上部ふた取替					━

図－１　原子炉容器上部ふたの主要な改良点

上部ふた概略図	主な改良点
	①国内で損傷事例がある制御棒駆動装置のシール溶接部（ねじ込み構造）を全廃し、突合せ溶接構造とする。 ②管台材料及び溶接部材料について、６００系ニッケル基合金から、耐ＰＷＳＣＣ性（耐応力腐食割れ性）に優れた６９０系ニッケル基合金へ変更する。 ③管台部の溶接量を少なくして、残留応力を低減する。 ④鏡板とフランジを一体鍛造で製作し、溶接部をなくす構造とする。

YONDEN

伊方発電所の概要

平成22年8月31日現在

	出力（MW）	運転開始 年　月	運転時間（万時間）	主な改良工事
1号機（PWR）	566	1977．9	23．2	1998年　蒸気発生器取替（SGR） 2001年　原子炉容器上蓋取替（VHR） ***2005年　原子炉容器内部構造物取替（CIR）***
2号機（PWR）	566	1982．3	21．1	2002年　蒸気発生器取替 原子炉容器上蓋取替 ***2006年　原子炉容器内部構造物取替***
3号機（PWR）	890	1994．12	12．2	2013年　原子炉容器上蓋取替（予定）

原子力資料情報室HPより

投稿者： ゲスト 投稿日時： 2010/4/9 11:05:25 (2371 ヒット)

米デビスベッセ原発・原子炉容器上蓋貫通ノズルにひび割れ

米国オハイオ州にあるデビスベッセ原発で，原子炉容器の上蓋（うわぶた）に取り付けられている制御棒駆動装置の超音波による検査を行なっていたところ，3月12日に上蓋を貫通しているノズル2本の溶接部分にひび割れが起きているのが見つかった．制御棒を通す管に見つかったトラブルであり，制御棒が入らなくなる危険性と一次冷却水が漏れ出す危険性とをいっしょにもたらす深刻な事態である．

デビスベッセ原発は電気出力90.8万キロワットの加圧水型炉で，1977年8月に運転を開始した原発である．デビスベッセ原発は2月28日から燃料交換と点検のために停止していた．

原子炉容器の上蓋を貫通しているノズルは69本あり，その後3月20日ごろまでにすべてのノズルの超音波探傷検査を終えた段階で，12本のノズルのひび割れが見つかった（ひび割れないし欠陥の数は13本と報道されている）．そのうち2本では周囲に一次冷却水中のホウ酸が析出して堆積していることから，ひび割れが貫通していたものとみられる．

ひび割れが見つかったこれらのノズルは，インコネル600というニッケル基合金でできている．この材料の管は溶接時の加熱によって発生する残留応力が原因で，応力腐食割れが発生しやすいことがよく知られている．1991年ごろからフランスなどの原発で上蓋のノズルにひび割れが頻発しており，上蓋ノズルの材料を腐食に強いインコネル690という材料を採用したものに変え，上蓋ごと交換するということが行なわれていた．

デビスベッセ原発でも，2002年にノズルの厚さを貫通するひび割れが発生した．ノズルのひび割れだけにおさまらず，上蓋の腐食を引き起こしていたことが判明した（2002年2月）．ひび割れから一次冷却水が長期間にわたって少しずつ漏れ出し，冷却水中のホウ酸が析出して上蓋の上にたまったため，ホウ酸の腐食作用によって上蓋を部分的に溶かしてしまうような事態を引き起こした．上から見るとノズルのまわりの原子炉容器の上蓋にぽっかりと穴が開き，ステンレス製の内張一枚でかろうじて持ちこたえている，という状況であった（「老朽化する原発」を参照のこと）．

2002年当時，デビスベッセ原発を運転するFirstEnergy社は，他の原発で使われる予定だった原子炉の上蓋を腐食した上蓋の代わりにし交換を行なった．しかし交換によって導入された上蓋のノズルも応力腐食割れを起こしやすいインコネル600製のものであった．上蓋交換後，デビスベッセ原発は2004年に運転再開したが，超音波による上蓋部分の点検は今回が初めてであった．2014年までにインコネル690製の上蓋に再交換する予定だったとも伝えられている．

