

資料センター

分類 コード	第1	03	
	第2	09	
	第3	01	第4
ファイルNo.	1237		

32-c5

本資料は2001年8月20日付けで登録区分
変更する。

[もんじゅ建設所 技術課]

第11回 高速増殖炉研究開発成果報告会
発表資料

- ・性能試験の現状 —高速増殖炉もんじゅ—
- ・「もんじゅ」の総合的評価の計画

1995年5月

動力炉・核燃料開発事業団

高速増殖炉もんじゅ建設所

本資料は、核燃料サイクル開発機構の開発業務を進めるために作成されたものです。したがって、その利用は限られた範囲としており、その取扱には十分な注意を払ってください。この資料の全部又は一部を複写・複製・転載あるいは引用する場合、特別の許可を必要としますので、下記にお問い合わせください。

〒919-1279 福井県敦賀市白木2-1
核燃料サイクル開発機構 敦賀本部
高速増殖炉もんじゅ建設所 技術課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:

Reactor and Systems Engineering Section
Monju Construction Office
TSURUGA HEAD OFFICE
Japan Nuclear Cycle Development Institute
2-1 Shiraki, Tsuruga-shi, Fukui-ken, 919-1279, JAPAN

~~この資料は、動燃事業団社内における検討を目的とする社内資料です。ついでに複製、転載、引用等を行わないよう、また第三者への開示又は内容漏洩がないよう管理して下さい。また今回の開示目的以外のことには使用しないよう注意して下さい。~~

~~本資料についての問合せは下記に願います。 注)~~

~~〒914 福井県敦賀市白木2丁目1
動力炉・核燃料開発事業団
高速増殖炉もんじゅ建設所 技術課~~



1995年5月

第 1 1 回 高速増殖炉研究開発成果報告会
発 表 資 料

- ・ 性能試験の現状 —高速増殖炉もんじゅ—
- ・ 「もんじゅ」の総合的評価の計画

本報告書は、平成7年2月14日にサンケイホールにおいて行われた第11回高速増殖炉研究開発成果報告会にもんじゅ建設所から報告した2件のスライドとオーラルペーパーをまとめたものである。

発表テーマ	発表者
(1) 性能試験の現状 —高速増殖原型炉もんじゅ—	大後 美道*
(2) 「もんじゅ」の総合的評価の計画	山崖 佳昭**

* もんじゅ建設所 副所長

** もんじゅ建設所 技術開発部長

目 次

- (1) 性能試験の現状 —高速増殖原型炉もんじゅ— 1

- (2) 「もんじゅ」の総合的評価の計画 27

性能試験の現状 —高速増殖原型炉もんじゅ—

性能試験の現状

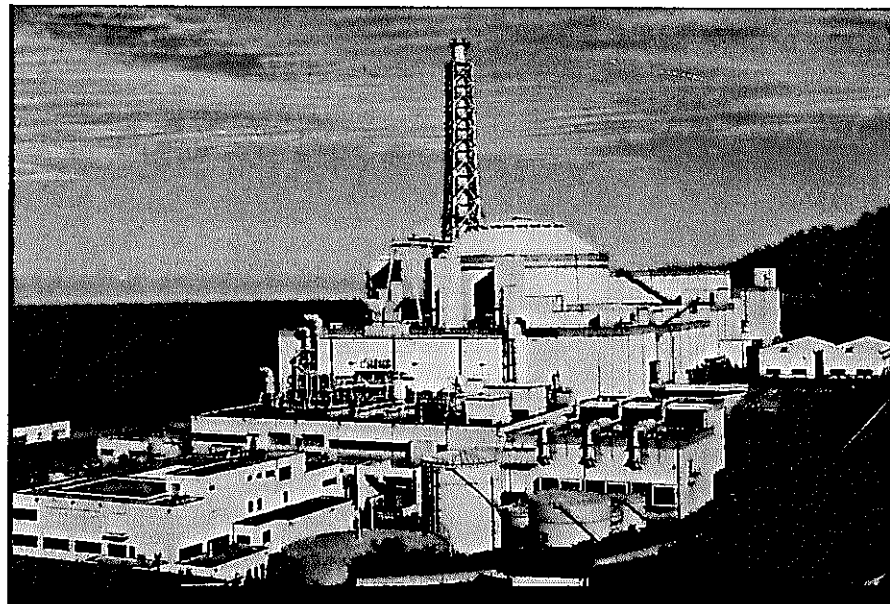
—高速増殖原型炉もんじゅ—

高速増殖炉もんじゅ建設所

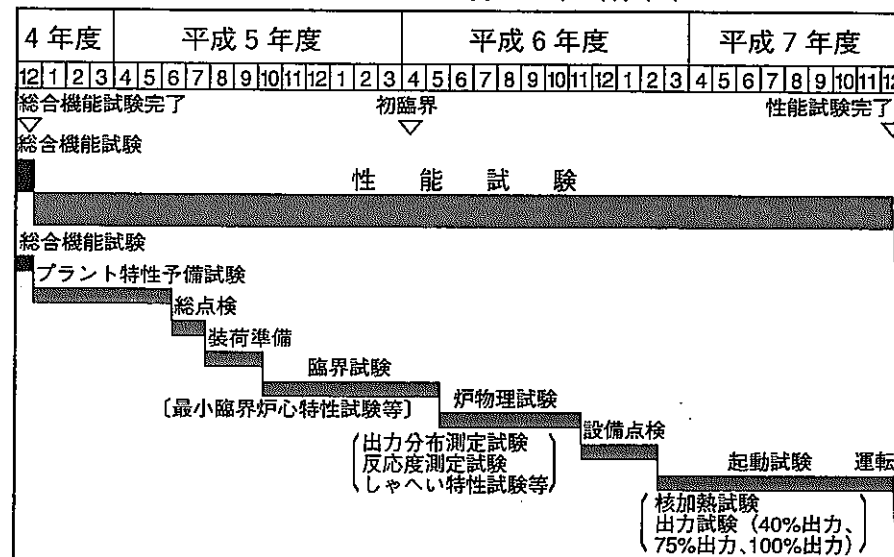
大後 美道

もんじゅ建設所の大後でございます。

ただいまより試運転を順調に進めております「高速増殖原型炉もんじゅの性能試験の現状」についてご報告いたします。



性能試験全体工程計画



「もんじゅ」は、平成4年12月に総合機能試験を終えましたのち、平成6年11月には性能試験の前半に当たります臨界試験、炉物理試験を完了いたしまして、現在起動試験前の準備を行っております。

本日は、プラント特性予備試験に引き続き行いました、炉物理試験結果を中心にご報告いたしますとともに、今後の起動試験計画についても触れさせていただきます。

最初に、「もんじゅ」の性能試験の全体工程についてご説明いたします。

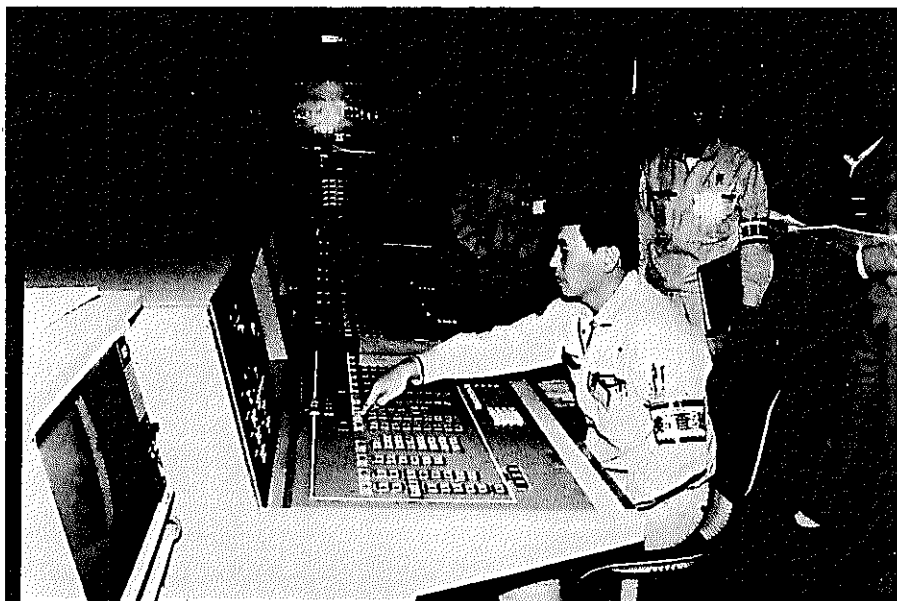
「もんじゅ」の性能試験には、プラントの特性の確認や運転に必要な調整を行う試験と高速増殖原型炉としての役割を果たすための研究開発を主目的とした試験が含まれております。

これらの試験は、これまでの研究開発の集大成であり、計画段階から試験結果の評価に至るまで動然自らが主体となって実施しております。

試験は、1次ナトリウムの温度を約400℃まで上昇させてプラントの特性を予備的に確認しましたプラント特性予備試験、炉心に燃料を装荷しての臨界近接、臨界達成後の初期炉心構成などを行いました臨界試験、原子炉を極低出力で運転し炉心の核特性等の評価を行いました炉物理試験、原子炉の出力を上昇して水・蒸気、タービン発電機系を運転しながら、送電系へ初併入し、その後電気出力100%になるまで原子炉の出力を上昇して運転特性、制御特性、過渡特性等を確認します起動試験の4段階から構成されております。

全試験項目として、およそ130項目にのぼる試験を行います。

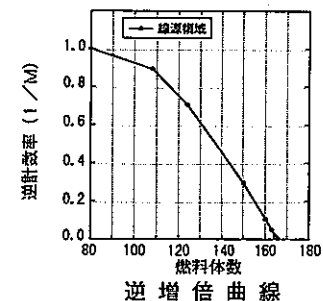
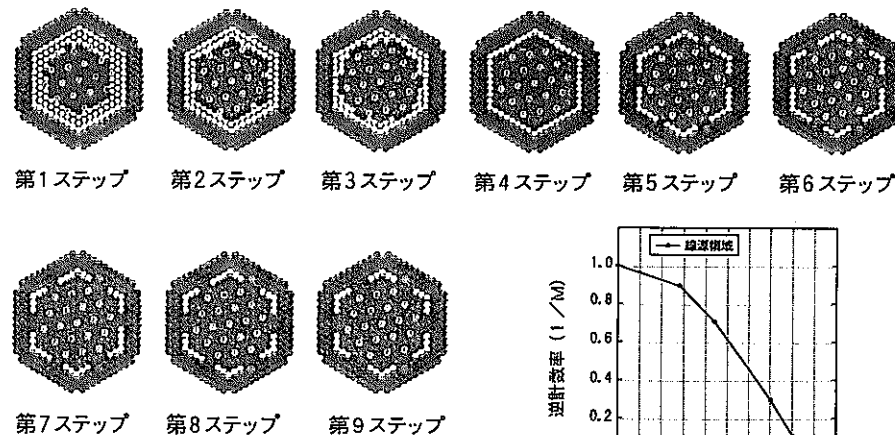
また、試験は、段階的に各試験ごとの結果を充分に確認・評価しながら、着実かつ慎重に進めてきております。



「もんじゅ」の臨界近接については種々ご報告させていただいておりますが、ここで少し振り返ってご報告いたします。

この写真は、平成5年10月13日に初めて炉心燃料装荷を開始しました時の燃料取扱操作室の状況であります。

燃料は、この制御盤から遠隔自動操作で炉外の燃料貯蔵槽から取り出しまして、1日8体程度で原子炉内に装荷をいたしました。



もんじゅ臨界試験

初臨界は、臨界予測計算をしながら図に示します9回の燃料装荷ステップをもって達成いたしました。

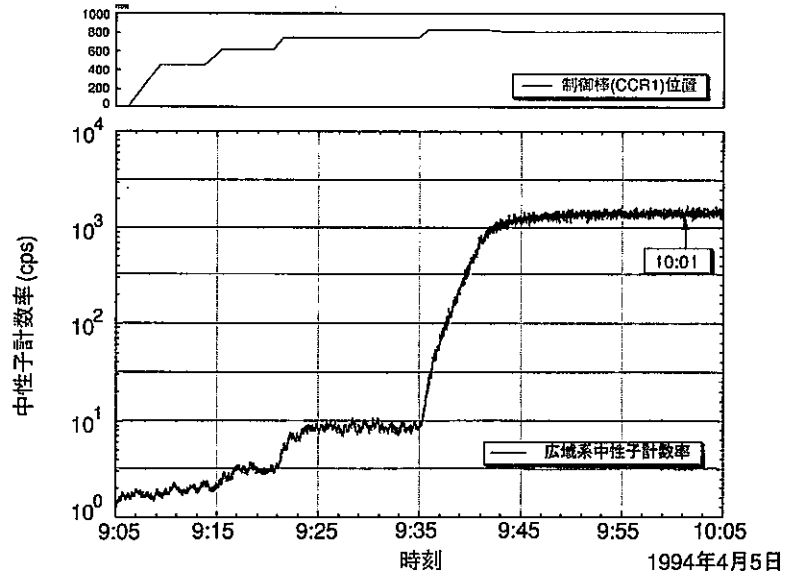
この図は、各炉心燃料装荷ステップの装荷状態と臨界予測を行いました逆増倍曲線の実績を示したものであります。

図の濃いピンク色は、各ステップで追加装荷しました燃料を示しており、薄いピンク色は、その前のステップまでに装荷しました燃料を示しております。

また、白い部分は、まだ模擬燃料のままであることを示しております。

臨界が近くなるにつれ、各ステップで装荷する体数は減少していき、第8ステップ炉心の臨界近接における計測で、ほぼ確実な初臨界体数を推定しました。

最後の9ステップ目では、2体を追加装荷しまして、全部で168体として初臨界を達成いたしました。



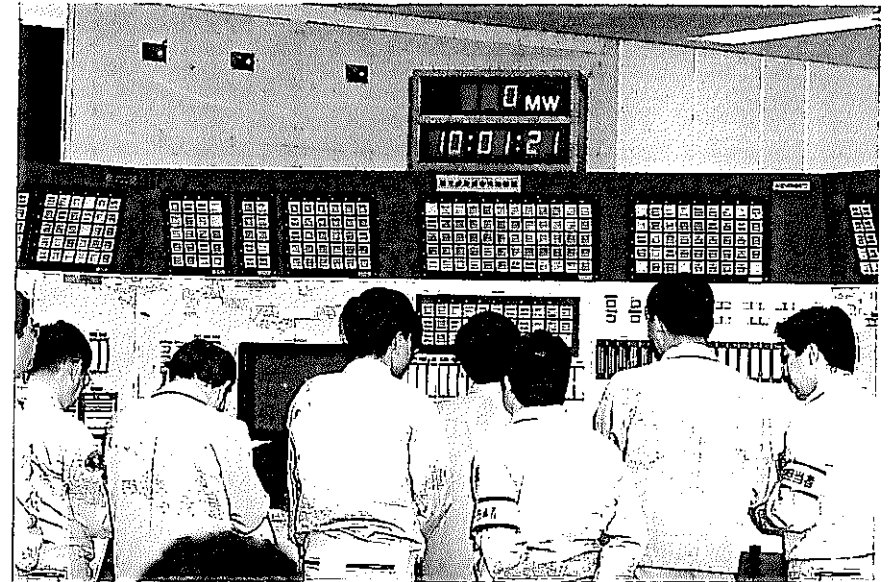
もんじゅ初臨界時中性子の変化

この図は、平成6年4月5日10時01分に初臨界を達成しました時の測定された中性子計数率の推移を示したものであります。

縦軸は中性子計数率、横軸は時間を示しております。

制御棒の操作は、炉心中央の制御棒1本で行いまして、他の制御棒は全て全引き抜き状態にあります。

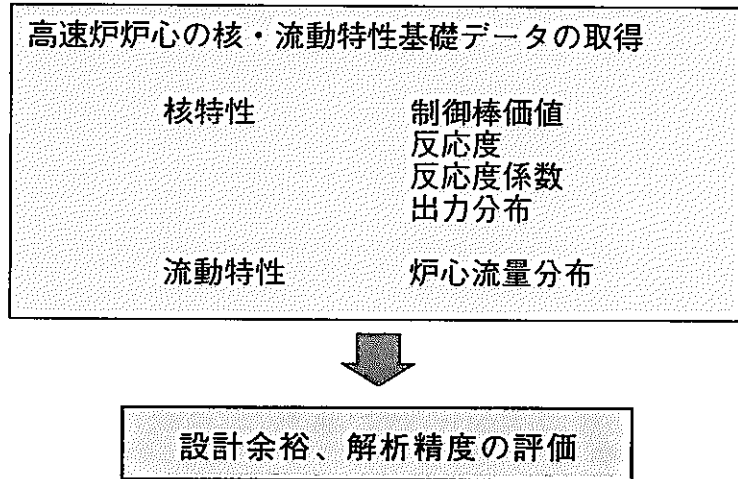
臨界時の計数率は約1,000cpsでありました。



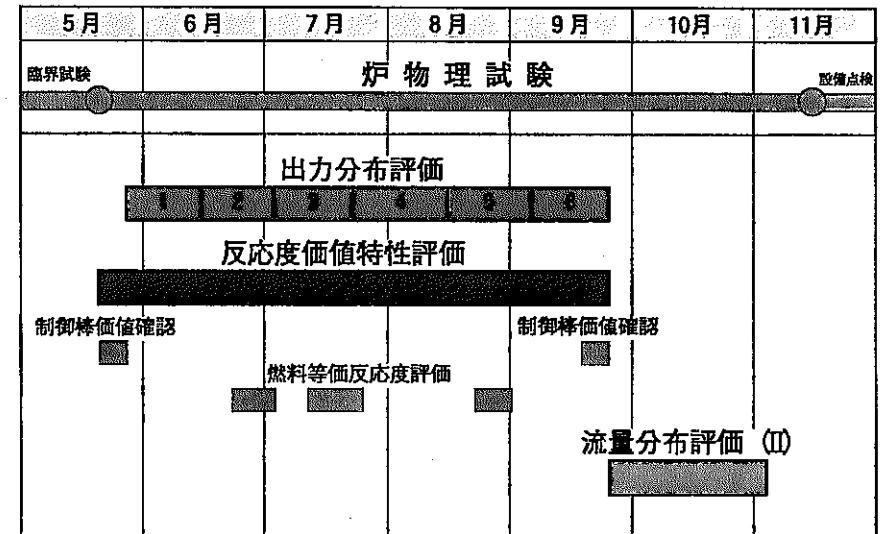
この写真は、中央制御室において、科学技術庁の検査官殿に臨界をご確認いただいている瞬間の写真であります。

まさに、「もんじゅ」の臨界は、FBR開発において大きなひとつのステップを踏んだことと言えます。

炉物理試験概要



炉物理試験工程（平成6年度）



引き続き、その後順調に行われてきました炉物理試験結果についてご報告いたします。

炉物理試験は、高速炉の炉心設計の妥当性を確認するとともに、今後のFBR技術開発に資するための基礎的な技術データを取得することができ、将来炉につなぐ主要な試験であります。

試験といたしましては、核特性関連の試験として、制御棒価値測定、反応度測定、反応度係数測定、及び出力分布測定を行い、流動特性関連の試験として、炉心流量分布測定を行いました。

この図は、炉物理試験工程を示しております。

炉心燃料の198体装荷をもって、臨界試験が終了しまして、引き続き平成6年5月21日から平成6年11月15日まで炉物理試験を実施いたしました。

炉物理試験は、大きく分けて平成6年5月から9月までの出力分布評価試験、反応度価値特性評価試験などと、平成6年9月から11月までの流量分布評価試験などに分けられます。

特に、出力分布評価試験と流量分布評価試験は、大掛かりな試験装置を使うこと、試験期間が長いことなどから1年以上前から準備をしまして、予備試験も行い万全の体制で試験に臨みました。