FirstEnery社は4月6日のプレスリリースで，ひび割れが見つかった12本を含む16本のノズル

の補修を行なうとしている．これまでのところ，FirstEnergy社およびNRC（米原子力規制委員会）のどちらかも，詳しいひび割れの状況が公表されていない．

■FirstEnergy社のプレスリリース
03/15/2010 Davis-Besse Planned Outage to Include Nozzle Repairs
http://www.firstenergycorp.com/NewsReleases/2010-03-15%20Davis-Besse%20Planned%20Outage%20to%20Include%20Repairs%20to%20.pdf

04/06/2010 Davis-Besse Begins Nozzle Modifications
http://www.firstenergycorp.com/NewsReleases/2010-04-06%20Davis-Besse%20Begins%20Nozzle%20Modifications.pdf

■NRC（米原子力規制委員会）の関連ページ
（今回のトラブルに関する情報）
Davis-Besse: CONTROL ROD DRIVE MECHANISM NOZZLE INDICATIONS
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/2010/20100316en.html#en45764

PNO-III-10-003 03/16/2010
First Energy Nuclear Operating Company: Davis-Besse Control Rod Drive Mechanism Nozzle Indications
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS%5EPBNTAD01&ID=100750285

03/17/2010 NRC Dispatches Special Inspection Team to Davis-Besse Nuclear Power Plant
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/news/2010/10-006.iii.html

（2002年の上蓋損傷時の情報）
Davis-Besse Reactor Vessel Head Degradation
http://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/vessel-head-degradation.html

U.S. Plant Experience with Alloy 600 Cracking and Boric Acid Corrosion of Light-Water Reactor Pressure Vessel Materials (NUREG-1823)
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1823/

図4　原子炉容器フランジ部において見つかったホウ酸及び酸化鉄

[出典]FirstEnergy Nuclear Operating Company (FENOC), Davis Besse Nuclear Power Station, "Root Cause Analysis Report - Significant Degradation of the Reactor Pressure Vessel Head," CR 2002-0891, April 15, 2002 (pp.93)

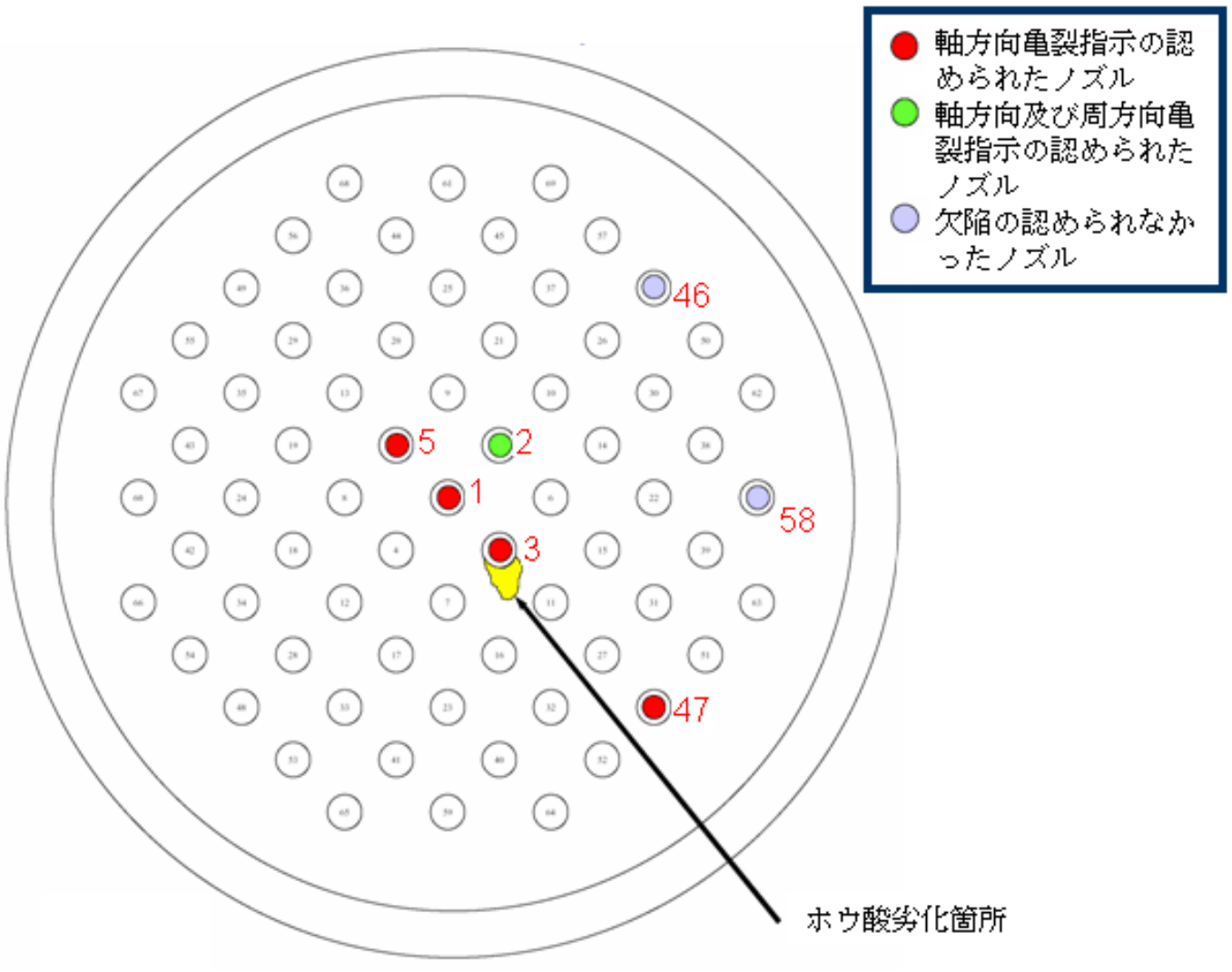


図5　亀裂の認められたCRDMノズルの位置

[出典]FirstEnergy Nuclear Operating Company (FENOC), "Root Cause Analysis of the Reactor Pressure Vessel Head Degradation at the Davis-Besse Nuclear Power Station," presented at the Public Meeting on May 7, 2002 (slides, pp.11)
(http://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/vessel-head-degradation/vessel-head-degradation-files/05-07-02-root-cause-mtg-r1.pdf)

図6　原子炉容器上蓋に見つかった腐食劣化の状況（写真）

[出典]（左）FirstEnergy Nuclear Operating Company (FENOC), Davis Besse Nuclear Power Station, "Root Cause Analysis Report - Significant Degradation of the Reactor Pressure Vessel Head," CR 2002-0891, April 15, 2002 (pp.96)
（右）Brian W. Sheron, "Reactor Pressure Vessel Head Degradation," presented at American Nuclear Society 2002 Annual Meeting, June 11-14, 2002 (Slides, pp.11)
NRCホームページ (http://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/vessel-head-degradation/ vessel-head- degradation-files/ans-presentation-06-11-02.pdf)