これから、出力分布評価試験結果、反応度価値特性評価試験結果、及び流量分布評価試験結果についてご報告いたします。

出力分布評価

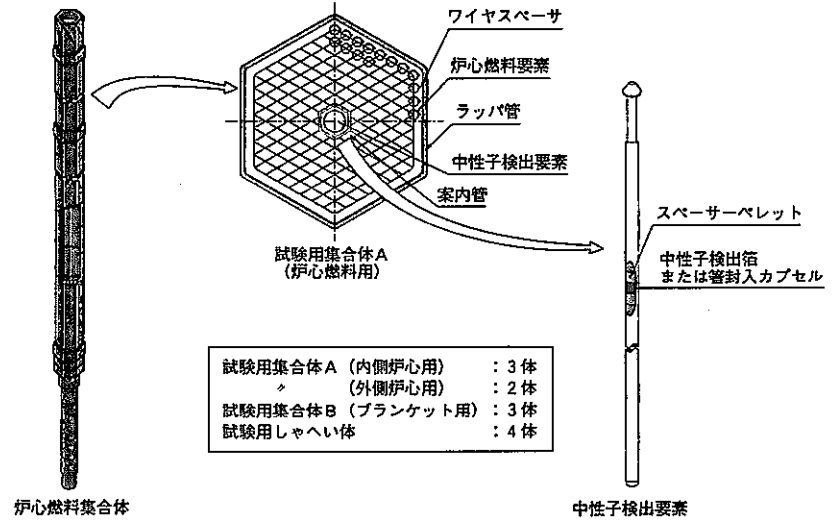
核燃料物質箱 放射化箱の反応器
コバルトガラスによるガンマ線量



評価項目	
(1)	反応率分布
(2)	中性子束分布
(3)	中性子スペクトル
(4)	Na放射化量
(5)	γ発熱量 等



設計値の確認
炉心管理用データの取得
「もんじゅ」炉心の高度化・将来への反映



出力分布評価試験用集合体概略図

まず、出力分布評価試験についてご報告いたします。

出力分布評価試験では、核燃料物質箱、放射化箱、及びコバルトガラス線量計を炉内で照射し、箱の反応率及びコバルトガラスによるガンマ線量を測定することにより、炉心の反応率分布、中性子束分布、中性子スペクトル、ナトリウム放射化量、及びガンマ発熱量などを測定しております。

得られたデータは、設計値の確認を行うとともに、燃料交換計画などの炉心管理用として使用されます。

また、「もんじゅ」炉心の高度化や将来炉へ反映されることとなります。

ここで試験方法についてご説明いたします。

この図は、今回の測定に使用いたしました試験用集合体を示しております。試験用集合体は、炉心燃料領域に使用いたしました試験用集合体A、ブランケット燃料領域に使用いたしました試験用集合体B、中性子しゃへい体領域に使用いたしました試験用しゃへい体があり、ここでは例として炉心燃料領域に使用いたしました試験用集合体Aを示しています。

試験用集合体には、それぞれの集合体の中心部に右に示します中性子検出箱等を収納した中性子検出要素を挿入できるよう、案内管が設けられております。

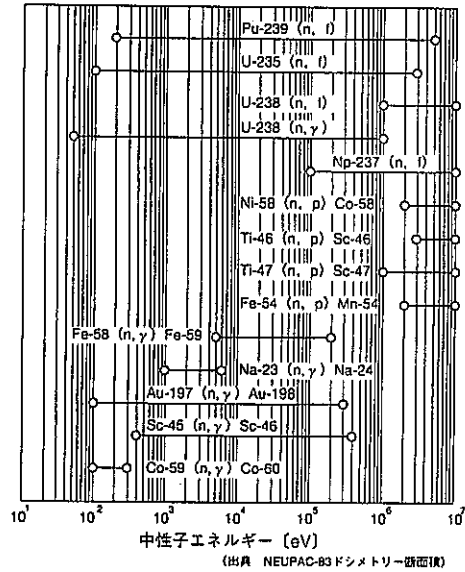
準備いたしました試験用集合体は、内側炉心用3体、外側炉心用2体、ブランケット用3体、中性子しゃへい体用4体の合計12体であります。

試験は、試験用集合体中の中性子検出要素を何度も取り替えながら行いました。

中性子検出箱等の種類

(1) 中性子検出箱 (約 2000 枚)

- ① 核分裂箱 : Pu-239, U-235,
U-238, Np-237
- ② 放射化箱
 - ・高エネルギー用 : Ni, Ti
 - ・低エネルギー用 : Fe, Na,
Au, Sc, Co



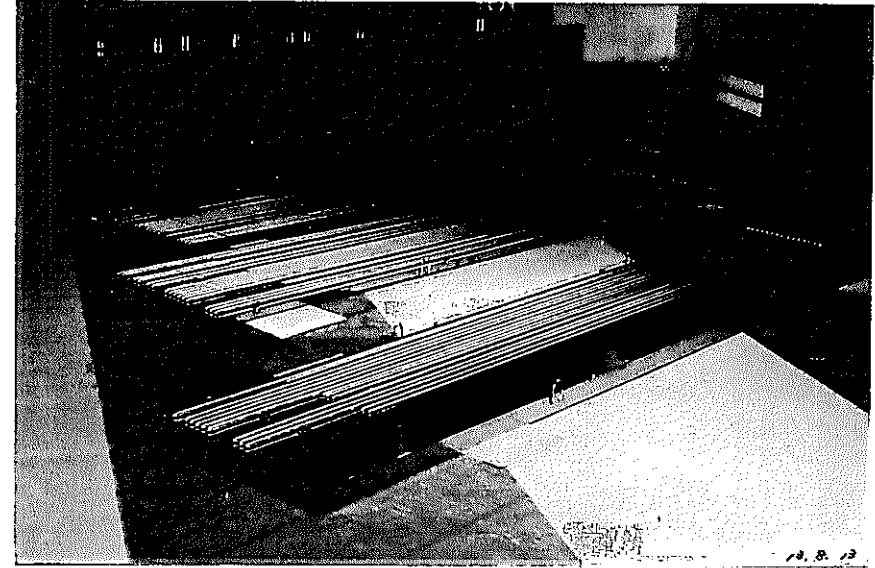
反応率のエネルギー範囲

(2) コバルトガラス線量計

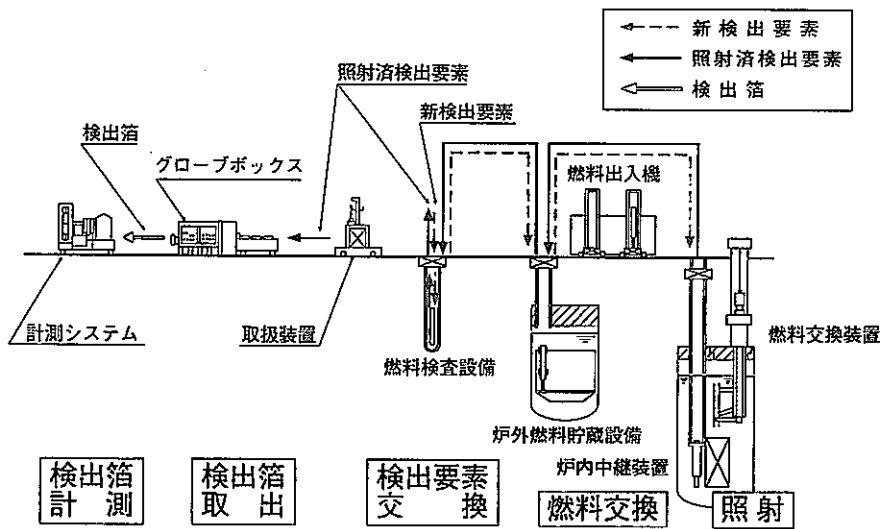
(約 70 枚)

今回準備しました照射箱の数は、プルトニウム239等の核分裂箱とニッケル、鉄等の放射化箱が合わせて約2,000枚、ガンマ線測定用のコバルトガラス線量計が約70枚であります。

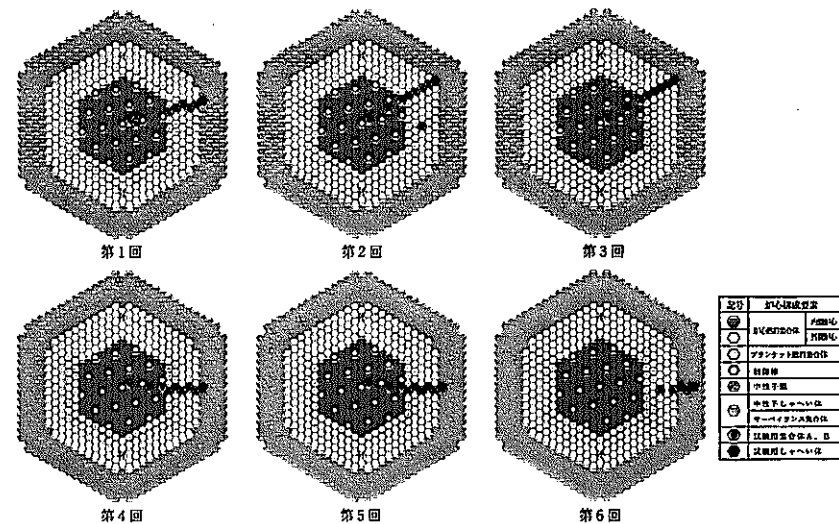
これらの照射箱の反応エネルギーの範囲は、右図にありますように熱中性子領域から約10の7乗eVまでをカバーするもので、放射化箱のニッケル、チタンは高エネルギー用とし、鉄、ナトリウム、金等は低エネルギー用として準備いたしました。



核分裂箱のラッピング作業や中性子検出要素の水流動試験は、大洗工学センターで、また、中性子検出要素の組立は、東海事業所で行いました。
この写真は、中性子検出要素の組立後の写真であります。



出力分布評価での検出要素等の取扱手順



出力分布評価試験における照射の位置

この図は、出力分布評価試験での中性子検出要素の取扱手順を示したものです。まず中性子検出要素は、燃料検査設備で専用の取扱装置により、試験用集合体に挿入されます。

試験用集合体の炉心への装荷手順は、新燃料の炉心装荷と同じく、1体ずつ燃料出入機により炉内中継装置を介して、燃料交換設備で所定の炉心位置に装荷します。

1回の照射に試験用集合体を7体から9体装荷いたしました。

照射された試験用集合体は、燃料交換設備、燃料出入機により炉心への装荷と逆の手順で燃料検査設備に移動され次の照射予定の試験用集合体と交換されます。

一方、取扱装置によって取り出された照射済の中性子検出要素は、専用のグローブボックス内で解体され、それぞれ内蔵されている箱、線量計を取り出した後、計測に廻されます。

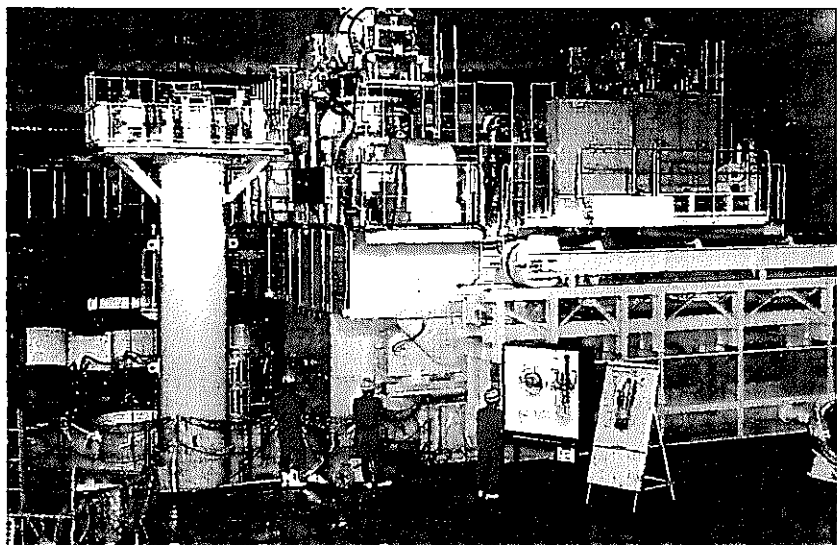
これらの一連の作業には、1回当たり約20日間かかりまして、合計6回実施いたしました。

この図は、実施しました6回の照射ケースを示したものであります。

図の黒い色は、装荷された試験用集合体の位置を示しております。

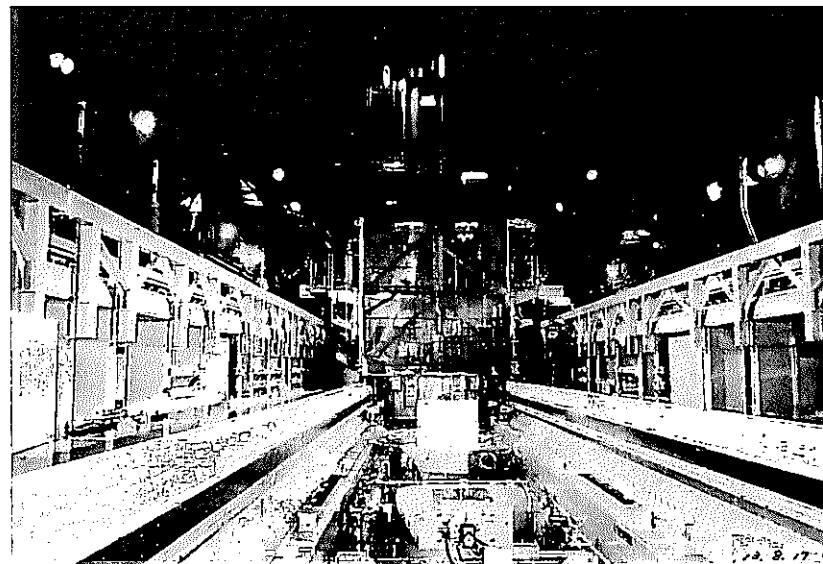
照射は、図に示しますように、試験用集合体を炉心の対角方向、対辺方向、その中間方向と装荷位置を変えたり、制御棒挿入パターンを変えて行いました。

中性子検出要素は、合計51本使用しました。



この写真は、試験用集合体の炉心への装荷、或いは照射後の試験用集合体の燃料検査設備への移動で使用した燃料出入機の全景であります。

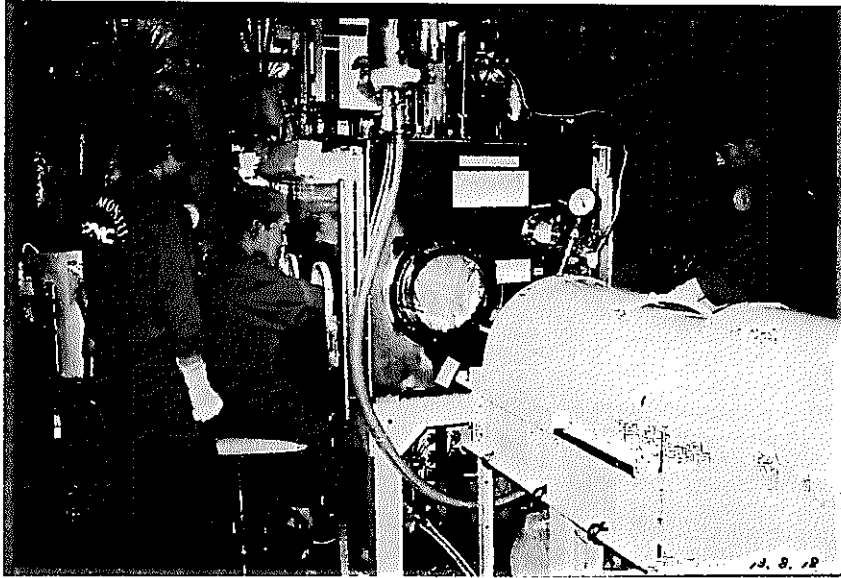
燃料出入機は、走行レール上を毎分約5mで移動する、総重量約370トンの装置であります。



この写真は、照射した試験用集合体から中性子検出要素を取り出す専用の取扱装置の全景であります。

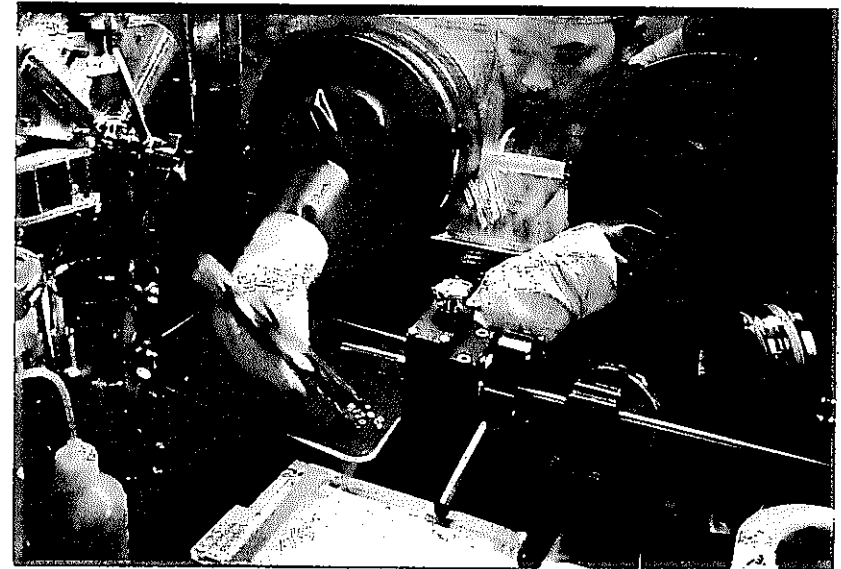
中性子検出要素は、燃料検査設備に搬入した試験用集合体から、この装置を用いてアルゴンガス中で取り出されます。

操作は、放射性物質を取り扱うことから、細心の注意を払いながら行いました。



この写真は、中性子検出要素を解体し、照射箱を取り出すためのグローブボックスの全景であります。

グローブボックス内作業の実施に際しましては、事前に十分な教育訓練を行ったうえ、注意深く行いました。

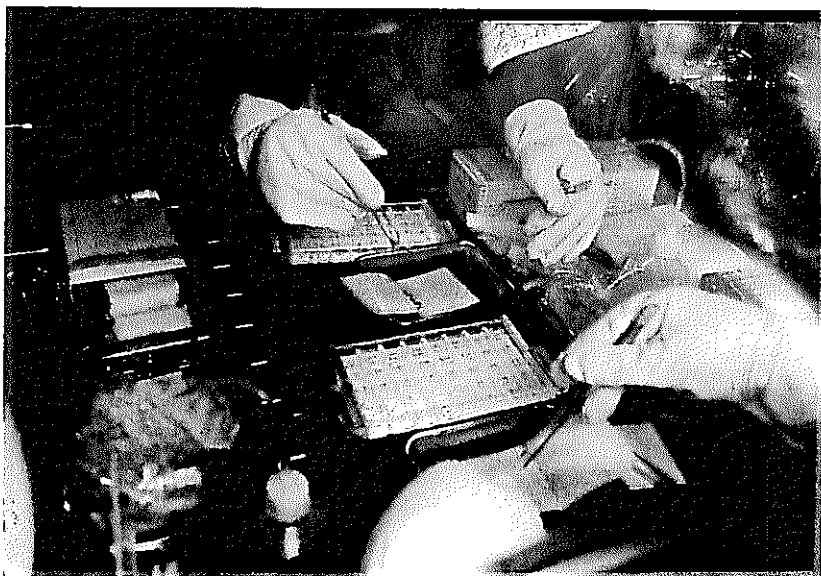


この写真は、グローブボックス内で中性子検出要素を切断し、照射箱を取り出しているところの写真であります。

ピンセットで摘んでいるのが取り出した照射箱であります。

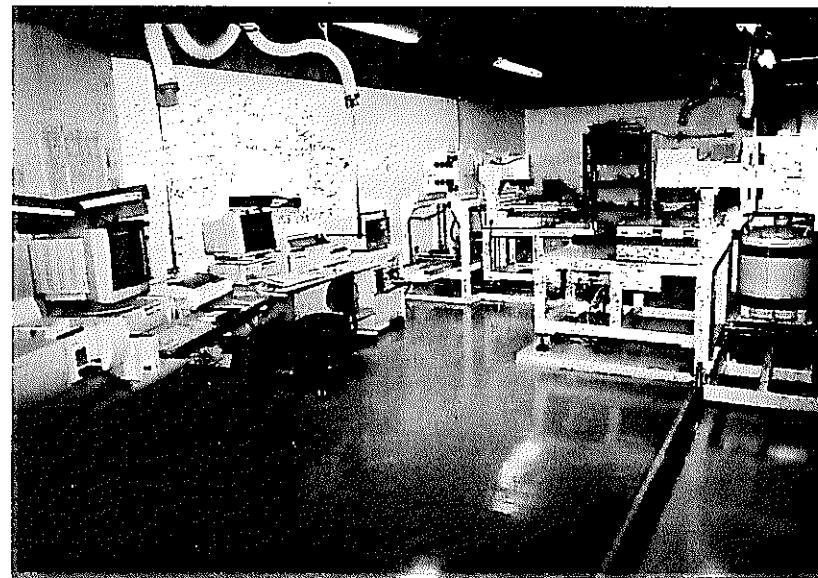
大きさは、直径約8mm、厚さ約0.2mmであります。

照射箱の取り出しは、中性子検出要素の上部端栓部を切断し、振動を与えることにより行いました。



この写真は、中性子検出要素から取り出した照射箱のうち、核分裂箱を、パッキングし、表面汚染検査をしているところの写真であります。

パッキングした核分裂箱は、測定のためキャップに組み込み、しゃへいを施した保管容器に入れ放射線計測室に運びました。

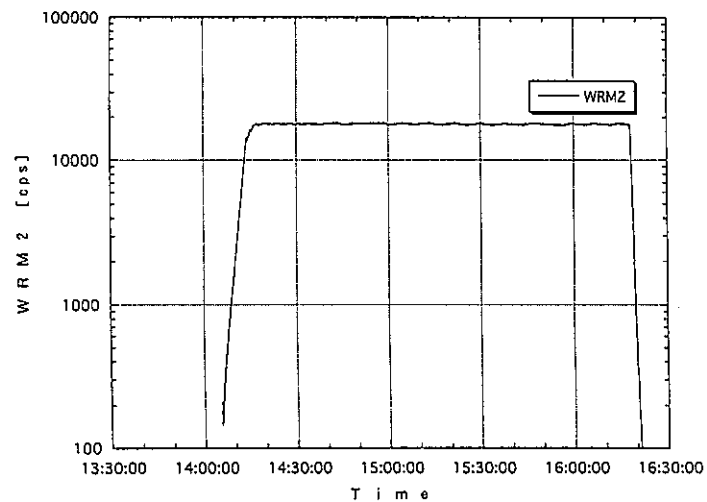


この写真は、照射した箱の γ 線計測等を行う放射線計測室の全景であります。

γ 線の測定には、写真右側にありますGe半導体検出器を使用します。

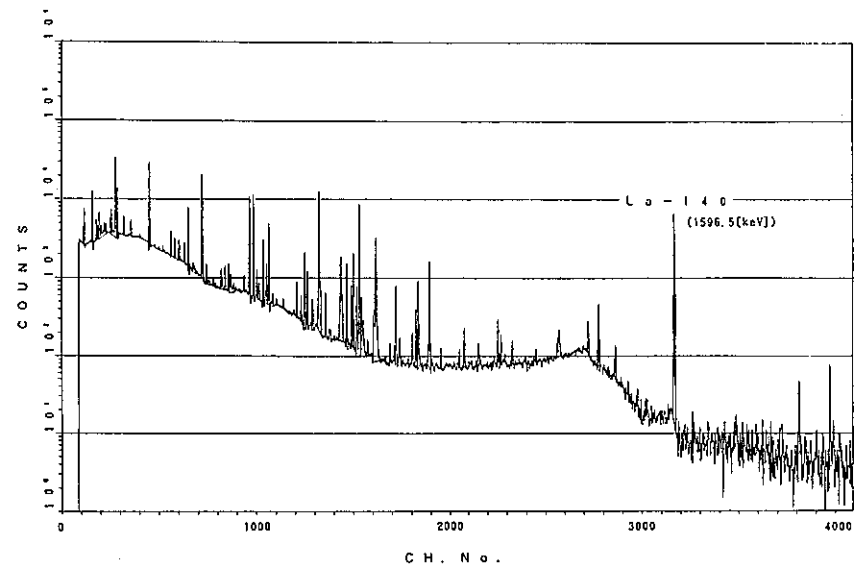
箱の枚数が多く、半減期の短い核種もあるため、検出器は2台設置し、24時間通して測定できるように、自動的にサンプルを交換する装置をつけています。

また、測定精度を向上するため、短い時間での予備測定結果から、箱毎に最適の測定距離、及び測定時間を割り出して測定しました。



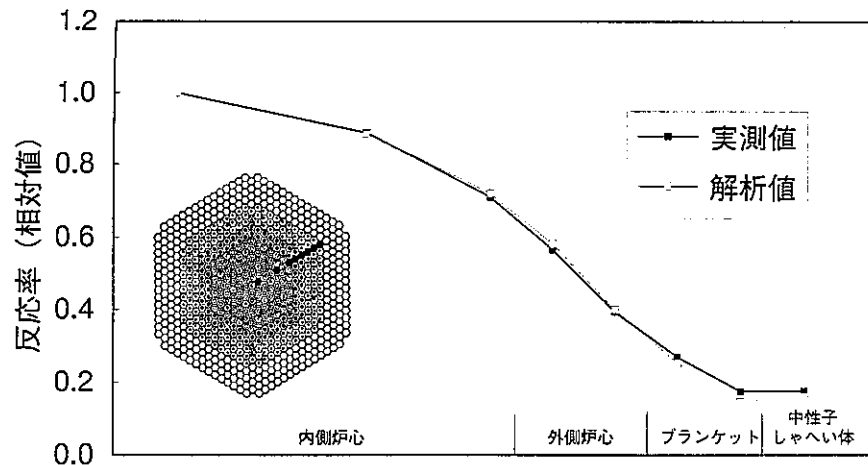
出力分布評価 照射実績 (第2回, 1994.6.22)

この図は、照射実績の例を示したものであります。
 縦軸は、中性子計数率を示し、横軸は時間を示しております。
 このように、原子炉出力約0.01%程度、約2時間の照射が炉内で安定して行われました。



γ線スペクトル測定〔例〕：Pu-239

この図は、プルトニウム239核分裂箱のγ線スペクトル測定の例を示したものであります。
 縦軸にカウント数、横軸に検出器のチャンネルを示しております。
 プルトニウム239の核分裂反応率は、この図に示しますプルトニウム239の核分裂生成物であるランタン140の計数率を基に求めます。

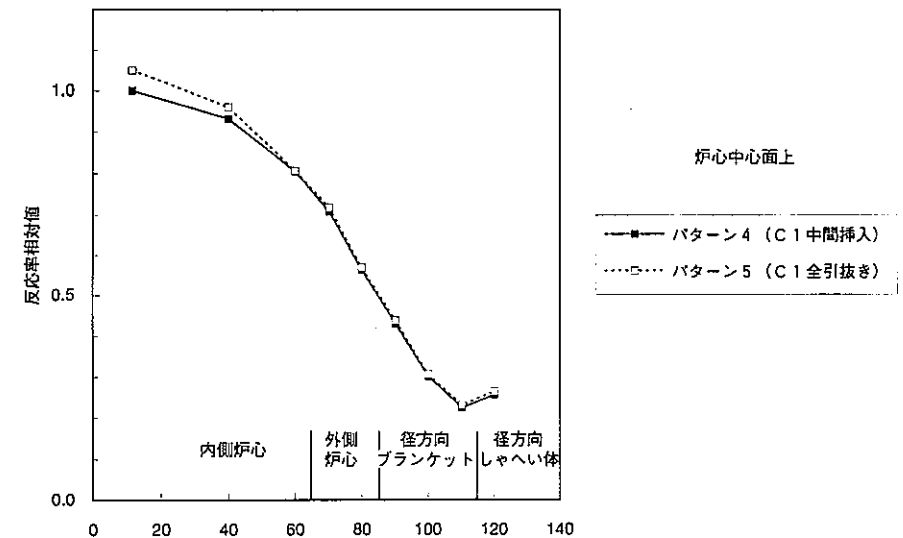


中心からの径方向距離
Pu-239核分裂反応分布

この図は、先程のランタン140の計数率より算出したプルトニウム239の核分裂反応率の分布例を示したものであります。

縦軸は、炉心中心を1.0として規格化した時の反応率の相対値を示し、横軸は、炉心中心からの径方向距離を示しております。

現在、詳細については評価中で粗い評価ではありますが、実測値と解析値は良く一致した結果となっております。



炉心中心面上
パターン4 (C1中間挿入)
パターン5 (C1全引き抜き)
中心からの径方向距離(cm)
炉中心 径方向 Pu-239 (n, f) 分布測定値 (第4、5回照射)

この図は、制御棒引き抜きパターンを変えた時の径方向のプルトニウム239の核分裂反応率分布の測定例を示したものであります。

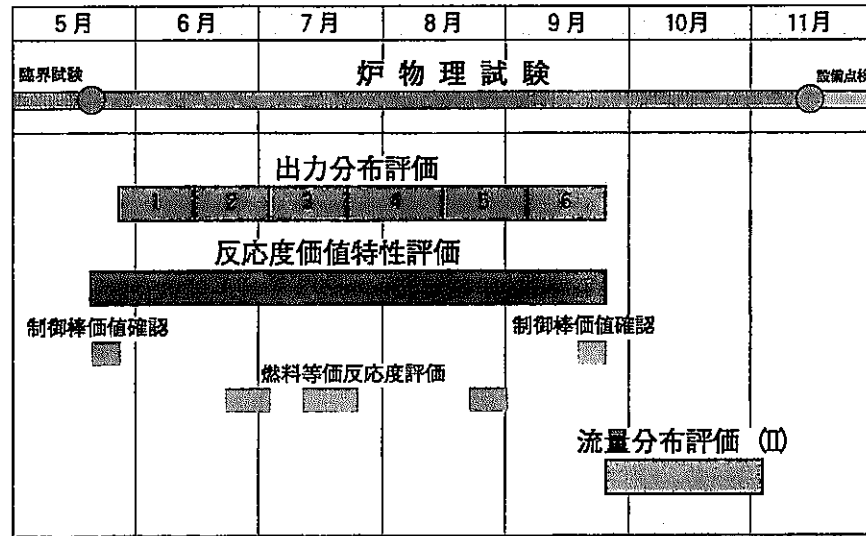
実線は、中心制御棒が中間位置の時、破線は、中心制御棒が全引き抜きの時の値を示しています。

この図から制御棒位置の違いによる制御棒効果を評価することができます。

以上が出力分布評価試験結果のご報告ですが、出力分布評価では、先に述べましたとおり、合計約2,000枚の箱の照射を行い、今後の研究開発に有用なデータ収集ができました。

これらのデータにつきましては、現在詳細な評価を行っております。

炉物理試験工程（平成6年度）

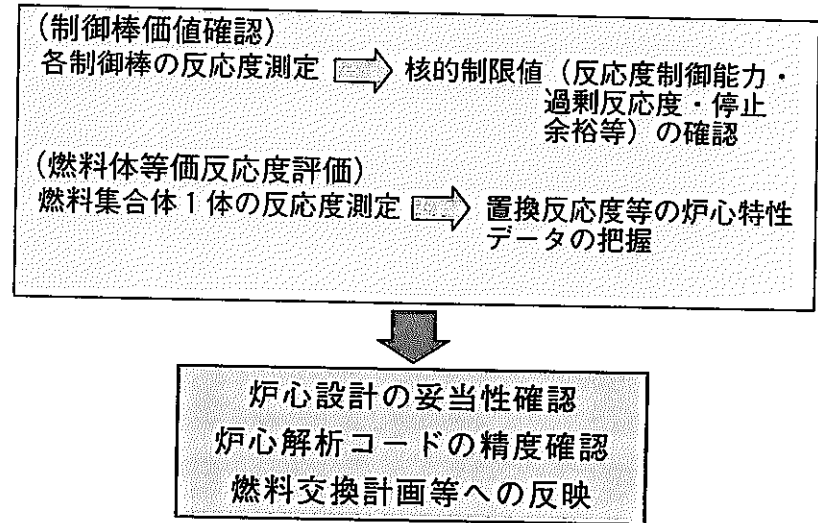


続きまして、初期炉心の反応度価値を測定するための反応度価値特性評価試験についてご報告いたします。

反応度価値特性評価試験は、主に出力分布評価試験の中性子検出要素の取り替え期間を利用して行いました。

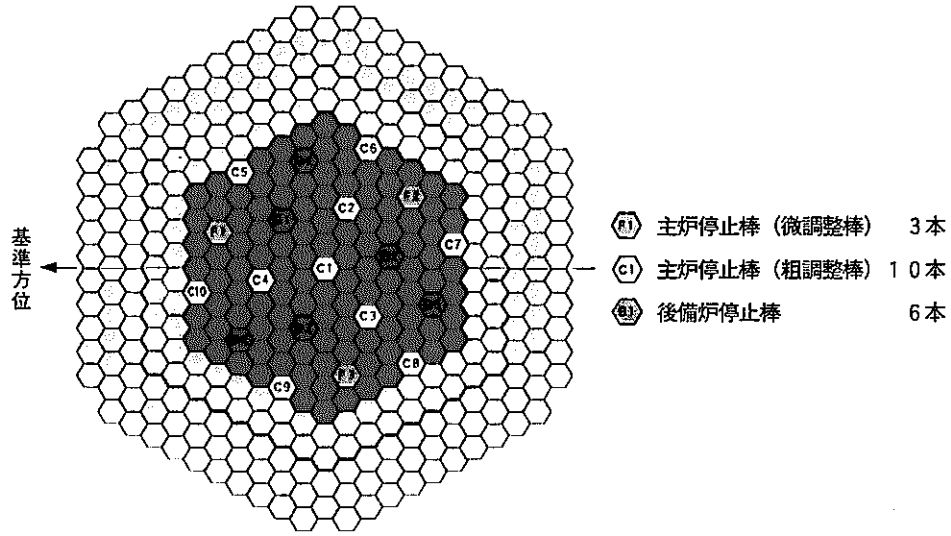
本日は、反応度価値特性評価試験といたしまして、制御棒価値確認試験及び燃料等価反応度評価試験結果についてご報告いたします。

反応度価値特性評価



制御棒価値確認試験は、制御棒の反応度制御能力等が所定の基準を満足していることの確認を行うとともに、初期炉心の過剰反応度を把握し、制御棒の反応度停止余裕を確認するために行ったものであります。

また、燃料等価反応度評価試験は、炉心燃料集合体1体の反応度を測定し、実炉心でのFBR技術データを取得するとともに、今後の燃料交換計画への反映等を行うためのものであります。

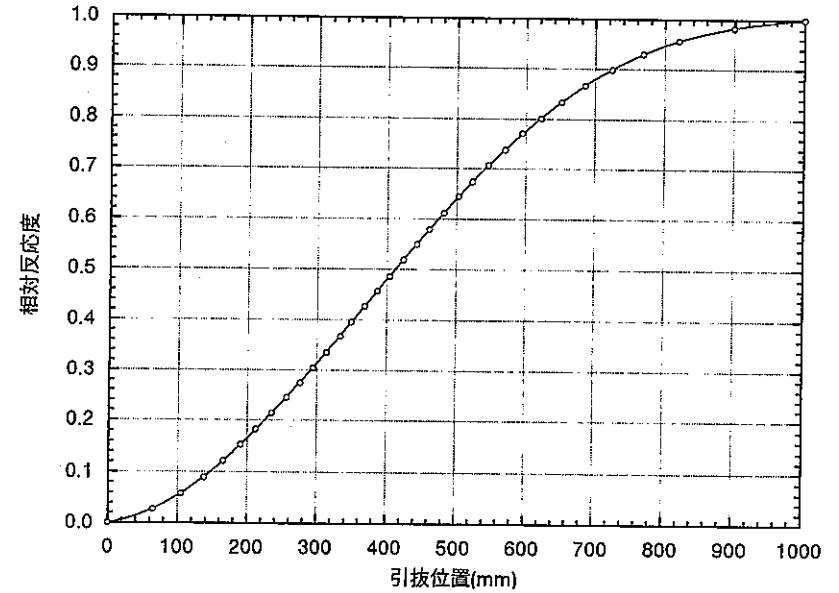


制御棒炉心配置

この図は、制御棒の配置を示したものです。

制御棒は、緑色で示します微調整棒3本と黄色で示します粗調整棒10本により構成される主炉停止棒、及び紫色で示します後備炉停止棒6本に分けられます。

原子炉の通常起動、停止は、主炉停止棒により行い、原子炉の緊急停止は、後備炉停止棒により行います。



198体炉心の制御棒相対校正曲線

(C1 (炉周期法)、94.9測定)

この図は、198体炉心での粗調整棒の炉周期法による相対校正曲線を示しております。

縦軸は、相対反応度を示し、横軸は、制御棒ストロークを示しております。

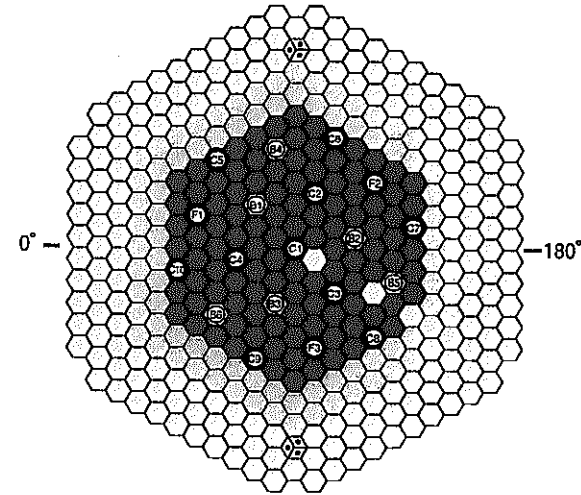
試験の結果から初期炉心での粗調整棒の反応度値は、所定の反応度値を有していることが確認できました。

過剰反応度及び反応度停止余裕測定結果

(平成6年9月時点)

項目		制限値	測定値
過剰反応度 (180℃)		0.057 Δk/k以下	0.030 Δk/k
主炉停止系の反応度停止余裕 ※		0.01 Δk/k以上	0.052 Δk/k
後備炉停止系の反応度停止余裕		臨界未満	0.042 Δk/k
主炉停止系の 最大反応度添加率	粗調整棒	4×10^{-5} Δk/k /秒以下	3×10^{-5} Δk/k /秒
	微調整棒	8×10^{-5} Δk/k /秒以下	6×10^{-5} Δk/k /秒

※：最大反応度値を持つ制御棒1本が、全引き抜きのまま挿入できないとした場合



炉心構成要素		記号
炉心燃料 集合体	内側炉心	●
	外側炉心	○
ブランケット燃料集合体		○
中性子源集合体		⊗
制御棒 集合体	微調整棒	○
	粗調整棒	○
	後備炉停止棒	○
模擬燃料集合体		○

模擬燃料集合体の炉心装荷配置

この表は、過剰反応度及び反応度停止余裕の測定結果を示しております。

表中、主炉停止系の反応度停止余裕につきましては、最大反応度値を持つ制御棒1本が、全引き抜きのまま挿入できないとした場合を示しております。

測定結果は、表に示してありますとおり180℃換算の過剰反応度、主炉停止系及び後備炉停止系の反応度停止余裕、主炉停止系の最大反応度添加率ともに測定値は制限値を満足した結果が得られております。

なお、過剰反応度につきましては、炉心燃料中のプルトニウム241が、初臨界時期が当初予定より1年半遅れたことにより、当初の臨界時期に予定していた過剰反応度より減少しております。