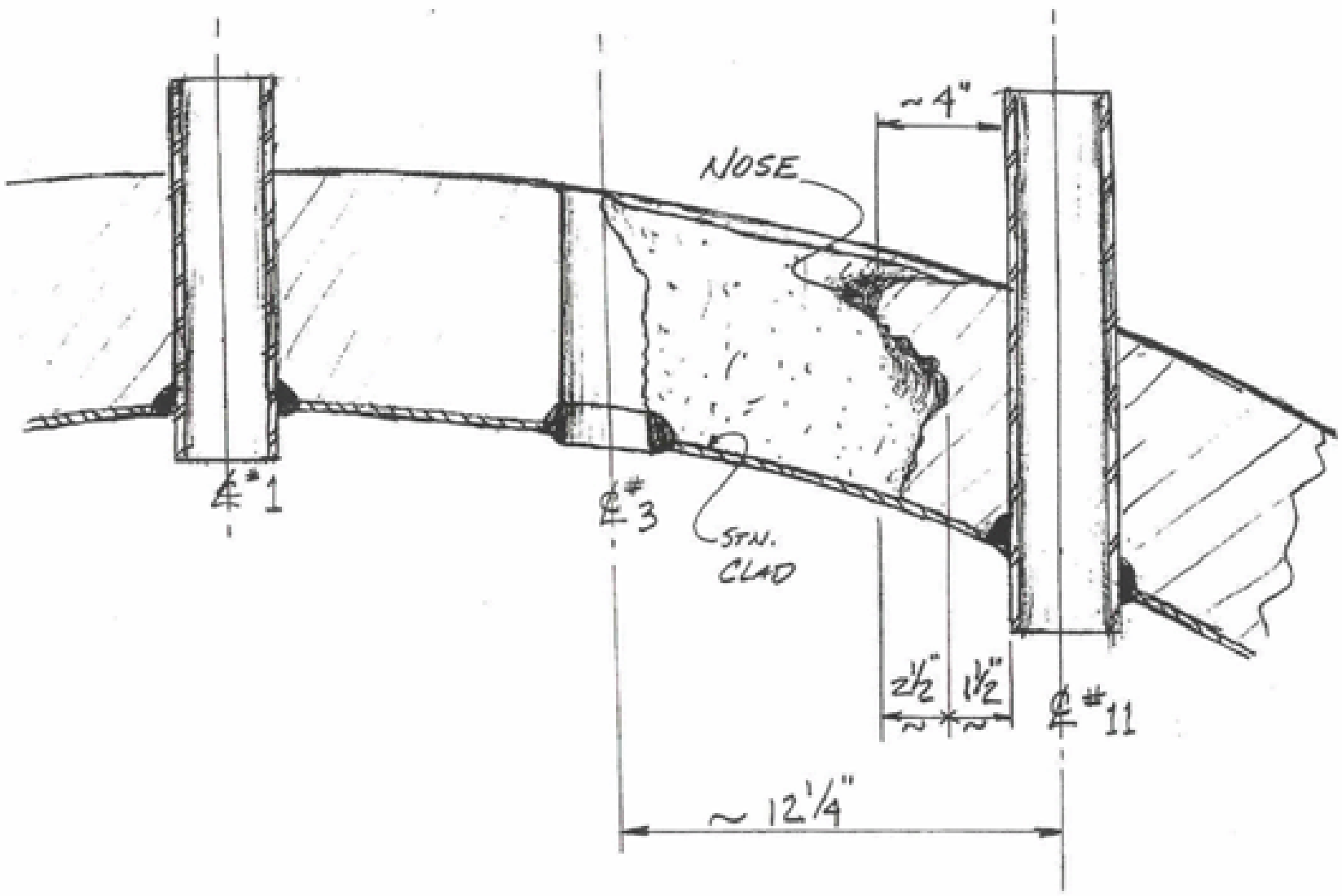


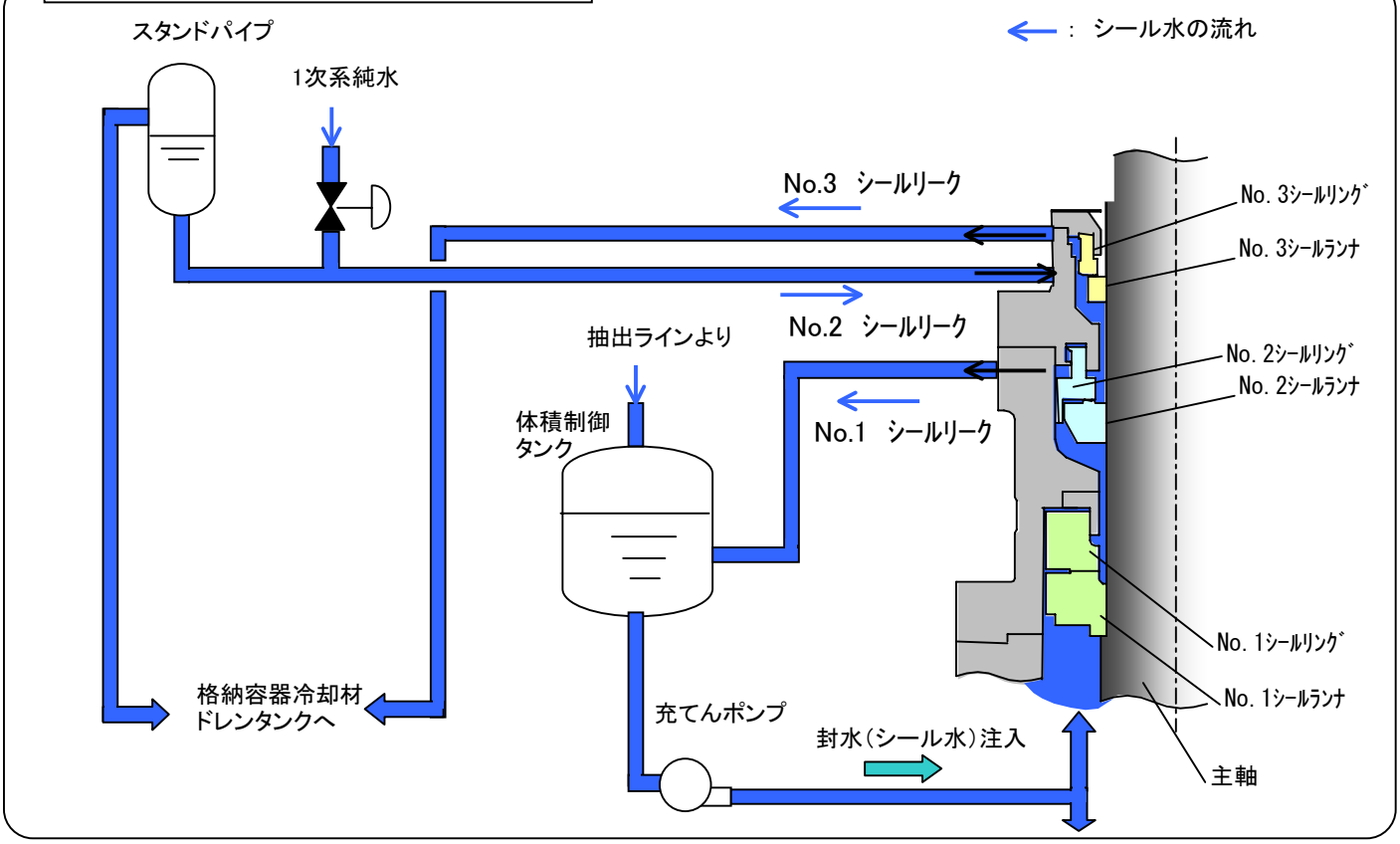
図7　原子炉容器上蓋に見つかった腐食劣化の状況（スケッチ）

[出典]NRC Davis-Besse Lessons Learned Task Force, "Davis-Besse Reactor Vessel Head Degradation Lessons-Learned Task Force Report," September 30, 2002 (pp.17)
http://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/vessel-head-degradation/vessel-head-degradation-files/db-nozzle3-degr-sketch.pdf