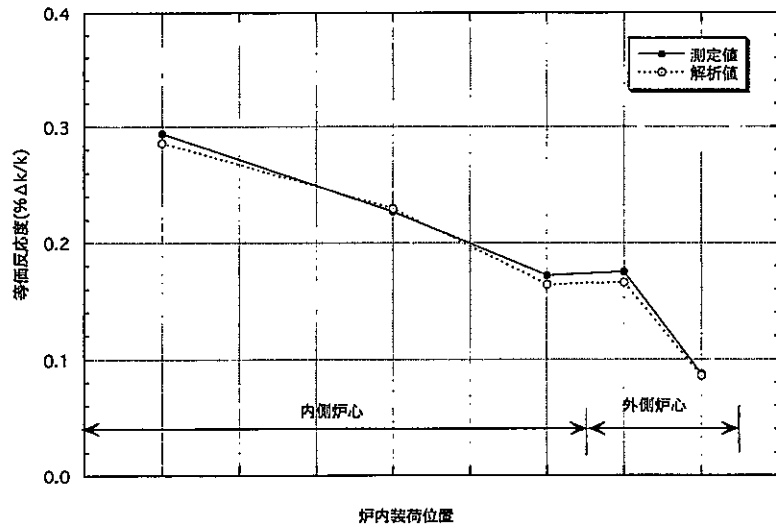
過剰反応度が小さくなることは原子炉の安全性にとって何ら問題となることではありませんが、今後の試験を実施していく上では、出力補償分、プルトニウム241崩壊による反応度劣化分、燃料の燃焼分等の必要な反応度を考慮しなければなりません。

これらにつきましては、今後の40%出力試験の結果から評価を行っていく予定ですが、性能試験を進めていく上で支障はないものと考えております。

続きまして、燃料等価反応度測定結果についてご報告致します。

燃料等価反応度測定は、炉心燃料集合体1体を模擬燃料集合体1体に置き換えた時の置換反応度を評価するものでありますが、この図は、置き換えた位置5ヵ所を黄色で示したものであります。

置換反応度の確認は、臨界となる制御棒位置の変化から確認する臨界法などで行いました。



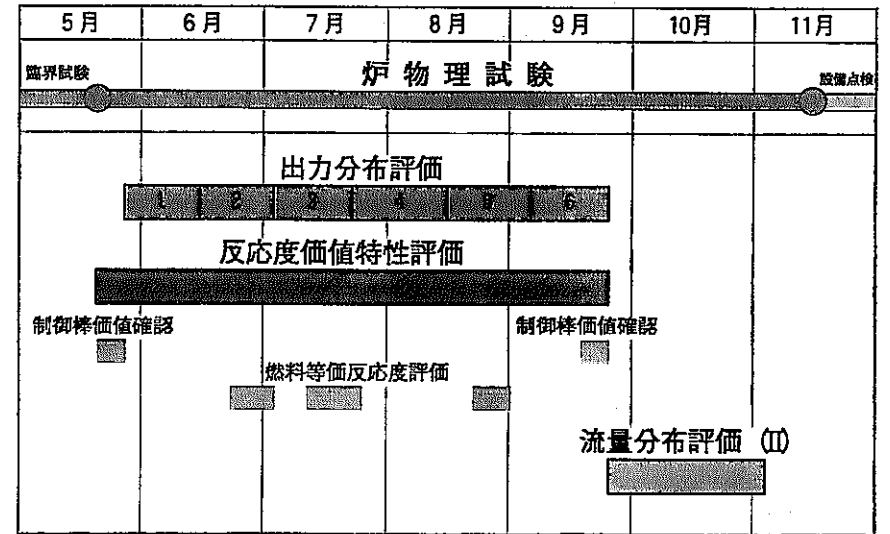
燃料等価反応度の測定値と予備解析値の比較

この図は、燃料等価反応度の測定値と試験前に事前に解析した予備解析値の比較を示したものであります。

縦軸は、等価反応度を示し、横軸は、炉内装荷位置を示しております。

試験結果から、中心部に装荷されている燃料集合体ほど反応度が大きいこと、及び内側炉心と外側炉心用で富化度を変えている効果が測定できました。

炉物理試験工程 (平成6年度)



引き続きまして、冷却材の炉内での流量分布評価試験結果についてご報告いたします。流量分布評価試験は、内側炉心燃料装荷後の平成5年11月と全ての炉心燃料集合体が装荷された状態であります炉物理試験期間中の平成6年10月の2回に渡り行いました。

流量分布評価

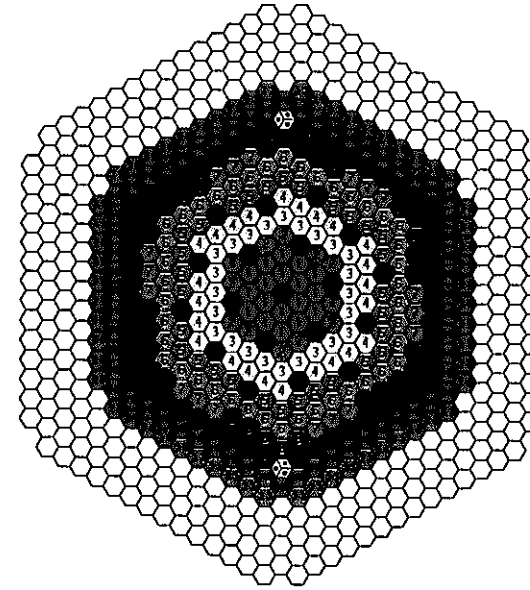
各流量領域での集合体通過流量の測定



炉内流量配分設計の妥当性確認
流量配分解析コードの精度確認



「もんじゅ」炉心の高度化・将来炉への反映



炉心の流量配分

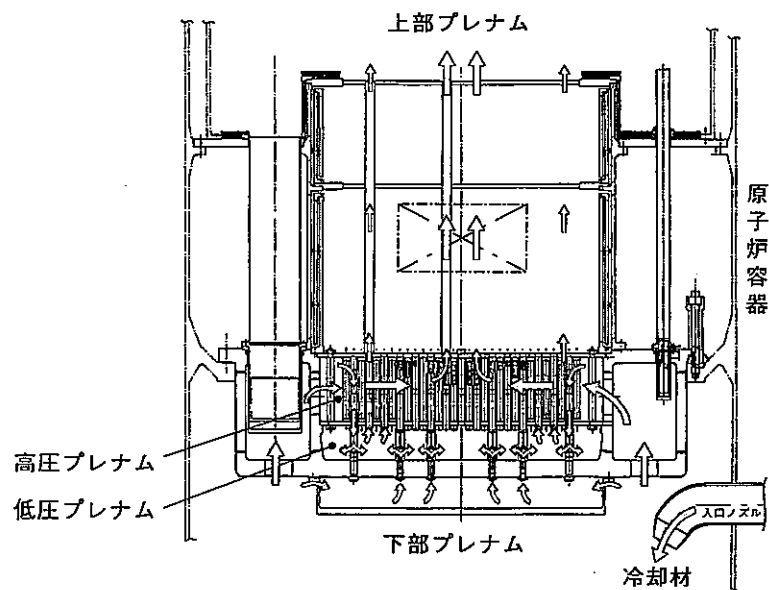
記号	領域	
	流量領域 1	内側炉心
	流量領域 2	
	流量領域 3	
	流量領域 4	
	流量領域 5	
	流量領域 6	外側炉心
	流量領域 7	
	流量領域 8	
	流量領域 9	ブランケット
	流量領域 10	
	流量領域 11	
	制御棒集合体	
	中性子源集合体	
	中性子しゃへい体等	

流量分布評価試験は、炉心の各流量領域での集合体通過流量を測定しまして、炉内の流量配分設計の妥当性や流量配分解析コードの精度を確認するために行ったものであります。

ここで、「もんじゅ」炉心の冷却材の流量配分の方法についてご説明いたします。

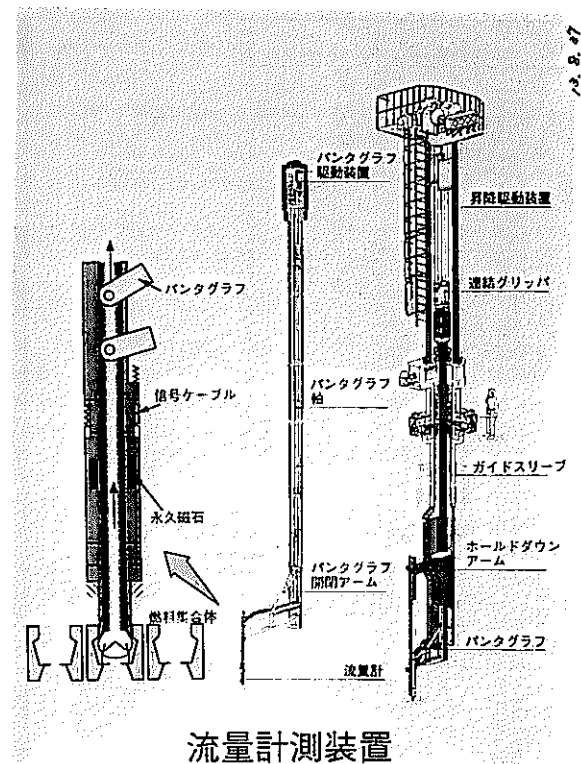
「もんじゅ」の炉心部における冷却材流量配分は、その出力に応じて内側炉心は5領域、外側炉心及びブランケットについては各々3領域の計11の領域に分けられております。

各流量領域の流量は、燃料被ふく管最高温度がほぼ均一になるようにするとともに、炉心燃料集合体の定格出力時に被ふく管最高温度が675℃を超えないように設計されております。



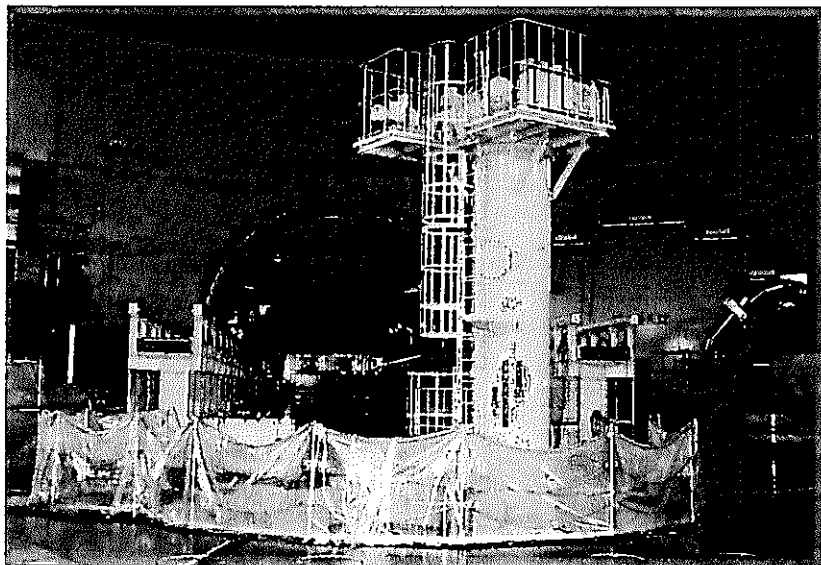
冷却材流路図

この図は、炉内構造物による流量配分のしくみを示したものです。原子炉容器内には冷却材の流量配分を行うために高圧プレナムと低圧プレナムを設けております。炉心燃料集合体へは、高圧プレナムより冷却材を供給し、ブランケット燃料集合体及びその他の炉心構成要素には低圧プレナムより冷却材を供給し、所定の流量を得るようになっております。



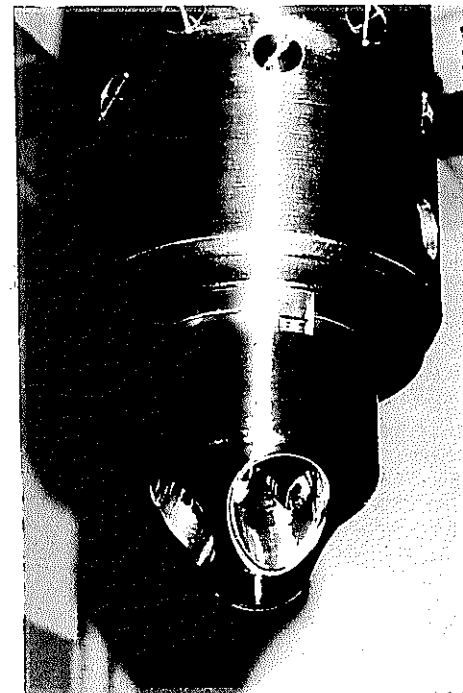
流量計測装置

つぎに、試験の方法についてご説明いたします。この図は、今回の測定に使用いたしました流量計測装置を示したものであります。真ん中の図が流量計測装置本体を示し、その先端に左側の図に示します電磁流量計がついております。これらは、右側の図に示します燃料交換装置に収納され駆動されます。測定対象の燃料集合体の頂部へのアクセスは、燃料交換作業と同じ要領で行うことができます。



この写真は、流量計測装置を炉心上部のしゃへいプラグに取りつけたところの全景であります。

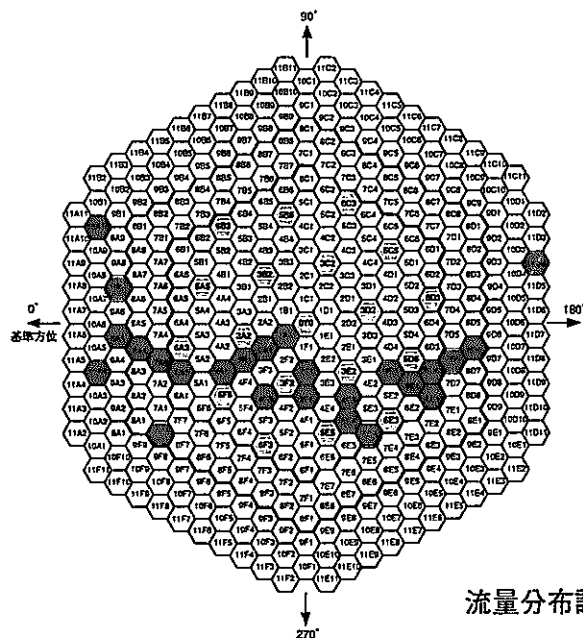
流量計測装置の回転動作、上下駆動などの運転は、燃料交換設備補助盤からの手動運転により行います。



この写真は、流量計測装置先端に電磁流量計が取り付けられているところの写真であります。

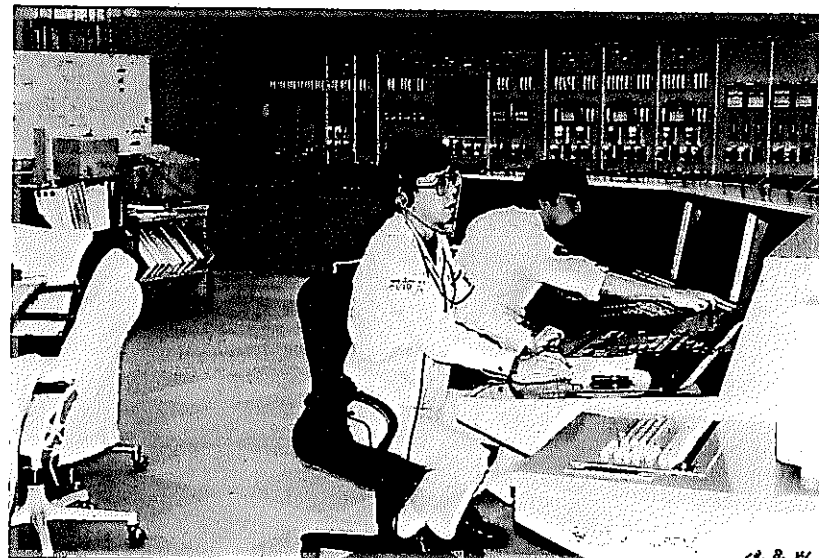
先端部は、炉心燃料頂部にアクセスした時に漏れ流量を極力小さくするよう構造上の工夫がなされております。

電磁流量計は、試験前に大洗工学センターでナトリウム実流量校正をいたしました。



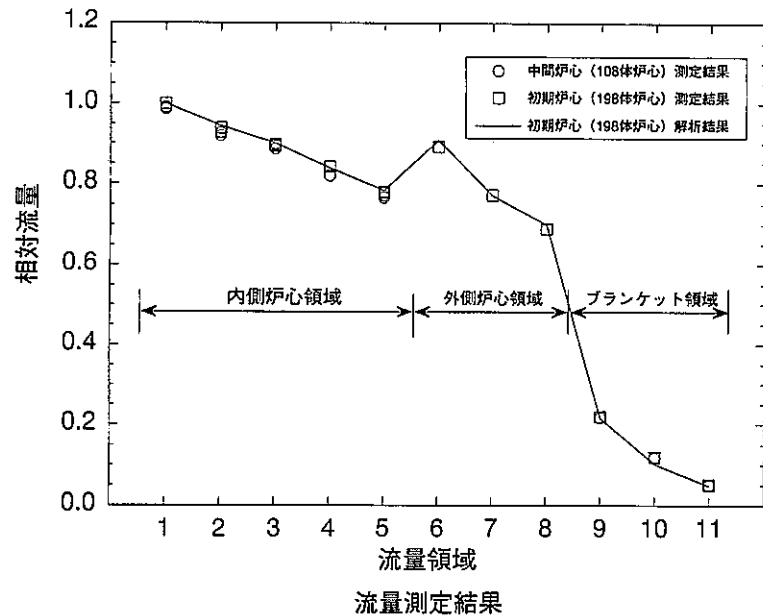
記号	測定名称
●	流量分布評価 (I)
●	流量分布評価 (II)
○	は制御棒位置を示す

流量分布評価測定対象集合体位置



この図は、流量分布を測定した対象集合体位置を示したものです。
 流量分布測定は、先に述べましたとおり内側炉心燃料集合体108体装荷時の中間炉心と全炉心燃料集合体198体を装荷した時の2回に渡り行いました。
 青色で示しますが108体装荷時に測定しました集合体位置を、赤色で示しますが198体装荷時に測定しました集合体位置を表しております。

この写真は、流量分布測定を行っている時の中央制御室の状況を示しています。
 流量分布測定は、1次主冷却系の流量を50%、75%、100%と変えて実施いたしました。

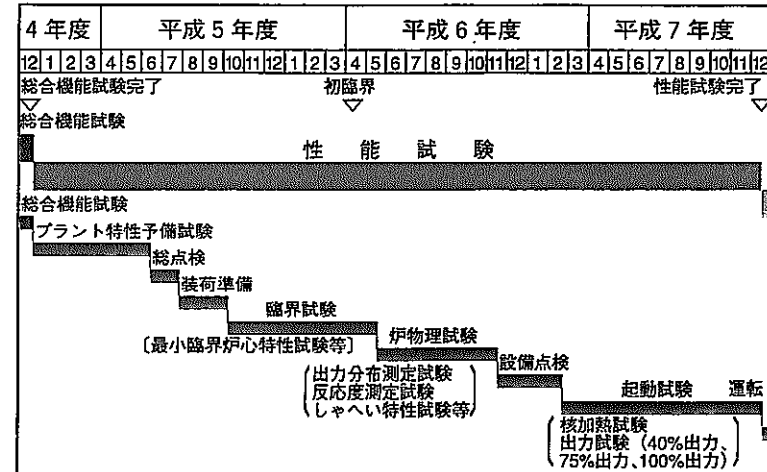


この図は、流量測定結果を示したものであります。
 縦軸は、各領域間の相対流量を示し、横軸は、11の流量領域を炉心中心部から近い順に示しております。
 この図で、外側炉心領域に「山」がありますが、これは、内側炉心よりも外側炉心の方がプルトニウム富化度の高い燃料が装荷されていることによります。
 得られたデータは、中間炉心と全炉心でほぼ同様な結果であり、解析値とも良く一致した結果となっており、適切に炉内の冷却材の流量配分が行われていることが確認できました。

以上をもちまして炉物理試験のご報告を終わりにいたしますが、本日ご報告しました内容につきましては、現在まだ評価中であることをご容赦願いたく存じます。

今後、試験で得られたデータを詳細に評価することにより、今後のFBRの炉心核特性や流動特性に関する設計に有意義なデータが提供できるものと確信しております。

性能試験全体工程計画

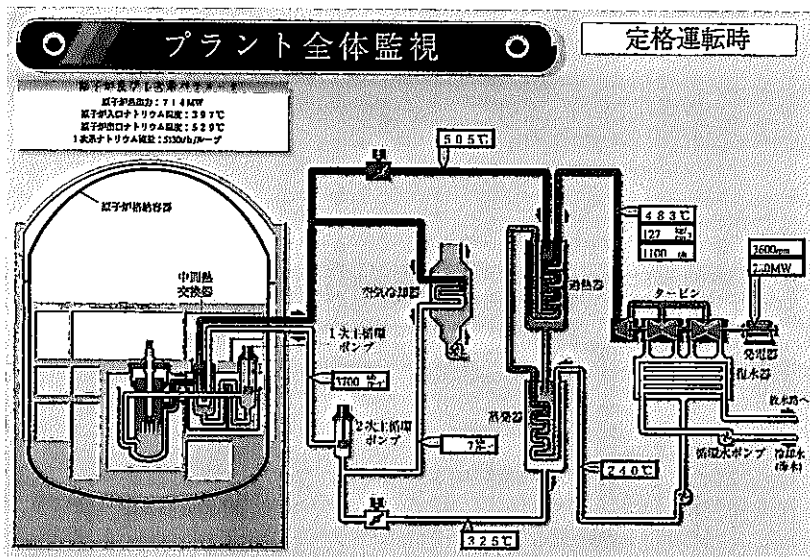


次に、「もんじゅ」の今後の予定についてご報告いたします。

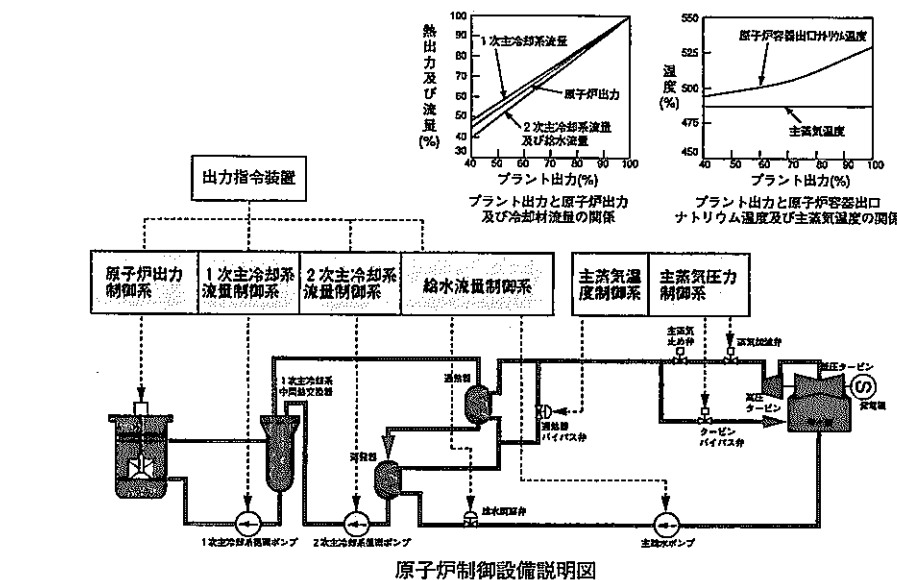
この工程表は、性能試験全体について記載したものであります。

今月17日より、起動試験として、原子炉を起動して水・蒸気、タービン発電機等の調整試験を行い、その後、電力系統への初併入、初送電までの試験を行い、電気出力を40%、75%、100%と段階的に上昇しながら各出力におきまして、プラント系統の運転特性、制御特性及び過渡特性等を確認いたします。

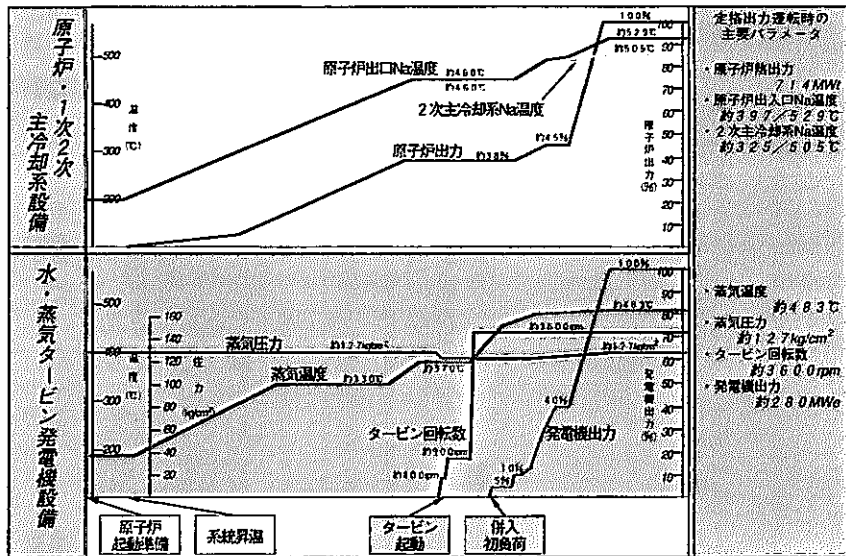
性能試験は、本年12月に終了する予定であります。



この系統図は、100%出力運転時のヒートバランスを示したものであります。
 100%出力運転時は、原子炉出口ナトリウム温度が529℃、入口ナトリウム温度397℃で、蒸気発生器入口ナトリウム温度が505℃、出口ナトリウム温度325℃となります。
 水・蒸気系は、給水温度が240℃で、タービン入口蒸気は483℃、127 k g/cm²の状態となります。



次に、「もんじゅ」の原子炉制御設備についてご説明いたします。
 この図は、原子炉制御設備について示したものであります。
 原子炉制御設備は、通常出力運転時における出力変更、及び外乱に対してプラント全体の制御を行うものであります。
 「もんじゅ」では、出力40%から100%までの出力変化時におきまして、タービン入口蒸気温度が一定となるよう、原子炉出力、1次系、2次系流量などを自動制御することとしております。
 制御は、1次系、2次系、水・蒸気系間の出力平衡を保つとともに、軽微な外乱が発生しても、原子炉トリップに至る前にその過渡変化を制限し、外乱の拡大を未然に防止する役目を担っております。
 システムは、出力指令装置、原子炉出力制御系、1次、2次主冷却系流量制御系、給水流量制御系、及び主蒸気温度、圧力制御系の各系統から構成されております。
 本系統は、機能的には出力指令装置を頂点とする階層システムであります。
 また、原子炉制御設備は、出力40%以下の範囲では手動で行い、40%から100%までの範囲では自動制御で行うことができます。



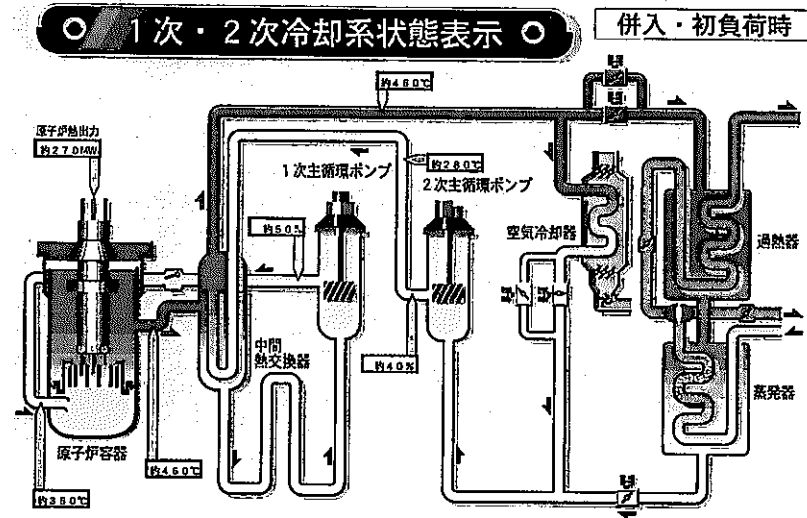
プラント計画起動曲線

この図は、プラント計画起動曲線を示したものです。上半分に1次、2次主冷却系のプロセス値を示し、下半分に水・蒸気系のプロセス値を示しております。縦軸は温度、原子炉出力及び発電機出力等を示し、横軸は時系列を示しております。

なお、ここに示す範囲は、原子炉起動から定格電気出力までであります。

原子炉は、臨界状態から原子炉出口温度が一定の昇温率となるよう制御棒を操作し、出力を上昇していきます。

原子炉出力約38%においてタービン起動、発電機併入・初負荷を行い、さらに出力を上昇し、電気出力100%とします。

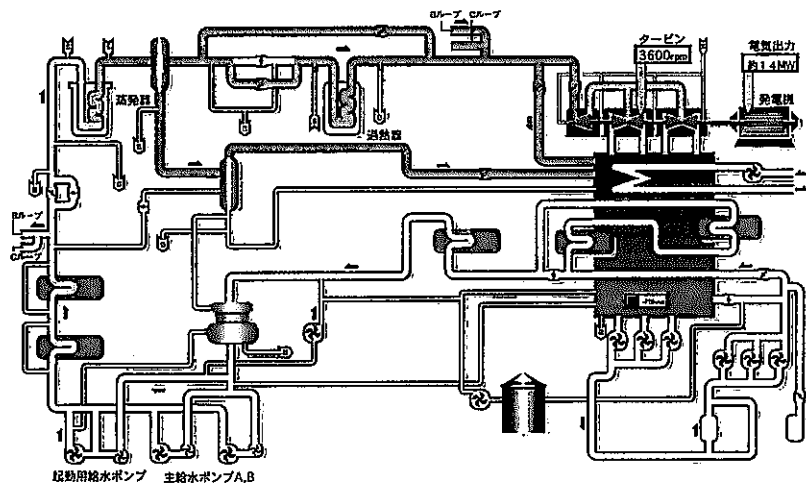


この図は、発電機の併入、初負荷の運転状態での1次、2次主冷却系の状態を示したものであります。

原子炉熱出力は約270Mw、原子炉出口ナトリウム温度約460℃、入口ナトリウム温度約360℃、蒸気発生器入口ナトリウム温度約460℃、出口ナトリウム温度約280℃です。

水・蒸気系状態表示

併入・初負荷時



この図は、同じく発電機の併入、初負荷の運転状態での水・蒸気系の状態を示したものであります。

この時の発電機電気出力は、約5%に相当する1.4Mwであります。

出力試験

プラント特性確認（運転特性）

- ・出力上昇・出力下降手順確認
- ・熱出力確認
- ・プラント異常診断法等

プラント特性確認（制御）

- ・出力変更試験

それでは、計画しております出力試験の中から、プラント運転特性、制御特性確認試験の代表的な試験についてご説明いたします。

出力上昇・出力下降手順確認試験は、出力上昇・下降運転操作を行いまして、異常なく運転操作、監視ができること、主要プロセス量の変化が計画通りであることなどの確認を行うものであります。

熱出力確認試験は、各出力段階で、1次系、2次系及び水・蒸気、タービン系の温度、流量と各系統の熱バランスを評価して、原子炉熱出力を校正し、原子炉制御系設備の調整を行うものであります。

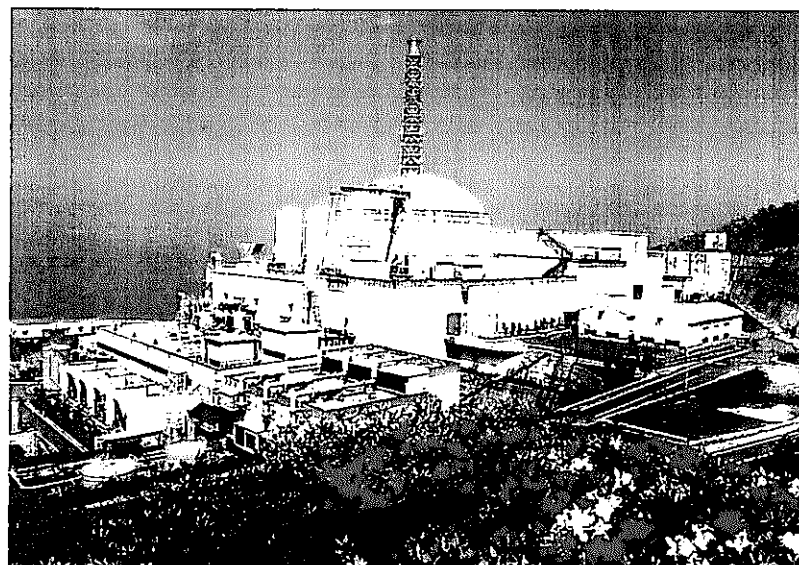
プラント異常診断法評価試験は、基礎データを得るために、プラント運転初期における主要機器の振動レベル等の解析を行いまして、運転状態との関連性、振動要因分析等を行うものであります。

出力変更試験は、出力運転状態での出力変更に対して、原子炉がトリップしないことの確認を行うとともに、プラント各部の過渡変化が自動制御により安定することなどの確認を行うものであります。

出力試験

プラント特性確認（過渡特性）

- ・プラントトリップ
- ・1次主冷却系循環ポンプトリップ
- ・発電機負荷しゃ断
- ・外部電源喪失
- ・自然循環



続きまして、プラント過渡特性確認試験についてご説明いたします。

本試験では、電気出力40%の運転状態で、タービンがトリップした時、原子炉が自動的に停止することの確認を行うとともに、安全にプラントが停止し、安定した崩壊熱除去運転に移行されることの確認を行うプラントトリップ試験の他、図に示しますような発電機負荷しゃ断試験、外部電源喪失試験等の各種試験を予定しております。

以上概略ではありますが、「もんじゅ」の現在までに得られました成果の一部と、起動試験の計画についてご報告させていただきました。

「もんじゅ」は、プロジェクト発足から約4半世紀でやっと試運転も終盤を迎えることができました。

私達は、原型炉技術が、総合的観点から見て、一定のレベルに達していることを示すことができたとともに、この後に続く起動試験への見通しが得られ、更にFBRの開発を推進する基盤ができたと考えております。

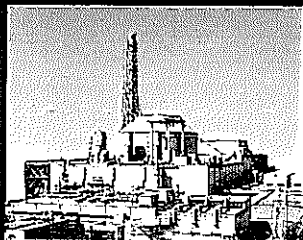
今後の起動試験におきましても、「もんじゅ」は、安全、確実を最優先とし、原型炉としての重要な役割であります。FBR開発のためデータ、経験を蓄積しつつ、FBRの安全性、信頼性を実績で示していく所存でございます。

皆様方の更なるご指導、ご支援を心からお願いいたしまして、私の報告を終わらせていただきます。

ご静聴ありがとうございました。

「もんじゅ」の総合的評価の計画

「もんじゅ」の総合的評価の計画

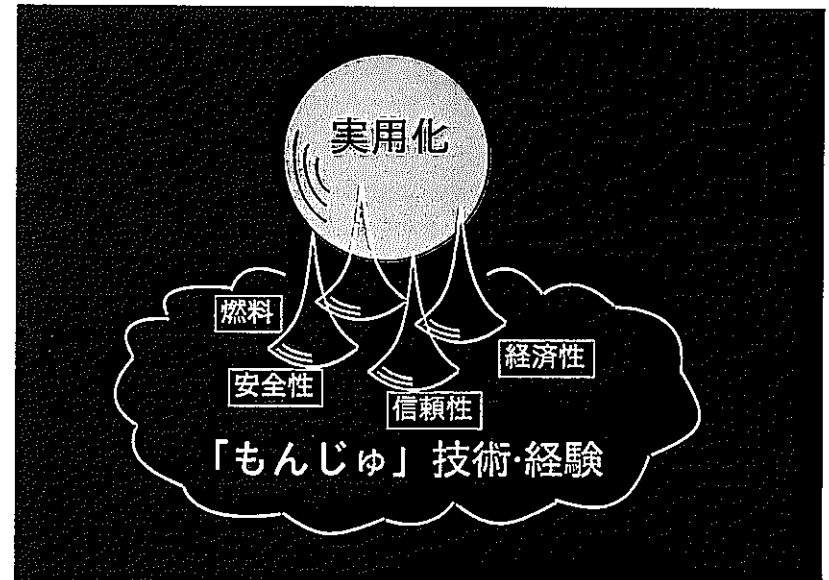
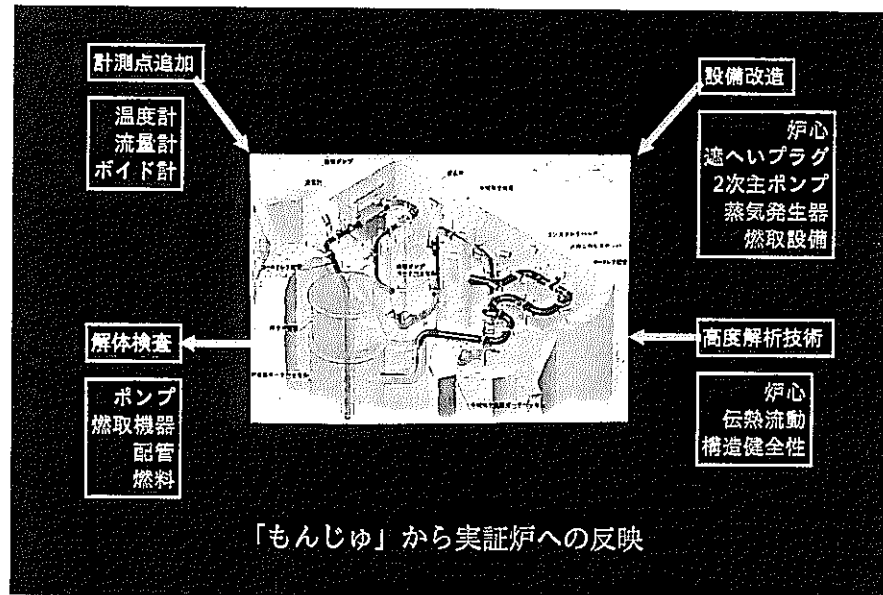