関西電力美浜原発でのシールの解説図（2005年9月）
資料２－１

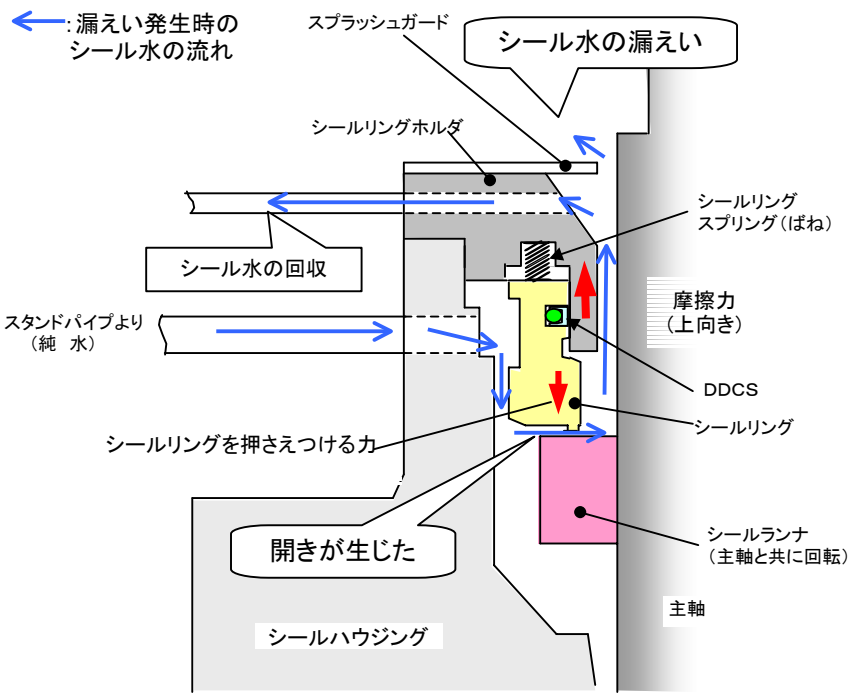
添付図３－２

１次冷却材ポンプ軸シールの概要



推定メカニズム

No.3シール周り構造図



ばね力の低下に伴い、シールリングを押さえつける力が摩擦力（DDCSでの摺動抵抗）を下回りシールリングとシールランナに開きが生じた。

対　　策

（１）当該RCPのNo.3シール部については、シールリングスプリング（ばね）を新品のものに取替える。
また、Ｂ－RCPについても、同様とする。

（２）今後、シールリングスプリング（ばね）については、定期検査毎に経年的なばね力低下に対する評価を行い計画的に取替える。

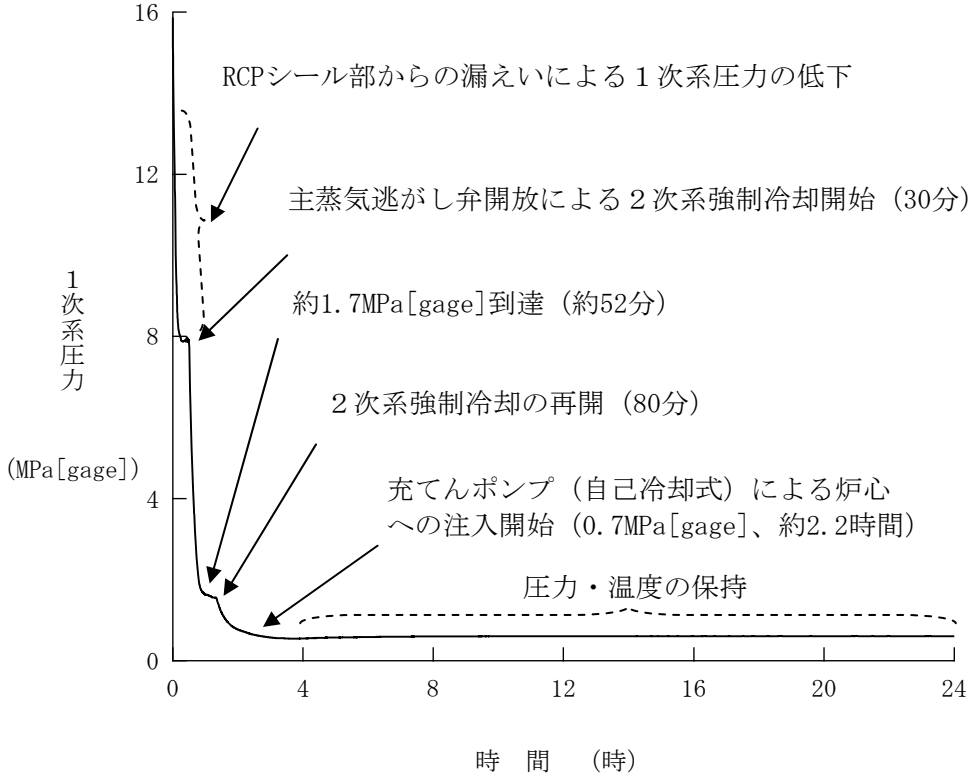


図2.2.5　１次系圧力の推移（ＲＣＰシールＬＯＣＡが発生する場合）

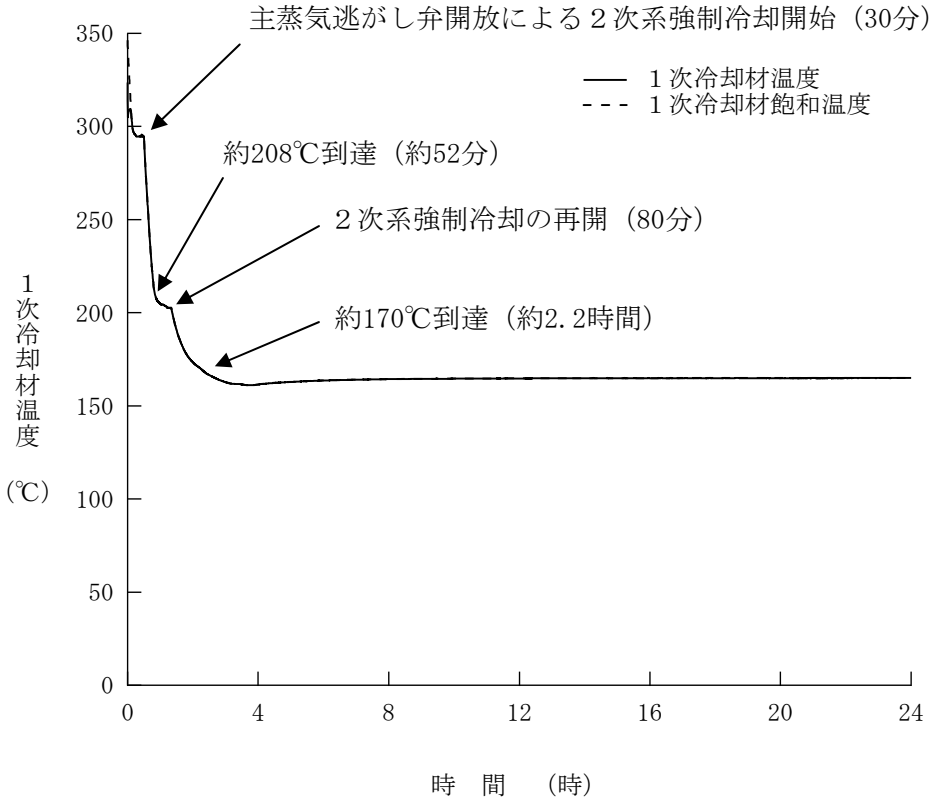


図2.2.6　１次系温度の推移（ＲＣＰシールＬＯＣＡが発生する場合）

原発・環境関係者の皆様

報道のとおり伊方原発において 1 次冷却材ポンプの水漏れがあり、四国電力は 7 月 17 日、部品の交換が必要として再稼働を延期すると発表した。
http://www.yonden.co.jp/press/re1607/data/pr003.pdf

概略図がついているが、プラントを扱ったことのない人には何のことだかわからないと思われるので補足の解説を提供する。問題の箇所はポンプのシール(軸封)と呼ばれる部分である。ここは冷却材(水)を回す羽根車をモーターで駆動するための軸が通っている部分である。イメージとしては水道の蛇口と思えばよい。ポンプの内部は 1 次冷却材すなわち放射性物質と接触する水であるから外部に漏洩することは許されない。詳細な図面は下記のとおり。
http://www.yonden.co.jp/energy/atom/ikata/stresstest_pdf/a2.pdf