高速増殖炉もんじゅ建設所 技術開発部

山崖 佳昭

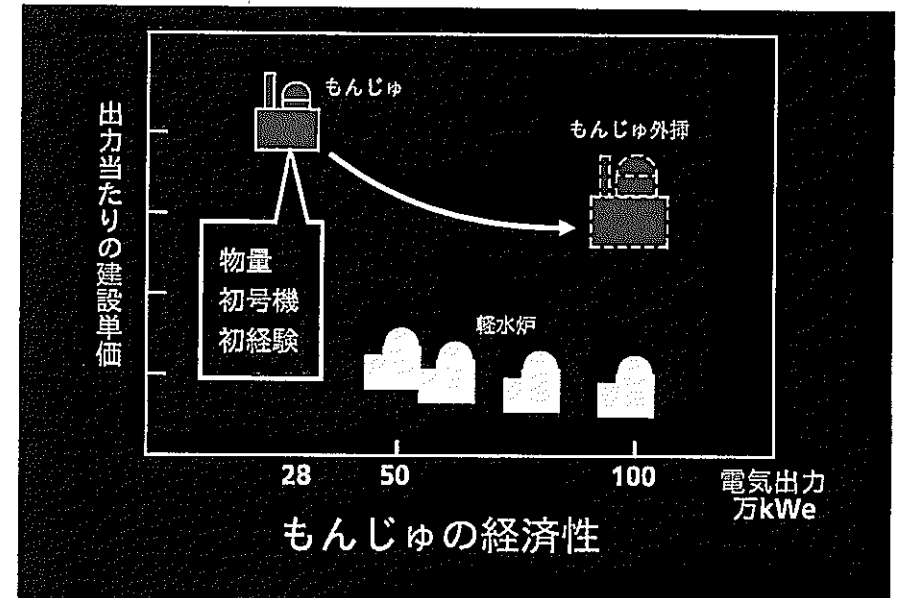
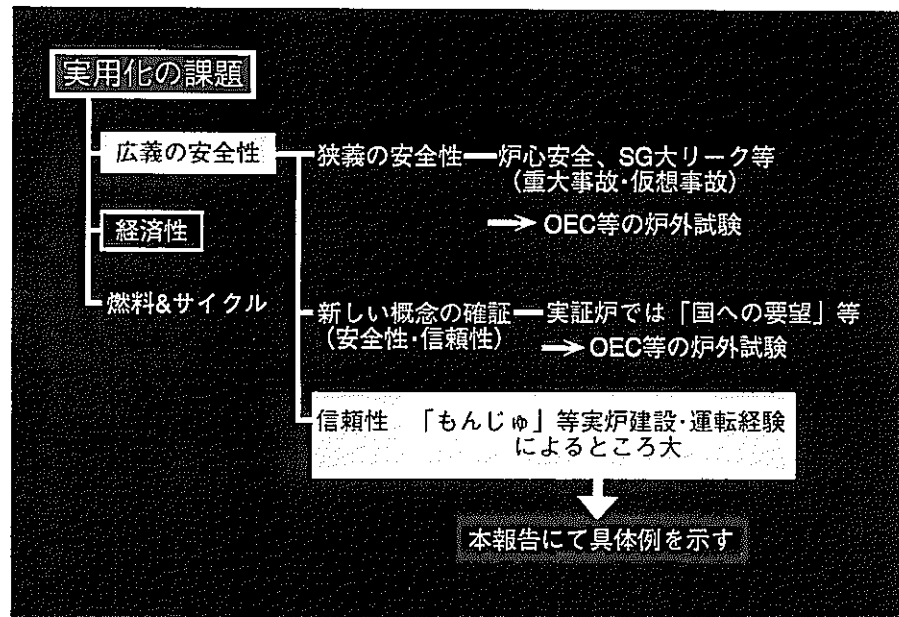
もんじゅ建設所の山崖でございます。

今ほど発表がありました「もんじゅ」の性能試験、及びその後続く本格運転の成果、また今後予定しています「もんじゅ」を用いた研究開発の成果を総合的に評価し、FBR実用化にどう反映させるかという観点からお話しさせていただきたいと思います。



まず、現在計画されている実証炉段階への反映について述べてみたいと思います。
「常陽」から「もんじゅ」への開発を振り返ってみまして、「もんじゅ」の開発・運転や各種試験の経験は、多く実証炉の開発に反映されると考えています。その中には、現在の「もんじゅ」に更に計測点を追加してデータをとるもの、解体検査を行うもの、設備改造して試験を行うもの、高度な解析技術と合わせて新たな知見を得るもの等が含まれます。

実証炉の設計をみる時、「もんじゅ」の経験の延長線上にあると言えます。現在、実用化を展望して重要な課題は、安全性・信頼性と経済性であり、そういう観点から述べてみたいと思います。



まず、安全性・信頼性についてですが、この言葉の意味は、事故防止と事故発生後の影響緩和に留まらず、信頼性、即ち故障が少なく高い稼働率で運転できることまで含めていますし、更に信頼性の高い運転・保守技術も含まれます。

最も重要な炉心安全につきましては、実証炉と原型炉を比べて、主冷却系・崩壊熱除去系等の概念の違いやスケールの違いに対し、徹底したR&Dがなされることでしょう。

それ以外につきましては、原型炉の設計・建設の妥当性が運転によって確認されて後、実証炉に反映されるものと思われます。この範疇に含まれるものは非常に多く、また実用化の過程で重要なものと思います。

次に、経済性についてですが、「もんじゅ」の建設費は試運転も含めて約6000億円、これで電気出力28万KWeですから、100万KWeクラスの軽水炉の建設費を、3000~3500億円として、スケールファクターを例えば2/3乗則で考えますと、3倍程度になるかと思えます。

これまでの分析で「もんじゅ」建設費の特徴は、物量が多いことと、初号機ということで未経験な部分が多かったということです。それは、初めてということで作成ミスがないだろうか、検査が予定通り進むか、建設工程が守れるだろうかということです。

「もんじゅ」の建設実績では、これらはおおむね良い方向に働いたと言えると思います。即ち製作ミスによる作り直しは皆無に近かった。検査はほぼ100%近く予定通り進んだ。製作開始や据付等建設工程も日オーダーで守ることができた。結局「もんじゅ」によって、ある程度大規模なFBRが、うまくやればどの位でできるかという感じを掴めたことが貴重な経験となっていると思います。

実証炉は「もんじゅ」の建設経験をベースに、物量削減の見通しから、軽水炉の約1.5倍の建設コストをめざしています。

信頼性確保のための反映事項

1. 最近の海外トラブル経験

2. システム設計関係

液面挙動、信頼性データの評価、燃料異常対応

3. 構造強度

4. 機器信頼性

スケールアップ、カバーガス空間の機器、しゃへいプラグ
燃料取扱系、CAD、詳細設計の反映、各種機器運転実績反映

5. 保守技術

6. 炉心変形抑制、CP対策、予熱

7. 建設・試運転結果からの「もんじゅ」の信頼性

最近の海外のトラブル経験（代表例）

PFR

蒸気発生器伝熱管水リーク

SNR-300

炭素鋼製タンクからの
ナトリウム漏洩

SPX

炉外燃料貯蔵槽からの
ナトリウム漏洩
1次系への空気混入

それでは、安全性・信頼性につきまして、具体的に述べたいと思います。
実証炉以降、即ち将来炉の信頼性向上を意図しまして、「もんじゅ」経験を反映するもの
具体例について述べさせていただきます。

まず最近の海外のトラブル経験と「もんじゅ」との関係についてですが、
「もんじゅ」の建設段階で、SNR-300、PFR、PX、SPX等、ヨーロッパでの原型炉、実証炉
で、ナトリウム系に関するトラブルが発生しております。
炭素鋼製タンクでのナトリウム漏洩、1次系への空気の混入、蒸気発生器大水リーク事故等
です。これらは冷却材にナトリウムを使うということで、FBR開発の初期から注目され既に克服
済の技術であった筈です。注意さえすれば避けられる設計、製作上の初歩的なミスですが、技
術的にはこういうことが続くと、世間の信頼を失い、何となくFBR開発に対する嫌
気がさしかねません。
海外炉のトラブルは貴重な経験として、「もんじゅ」の開発、建設過程で徹底的に分析し、
R&Dによる確認も含めて、「もんじゅ」では起きないよう万全の措置をしてきております。こ
れらの不安に対する信頼を回復するという点で、以下に示しますように「もんじゅ」が大きな
役割を果たせると考えております。

構造材との共存性

◆腐食、応力腐食割れ、エロージョンに対し十分な余裕

海外の漏洩経験の分析と調査

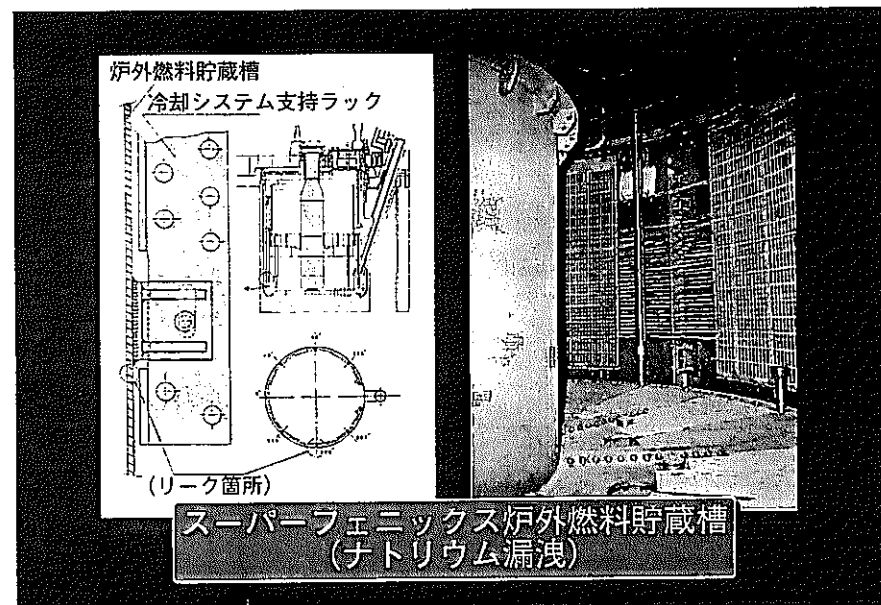
◆構造設計、溶接技術の信頼性

もんじゅ技術の基準化

ナトリウムを漏洩させない技術の信頼性

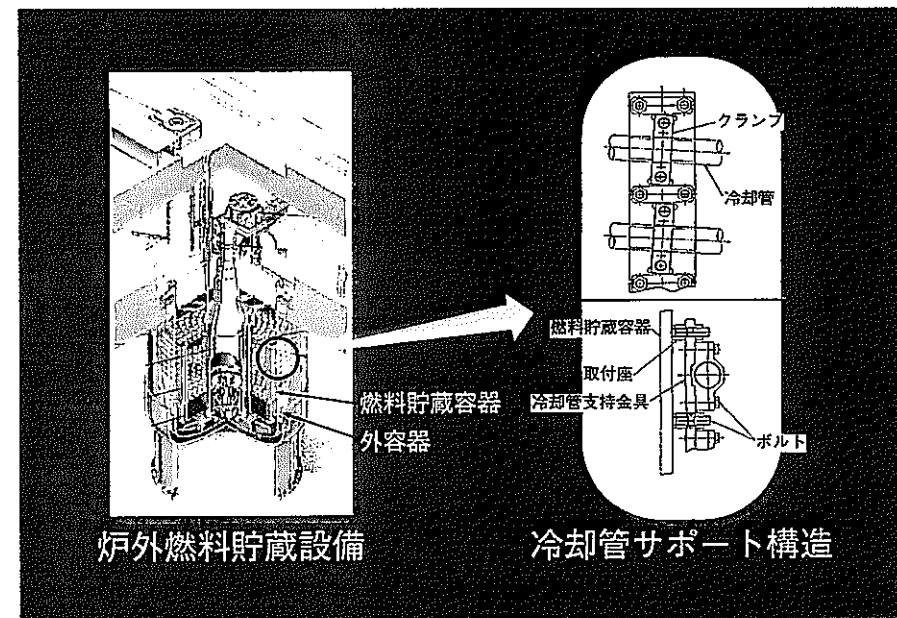
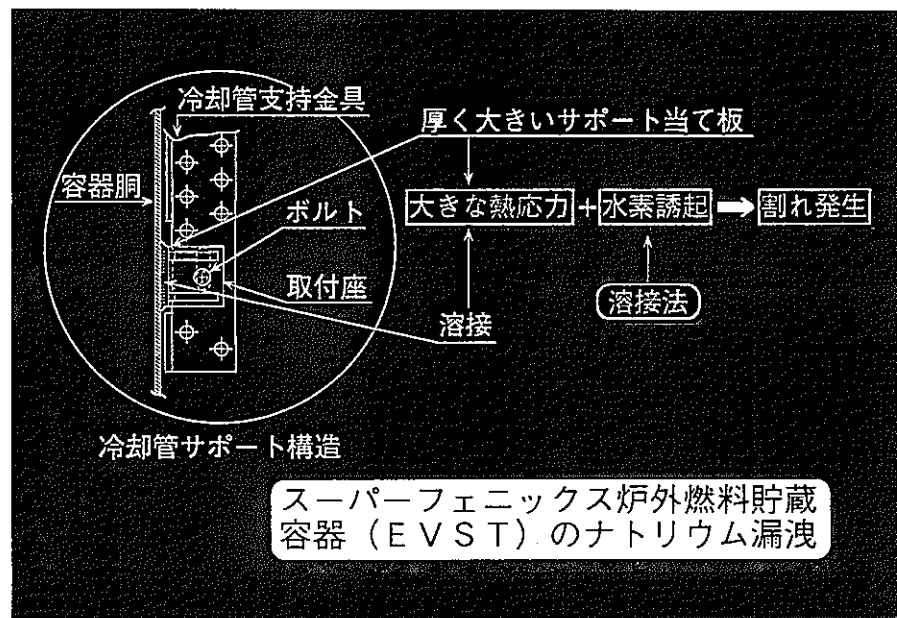
まず、ナトリウムは漏れないということについては、
構造材との共存性については、水に比べてもナトリウムは非常に良い性質を持っています。
従って、腐食、SCC、エロージョン等で機器や配管が破損し、ナトリウムが漏れる恐れはありません。

化学プラント等一般のプラントでは、悪いところをどんどん取り替えて使うというのが常識ですが、Na系では、長期間使用しても腐食やクラックの発生が殆どありません。



ところがヨーロッパの方では最近になってもナトリウムリークを起こしており、これが「FBRは技術的に困難」と一部の人々から言われる原因ともなっています。SPXのEVST、SNR-300のダンプタンク、オーバーフロータンク等です。これはNaを冷却材に選んだ開発の初期の段階で見極め、確立された技術であった筈です。

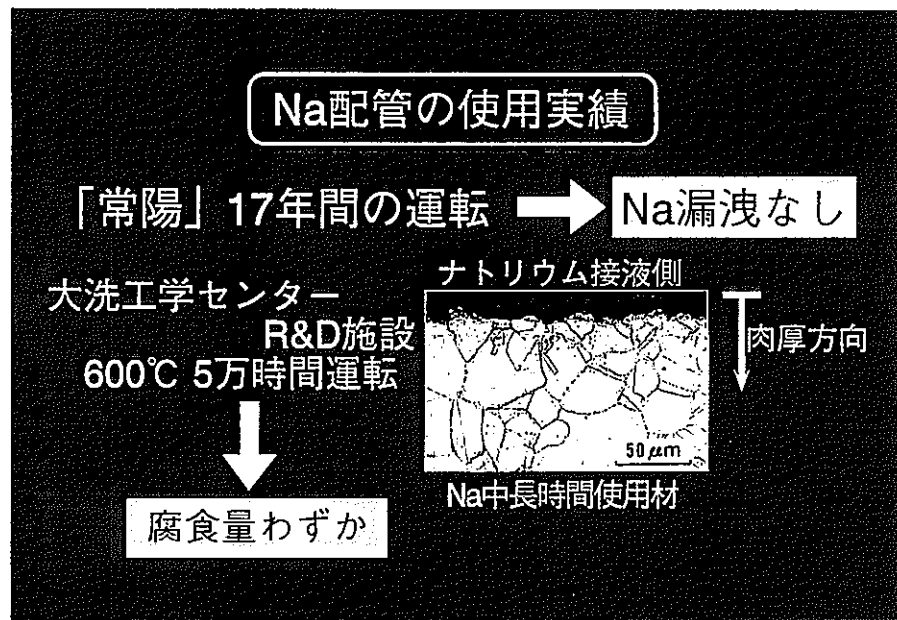
今後FBRの開発を進める上でも、一般の信頼を回復するため、「もんじゅ」で健全性を実証しておく必要があり、将来炉のためにもこれは重要なことです。



SPXのEVSTでは、内部冷却管のサポート当て板と容器との溶接部からクラックが入ってナトリウム漏洩が起きたものですが、当て板が厚くて大きく拘束条件となっていることと、断続溶接であることから、大きな熱応力が生ずるといった設計上の問題があったと考えています。「もんじゅ」では、当初より機器全般について、特にバウンダリーに取り付ける金物近傍に対し、実験による荷重条件の確認と解析による健全性評価を行っています。

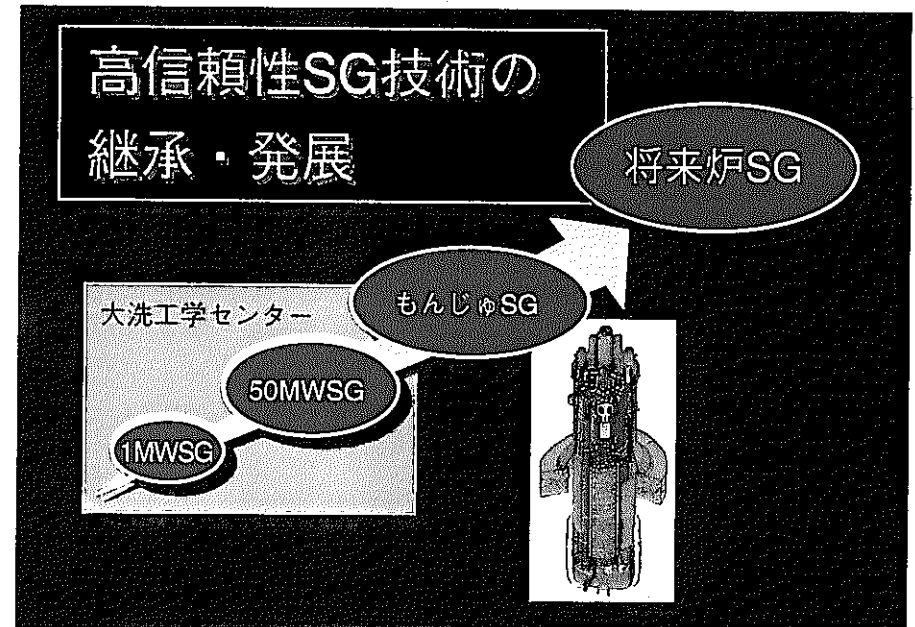
比較のため「もんじゅ」EVSTの冷却管サポート取付部の構造を示します。「もんじゅ」では、よく工夫されており拘束による熱荷重を極力小さくする構造としています。

次に溶接の方法ですが、ヨーロッパでの漏洩の例では、原因は水素遅れ割れ、あるいは水素誘起割れによるクラック発生です。これを避けるには、溶接前後の熱処理、溶接棒や材料仕様の定め方であることを突きとめています。「もんじゅ」では従来からの開発経験から健全な方法を採用しています。



この技術は、「常陽」17年間運転無漏洩実績や、大洗工学センターでのナトリウム施設の長期間運転と解体検査経験でも裏付けられています。ヨーロッパの例では今の「もんじゅ」の使用実績程度で発生していますが「もんじゅ」では何ら異常は発生していません。

以上をまとめますと、機器・配管からNaが漏れないようにするためには、設計、製作に関し、「もんじゅ」で採用した方法をその根拠も含めて標準化し、今後の運転実績も合わせて評価し、将来炉健全性の根拠としたいと考えております。