しかし駆動軸は高速で回転するから、ミクロン単位ではあるが隙間が必要である。水道の蛇口は正常ならば見てわかるほどダダ洩れは起きないが、長い間には水垢が出たりしてある程度漏れていることがわかると思う。ポンプとは水道の栓が高速で回転している状態と思えばよい。水道では通称「パッキン」で押えているがこれをより巧妙にした機構である。漏れを防ぐには金属的に固着させればよいが、それでは高速で回せないのでミクロン単位の隙間を持たせており、そのままでは中の圧力が高いので 1 次冷却材が外に漏出してしまう。

そこで軸封という機構が必要になる。これは原子力に特有の機構ではなく、有害物や可燃物を扱うプラントでは一般的に用いられている機構である。プレスリリースの図では第 2 シールという部分で中の 1 次冷却水が出てこないように押え込んでいるが、同時に潤滑の役目も担うという極めてデリケートな機構である。その第 2 シールから少しずつ系内の水が洩れてくるので、それをまた洗浄というか押え込むのが第 3 シールであるが、今回はその漏れ量が基準より多くなったというトラブルである。

これは機械的な問題としては、シールを構成する部品の製作不良・劣化・取付け状態の不良・調整不良(締付け状態)などが考えられる。軸側にも何か問題があるかもしれない。プレスリリースで「シート状態を改善するための調整作業を行なったが改善がみられなかった」としているので、部品そのものに問題があると推定したものであろう。前述のとおり軸封のトラブルは原子力に特有の問題ではなく各種のプラントで常に発生しており、非常に技能的というか名人芸的なメンテナンスを要する部分である。

今回の伊方はまだ核反応を行っていないので、漏れたといってもただの水であるが、ここで一つの問題は、理論的に隙間がなければならない軸封において全電源喪失が起きたらどうなるかということである。正常時に隙間があることが前提の設計なのだから、外側で抑え込む機能が喪失すれば他の部分が機械的に壊れていなくてもシールから 1 次冷却材が漏れ始める。この経路はよく見られる原発の冷却系統図には出てこない細かい配管である 。

以上をまとめると、原発というのは熱源が核反応という特徴があるが、その他の構成要素は大部分が他の分野でも使われている要素技術である。

もんじゅのナトリウム漏洩火災も高速増殖炉だからという要因は全く関係なくて、他の分野でも使われている温度計の損傷が発端である。他の分野ならば重大な事故にならないトラブルでも核反応が介在するために極めて厄介な事態を招く。これこそが原子力の本質的な問題であって、かりに公衆被害を考慮しなくても経済性が疑わしい理由でもある。