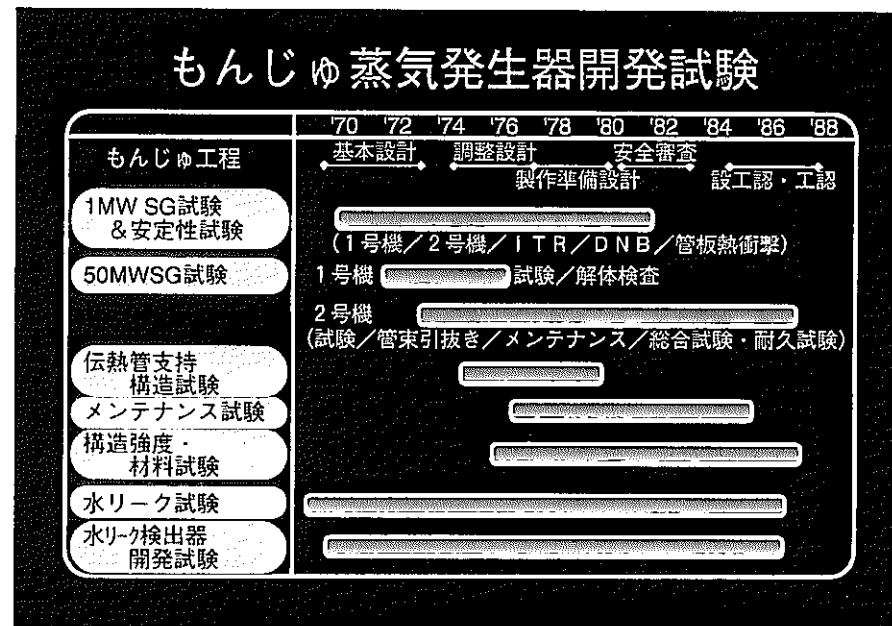
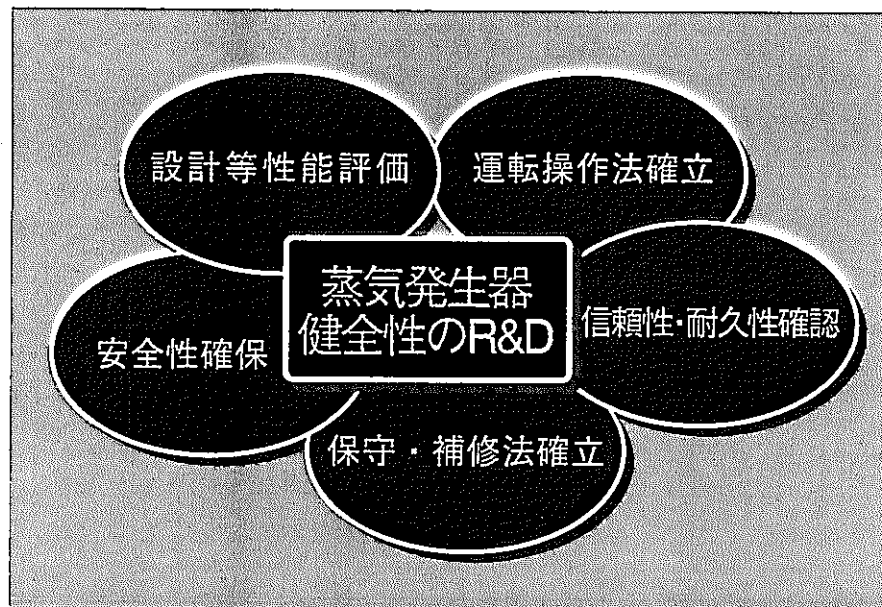


次に蒸気発生器（SG）の健全性についてですが、

「もんじゅ」の実績で信頼性を実証し、「もんじゅ」の経験を将来炉に反映して、その信頼性を裏付けることが「もんじゅ」の大きな役割と考えています。

言うまでもなく、信頼性の高いSGの開発がNa冷却炉実用化の鍵であります。そしてSGこそ紛れもなく、大洗工学センターでの開発から「もんじゅ」を経て将来炉へと、技術が継承・発展させられるものであります。

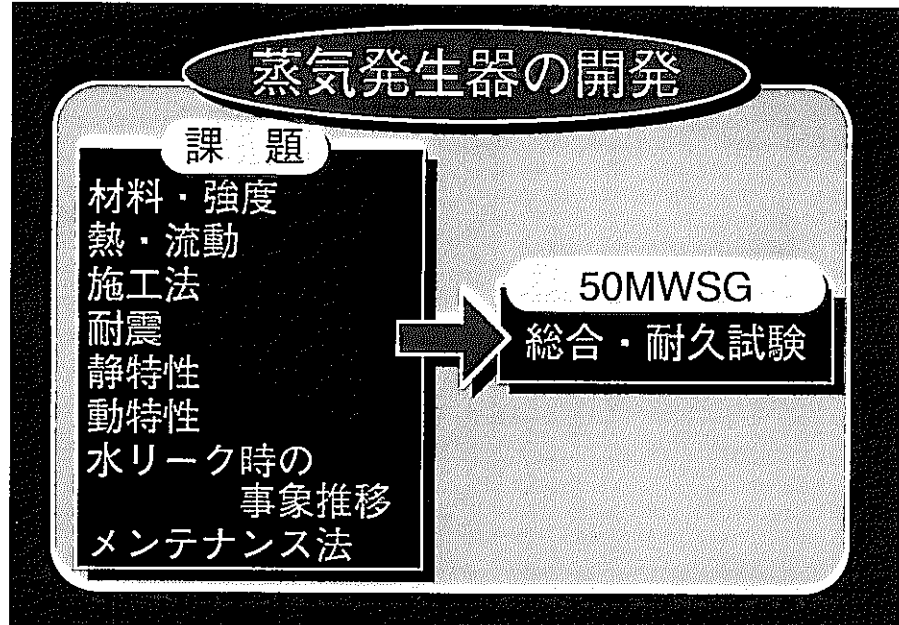
例えば実証炉では材料に9Cr-1Mo鋼という新材料を使うこと、EV・SHと分離せず一体型であること等が「もんじゅ」と異なりますが、健全性の基本となるところは「もんじゅ」までに確立された実績ある技術が踏襲されることになると思います。



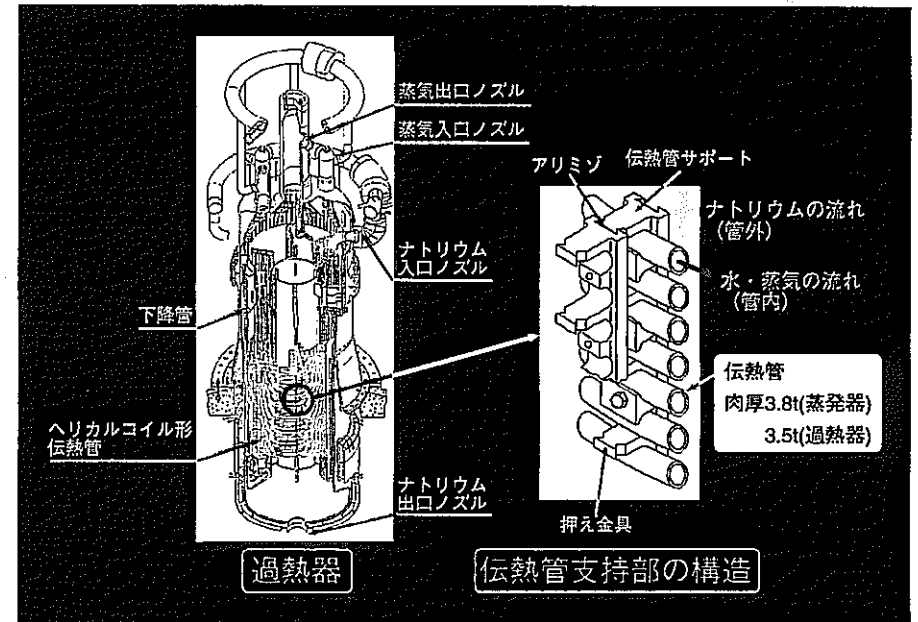
「もんじゅ」SGの開発経緯を辿りますと、R&Dから実機に至る、開発するという典型的な姿が浮かび上がります。「もんじゅ」SGの健全性を確保するためには、まずR&Dとして図に示しますように、設計等性能評価、運転操作法確立、信頼性・耐久性の確認、保守・補修法確立、安全性確保のためのR&D、等を行ったということです。

これを、試験施設、試験モデルベースで言いますと、1MW-SG試験、50MW-SG試験、安定性試験、伝熱管支持構造試験、メンテナンス試験、構造強度及び材料試験、水リーク試験、水リーク検出器開発試験、等広範囲に渡ります。

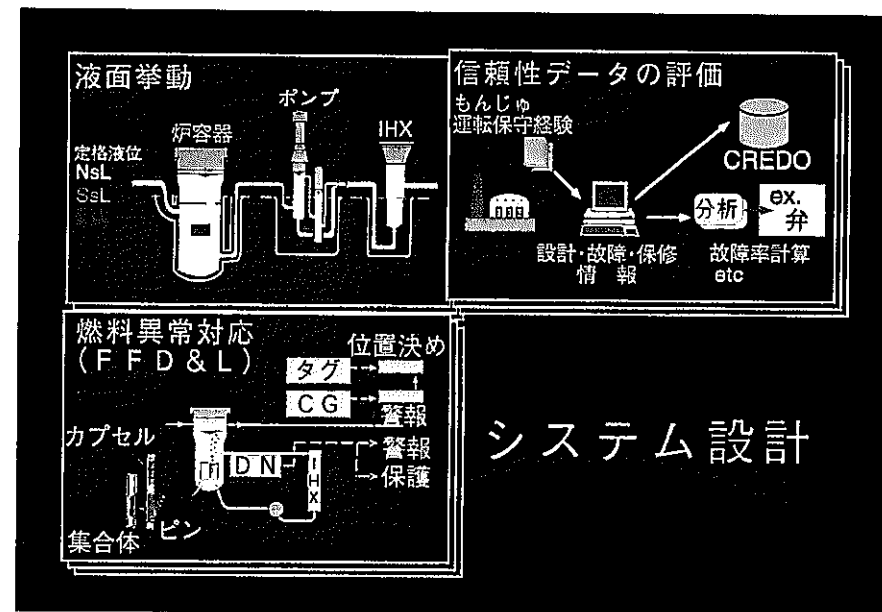
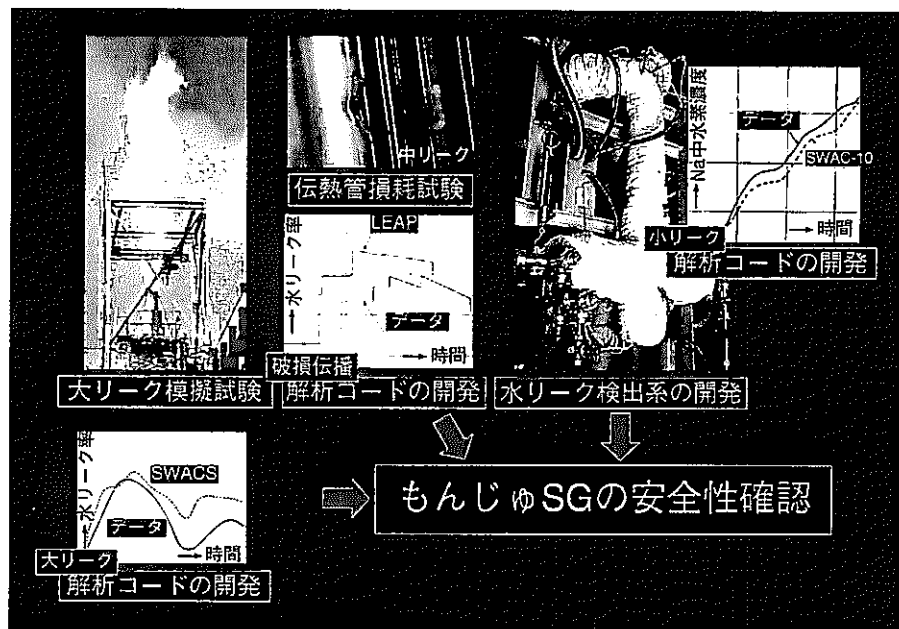
これを課題別に整理しますと、図に示すようなものとなり、これらの要素試験を終えて、最後に50MW-SGで総合試験・耐久試験を行い、落ちのないことを確認したということです。



次いで実機のためのエンジニアリングとして、設計・製作へのR&D成果の反映、海外炉等トラブル教訓の反映、実機のスケールや系統を考慮した工夫・評価、QA、に力を入れ完成に至りました。



伝熱管の健全性について申しますと、肉厚が3.5mm以上と厚いこと、水・蒸気側に支持構造物等によるクレビス部がなく腐食の要因が少ないこと、Na側は材料との共存性が良いこと、等が水炉のSGとの差異と思います。その他、注意すべき点は溶接と支持構造であります。それらは、これまでのR&Dで十分確認済みです。これらは、そのまま将来炉に踏襲されると思いますが、設計から運用に至るまで一連の技術を、「もんじゅ」の運転実績を踏まえて基準化し、今後に反映することが「もんじゅ」の役割と考えています。



PFRの事故で注目されております、Na-水反応についてですが、「もんじゅ」の開発では広い水漏洩率にわたって現象の推移と事故の拡大防止についてR&Dを行っており、その成果を構造やシステムの設計に反映しております。従って、「もんじゅ」の安全性は確認されております。運転実績によるこれらの実証と評価は、将来炉のSG安全設計に大きな貢献ができると考えております。

プラント全体の構成を対象とするシステム設計関係として3つの例を挙げておりますが、一番目の「液面挙動」は、1次系の原子炉とポンプのように、循環系内に複数の液面がある場合の挙動の仕方です。二番目の「信頼性データの評価」は、安全設計に使う信頼性評価のため、設備個々の信頼性データを提供するということでもあります。

「燃料異常対応」につきましては、燃料破損や位置の検出系で、FFDやFFDLと称してはますものの開発、それに破損燃料の挙動に関することです。これらについては、「もんじゅ」の経験が多く将来炉に反映されるものと思っています。

信頼性確保のための反映事項

1. 最近の海外トラブル経験
2. システム設計関係
液面挙動、信頼性データの評価、燃料異常対応
3. 構造強度
4. 機器信頼性
スケールアップ、カバーガス空間の機器、しゃへいプラグ
燃料取扱系、CAD、詳細設計の反映、各種機器運転実績反映
5. 保守技術
6. 炉心変形抑制、CP対策、予熱
7. 建設・試運転結果からの「もんじゅ」の信頼性

構造健全性の確保

構造設計基準

熱荷重等の精度の良い評価法

応力・歪の評価技術・解析技術

設計通りの製作・据付技術

構造強度に関することですが、
構造健全性を確保する技術、即ち壊れない、冷却材が漏れないよう設計、製作、据付運転する技術は「もんじゅ」の開発過程で随分進歩したと言えます。

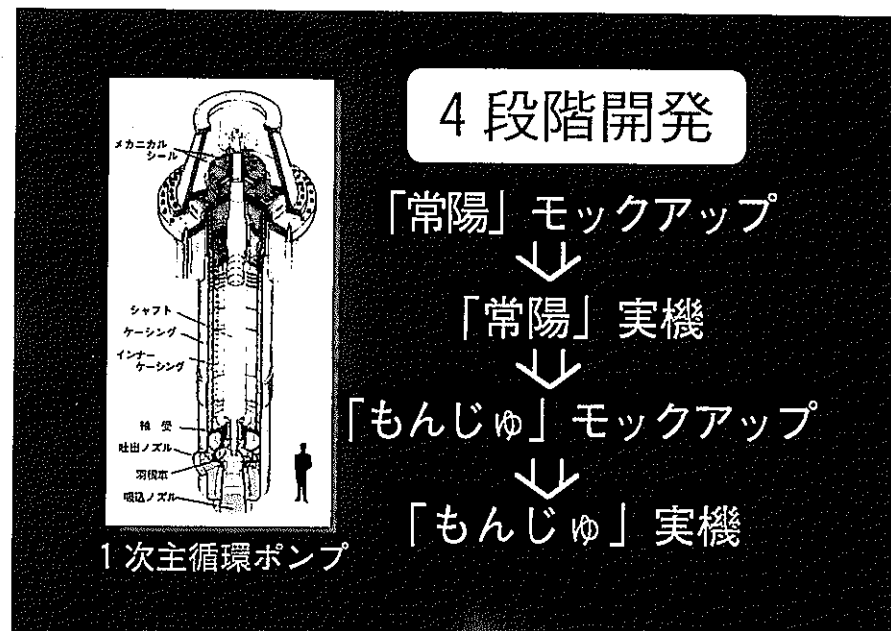
この技術は、健全性を判定する「構造設計基準」、荷重条件特にFBRで支配的な「熱荷重の精度良い評価法」、任意の形状の「構造物の応力・歪みを精度良く算定する解析技術」、設計通りの健全な設備に「製作・据付する技術」に分けられると思います。これらは「もんじゅ」の実績で更に磨きがかけられ、一般化されて将来炉にも反映されるものと思います。

機器の信頼性

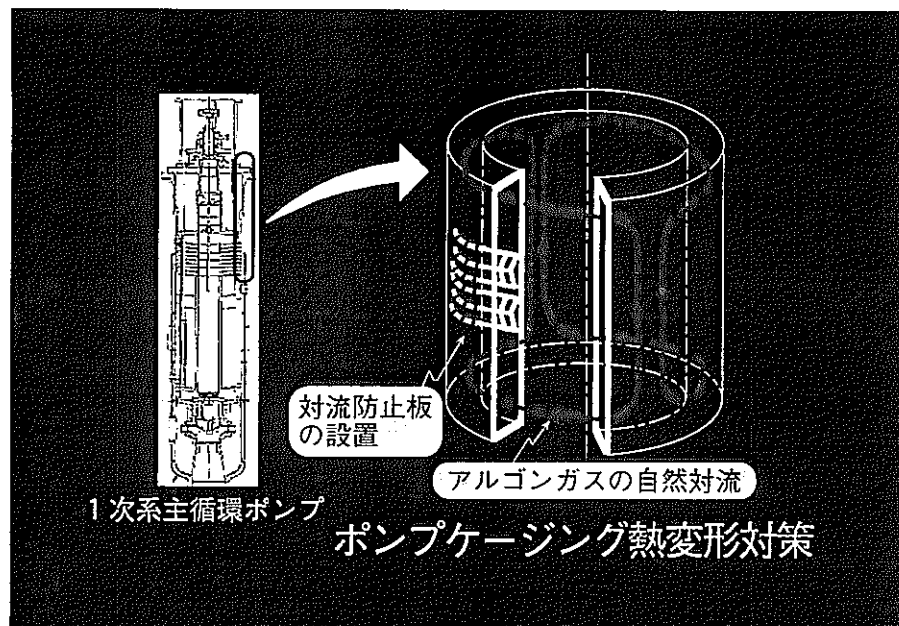
1. スケールアップ
2. カバーガス空間の機器
3. しゃへいプラグ
4. 燃料取扱系
5. 制御棒駆動機構
6. もんじゅ詳細設計の反映
7. 各種機器の運転実績の反映

機器の信頼性を高めるためのポイントとしては、「もんじゅ」の経験からこのようなものが考えられます。

一番目の「スケールアップ」についてですが、実証炉以降の健全性を評価する時、系統、機器につきましては「もんじゅ」で類似なものスケールアップという形で、「もんじゅ」の運転実績から評価するものが多数あると思います。この場合、スケールアップにあたり何に留意すべきか考えておく必要があります。