環境経済研究所(技術士事務所) 上岡直見

(以上)

資料３

2016 年 7 月 14 日

原子力規制委員会委員長
田中俊一様

先日は、震源の大きさが過小評価されているという問題提起に対し、速やかに対応して頂き、誠にありがとうございました。委員会および規制庁のみなさまににお手紙差し上げた通り、感謝の念で一杯です。

昨日の委員長記者会見の You Tube を拝見したところ、私が規制委員会の議論や結論を納得し、承諾したと、誤解されているように見えますので、お手紙を差し上げて、小生の見解を述べさせて頂きます。

規制庁の計算結果の説明を受ける場は、小生が意見表明をする場として設けられたものではありませんので、結果に対するコメントは致しませんでした。また、試算の結果については強震動の専門家の意見を尊重すべきであると私は思いますので、積極的発言は避けてきました。しかし、このことが逆に誤解を招いているようですので、見解を公表させて頂きます。

今回の規制委員会の議論および結論は納得できません。

理由を次に述べます。大飯の基準振動が過小評価されていることは、今回の試算の結果、明らかだと思います。
規制庁広報室から、規制庁の計算結果の数字が入倉・三宅による基本ケース（破壊開始点３）で、　東西、南北、上下方向の加速度（周期 0.02 秒）が、それぞれ、356、346、233 ガル。
同じ条件で、武村式を適用すると、東西、南北、上下の加速度（周期 0.02 秒）が、それぞれ、644、632、405 ガルと伝えられたと聞いております。

武村式の結果を入倉・三宅式の結果で割ると、東西、南北、上下の加速度の比はそれぞれ 1.81、1.83、1.74 と求まります。

一方、関西電力による基本ケース（破壊開始点 3）では、東西、南北、上下方向の加速度（周期 0.02 秒）は、それぞれ、596、428、347 ガルです。これは重要なデータですが、昨日私が受けた説明にはありませんでした。規制庁の計算と関西電力の結果が一致しないこと、その理由としてパラメターが十分把握できていないためとは昨日伺いました。しかし上記基本ケースについては、資料に含まれておらず、実際の値も提示さ

れておりません。

規制庁の結果と関西電力の結果とは、平均値と中央値の代表波で異なるとのご説明がありますが、細かな数値の違い以上の問題があると思います。本来、両者の結果が同一となるような設定をすべきであり、そのような設定での計算によって、武村式の効果を推定すべきです。しかしながら、それができないという条件下で最良の推定は、上記の加速度比を関西電力の加速度に掛けて得られる値を、近似値として使用することです。その結果、武村式使用の場合の基本ケース（破壊開始点 3）では、東西、南北、上下方向の加速度（周期 0.02 秒）は、それぞれ、1080、780、600 ガルと推定されます。ここでは精度を考慮して 10 ガル単位としました。東西動の値は、基準地震動の 856 ガルを越えております。

実際には、これに加えて短周期 1.5 倍ケースなどを計算する必要があります。Ss-4 は破壊開始点 3 で短周期 1.5 倍のケースです。これを例として武村式使用の場合の推定をします。関西電力によると、この場合の東西、南北、上下の加速度（周期 0.02 秒）は、それぞれ 856、546、518 ガルであると、頂いた資料に書かれています。

厳密には上述のように、関西電力の基本ケース（破壊開始点 3）と、規制庁の計算結果が同じとなるように設定した上で、武村式を使用し、短周期 1.5 倍のケースを計算すべきです。しかしながら、それができないという条件下での最良の推定は、既に求めた加速度比を関西電力の短周期 1.5 倍ケース（破壊開始点 3）の値に掛けて得られる値を、近似値として使用することです。その結果、武村式使用の場合の短周期 1.5 倍ケース（破壊開始点 3）では、東西、南北、上下方向の加速度（周期 0.02 秒）は、それぞれ、1550、1000、900 ガルと推定されます。ここでは精度を考慮して 10 ガル単位としました。

これらの推定は必ずしも高い精度の推定ではありません。しかしながらそのような精度でも、現在の基準地震動が過小評価されているのは間違いないと思います。

この際、関西電力の基本ケースがほぼ再現できるような設定で、上記推定値に替わる計算値が得られるよう、再計算をすべきだと思います。

島崎邦彦拝