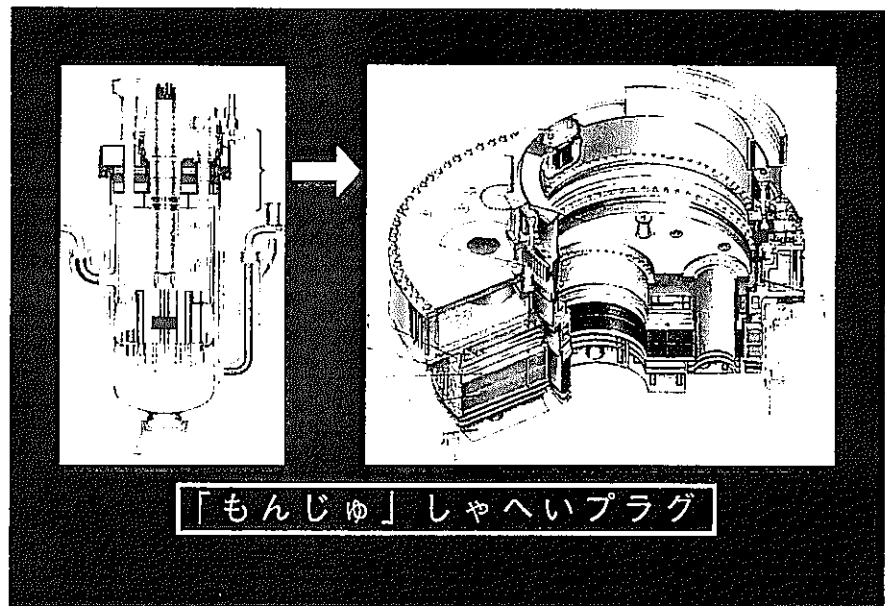
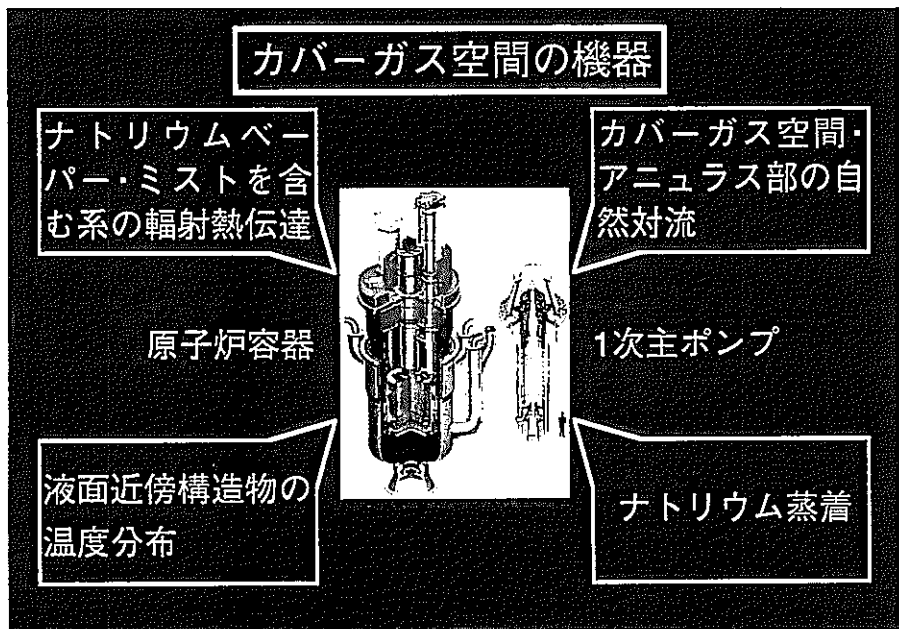
「常陽」から「もんじゅ」へのスケールアップの際経験したことが幾つかあります。1~2例を挙げますと、一つは1次主冷却系の機械式循環ポンプであります。これは「もんじゅ」の例ですが、縦型で軸の長いのが特徴です。これは、配管破損事故を想定して低液位運転を可能とすることから、液位変動が大きいこと、また熱しゃへい・放射線しゃへいが必要である等のためです。1m³/minという小容量のものから開発しておりますが、「常陽」、「もんじゅ」規模に限りましても、「常陽」モックアップ→「常陽」実機→「もんじゅ」モックアップ→「もんじゅ」実機、と謂わば4段階で開発しております。



「常陽」モックアップのNa中試験で、ケーシングの変形により軸受けが固くなったり、軸と熟しゃへい板が接触するというトラブルを経験しております。原因は、複数の要因による相乗効果ということで対策をとりました。ところが「もんじゅ」モックアップで同様なことが発生しました。原因を詳しく調べた結果、アニュラス部の自然対流によりインナーケーシングに径方向不均一の温度分布がつき変形したことによることが分かりました。色々基礎的研究もやった訳ですが、Na系のカバーガス中のアニュラス部で上下に温度差があると、Arガスの自然対流が生じ、上昇流のところは温度が高く、下降流では低いために周方向に温度差がつくという、Na系に特徴的な現象です。これはスケールアップにより主要因が顕著に現われた例です。

もう一つ配管の例ですが、「もんじゅ」の主冷却系の配管では24~32Bあります。それまでは、「常陽」や大洗工学センターの大型施設でも、我が国では1重管としては12Bまでの経験しかありませんでした。「もんじゅ」のために計測器の実流校正をするため、大洗で24BのNa配管系を作りました。昇温してNaを入れたのですが、保温材の隙間のところにコールドポイントができることが分かりました。これは配管と保温材では温度が異なり、熱膨張差から隙間が生じたことによるものです。12Bまででも、当然こういう現象があった訳ですが、熱的な影響までには至らなかったということでしょう。スケールアップにより新たな配慮が必要であった訳です。

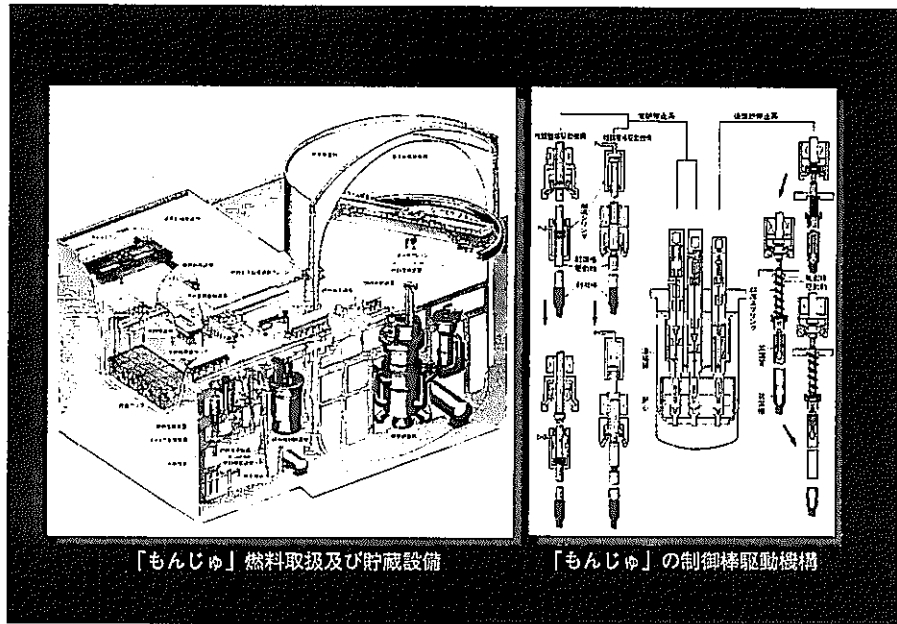
これらの経験を活かし、「もんじゅ」規模より大きくした時顕著になる現象がないか、「もんじゅ」の運転を通じその兆候を見逃さないようにして、今後の開発に貴重な反映をしたいと考えています。



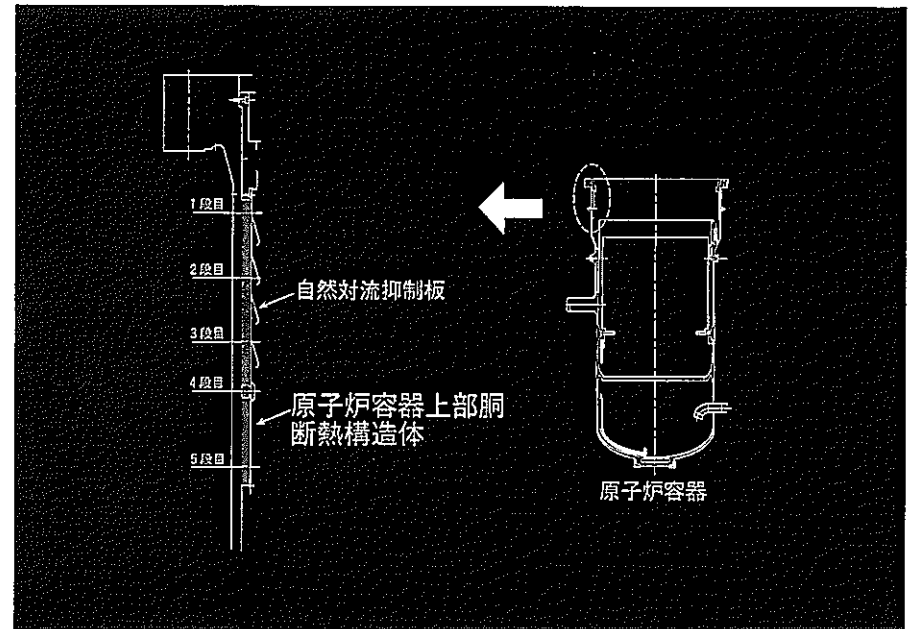
二番目の「カバーガス空間の機器」ですが、代表的なものに原子炉上部の機器とポンプ蓋があります。

ナトリウムベーパーやミストを含む系での輻射熱伝達、カバーガス空間やアニュラス部での自然対流、液面近傍構造物の温度分布、ナトリウム蒸着、等ナトリウム炉固有の現象がありますが、これらの現象解明と定量的評価法は「もんじゅ」の開発過程でかなり確立されております。「もんじゅ」の運転実績を通じて更にブラッシュアップされ将来炉に反映されるものと思っています。

三番目の「しゃへいプラグ」につきましては、非常に多くの分野の専門家の技術を結集する謂わば総合工学を要するもので、「もんじゅ」用の開発にあつては、大洗でのR&D、「常陽」実機モデル分解、先行する海外炉経験等が技術のベースとなっております。今後、実用化を目指して簡素化した構造を追及していくこととなりますが、それを可能とする基本技術は「もんじゅ」の経験から提供されることになると考えています。



四番と五番目の「燃取系」と「制御棒駆動機構」については、形状は「もんじゅ」と例えば実証炉とはかなり異なっていますが、それを構成する特にナトリウム中やカバーガス中の部品は共通のものが多く、それらについては、「もんじゅ」の経験の反映が信頼性向上の上で重要だと思っています。



六番目の「もんじゅ詳細設計の反映」ですが、機器構造の詳細につきましては、詳細設計の段階で多くの工夫がなされていますし、こういう部分に多くのノウハウが潜んでいるとも言えます。これは原子炉の熱遮蔽板の例ですが、構造や取付け方に多くの工夫があり、R&Dでも確認しています。これらを運転実績により評価し、将来炉の詳細設計に応用されるものが多いと考えています。

機器の信頼性

1. スケールアップ
2. カバーガス空間の機器
3. しゃへいプラグ
4. 燃料取扱系
5. 制御棒駆動機構
6. もんじゅ 詳細設計の反映
7. 各種機器の運転実績の反映

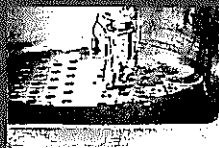
最後の「各種機器の運転実績の反映」につきましては、エンジニアリングの常と思いますが、機器の信頼性を高めるには、まず運転実績のあるものを採用することであり、次に失敗例や気付いた改良の余地を反映して採用することあります。「もんじゅ」で採用している多くの機器につきまして、「常陽」以来の経験を反映して大巾な高度化を図っております。それらの「もんじゅ」での実績は将来炉に大いに貢献できると考えています。

信頼性確保のための反映事項

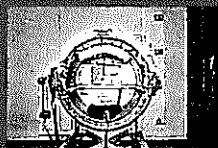
1. 最近の海外トラブル経験
2. システム設計関係
液面挙動、信頼性データの評価、燃料異常対応
3. 構造強度
4. 機器信頼性
スケールアップ、カバーガス空間の機器、しゃへいプラグ
燃料取扱系、CAD、詳細設計の反映、各種機器運転実績反映
5. 保守技術
6. 炉心変形抑制、CP対策、予熱
7. 建設・試運転結果からの「もんじゅ」の信頼性

FBRの保守技術は、今後「もんじゅ」による研究開発の中で、大きな進歩が期待される分野です。その内二つの例を御紹介致します。

供用期間中検査 (ISI) 技術開発



蒸気発生器伝熱管ISI装置



1次主冷却系配管ISI装置



原子炉容器廻りISI装置(原子炉容器検査ロボット)



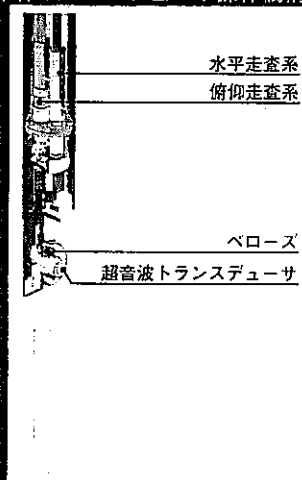
制御装置(原子炉容器廻りISI装置)

高度化 → 実証炉以降へ反映

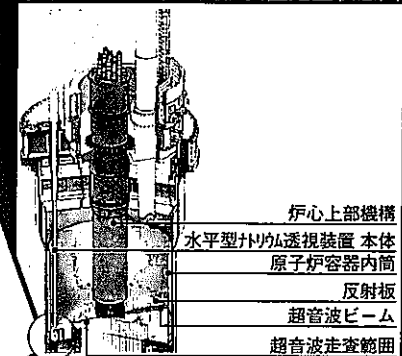
一つはISIについてですが、「もんじゅ」はISI装置としては、原子炉容器用、1次主冷却系用、SG用を開発しました。開発には長期間を要しましたが貴重な経験をしております。これらの経験は、今後の開発に非常に役立つと思っております。

「もんじゅ」のISI装置も使い易くするためには更に改良が必要と考えておりますが、それらも含めて「もんじゅ」での今後のISI経験を評価し、実証炉以降のISI装置やISI技術の開発に反映したいと考えています。

本体トランスデューサ操作機構図

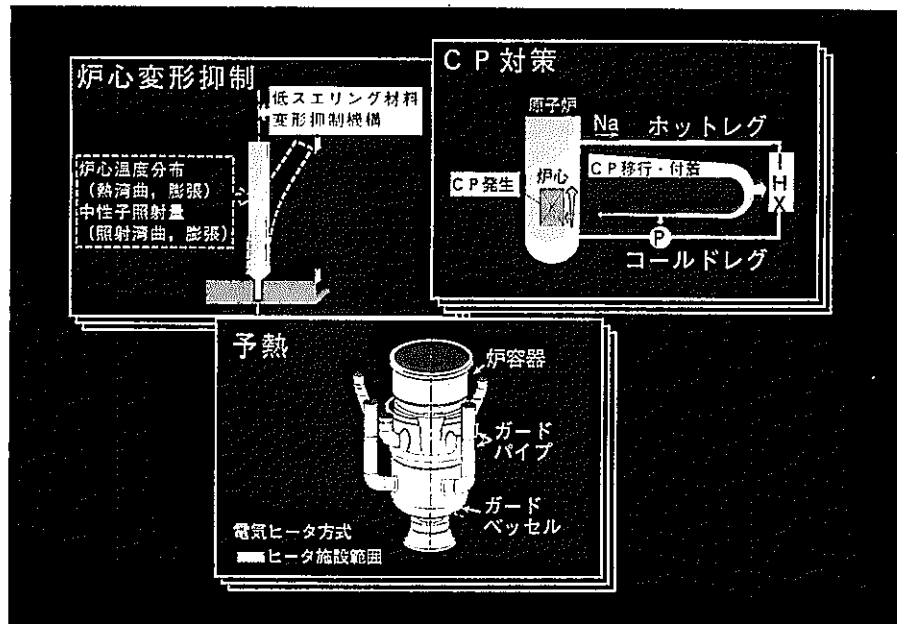


水平型ナトリウム透視装置走査状態図



ナトリウム中透視装置

もう一つは、ナトリウム中を超音波を使って見えるようにする「アンダーソチウムビューワー」というものですが、「もんじゅ」で一部採用し非常に有効であることがわかりました。これを発展させ、「あたかも水中でみるごとく」という目標の追及に役立てたいと思っております。



信頼性確保のための反映事項

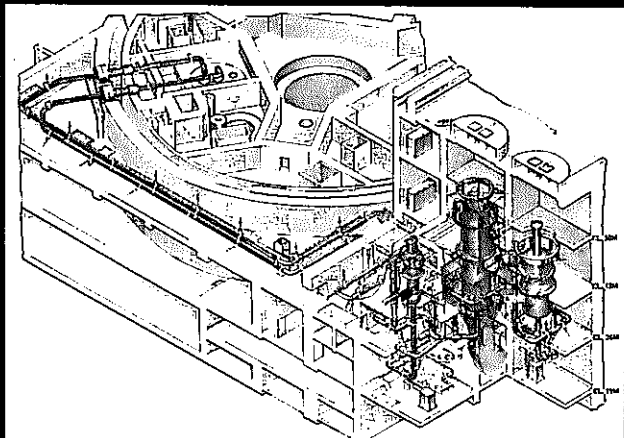
1. 最近の海外トラブル経験
2. システム設計関係
液面挙動、信頼性データの評価、燃料異常対応
3. 構造強度
4. 機器信頼性
スケールアップ、カバーガス空間の機器、しゃへいプラグ
燃料取扱系、CAD、詳細設計の反映、各種機器運転実績反映
5. 保守技術
6. 炉心変形抑制、CP対策、予熱
7. 建設・試運転結果からの「もんじゅ」の信頼性

その他、炉心変形評価法と炉心変形抑制対策、保守披ばくに深く関係する腐食生成物の評価や対策法、予熱、換気空調系、等についても「もんじゅ」の経験を将来炉に反映する点が多いと考えております。

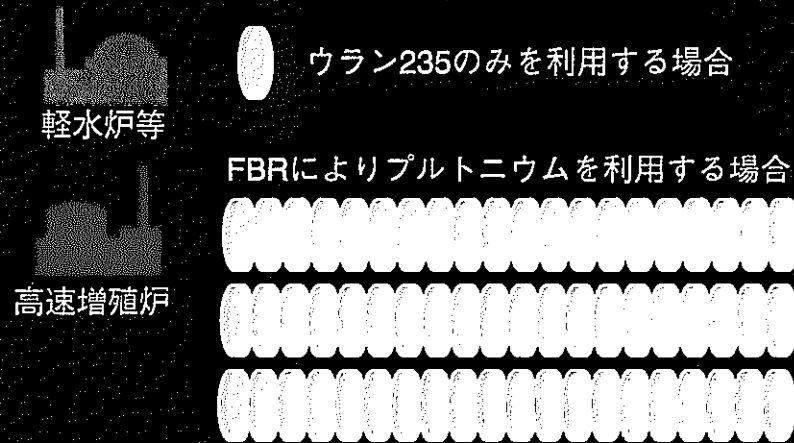
以上「もんじゅ」の成果が実証炉以降に反映されると思われる幾つかの例を挙げましたが、「もんじゅ」の技術がどれほど信頼に足るかということについて少しふれておきたいと思えます。

「もんじゅ」の開発と建設のプロセス、それとその技術的根拠から、「もんじゅ」が高い信頼性を有していると言っていると思います。それを将来炉に反映し易い形に技術の集約を図りたいと思っております。

「もんじゅ」2次系配管鳥瞰図



高速増殖炉によるウラン資源の有効利用



ところで、「もんじゅ」のトラブルとして報道された、2次系配管熱変位に不安を持っておられる方もあるかもしれません。軽水炉の技術とFBRの技術との違いの認識が徹底されていなく、ペローズの剛性を単品で測定しなかったことが原因ですが、今回設備全般について確認してみても他には問題となることはありません。

また、安全上の問題のないことは十分確認しております。むしろ心配のむきは、これらが氷山の一角ではないかということではないかと思いますが、建設が工程通りスムーズにいき、管理が行き届いて無理をしていないこと、試運転もその後400℃近くまで温度を上げて行っても、何ら不具合の発生していないことから、心配ないと思っていますし、今後試験と評価を組み合わせて更にその確認を行っていくことになると思います。

次に高速増殖炉としての大きな目標である増殖性についての評価でございますが、高速増殖炉は御存知の通り、消費した以上の燃料が生成され、軽水炉では利用効率が悪かったウラン資源を飛躍的に有効利用できるというもので、大まかな言い方をしますと数千年分のエネルギー資源の確保に相当するというものです。

これは、高速増殖炉の基本的使命の一つであり、「もんじゅ」でその評価しておくことは重要なことと思っております。「もんじゅ」の炉心を本格的に燃焼させるのはこれからですから、最終的な評価はその後となりますが、その計画について御説明したいと思います。

増殖比 (BR) の定義式について

$$BR = \frac{\text{生成される核分裂性物質の量}}{\text{消滅される核分裂性物質の量}}$$

注) 核分裂性物質: ^{239}Pu 、 ^{241}Pu 、 ^{235}U

まず増殖性の指標として用いられる増殖比の定義でございますが、増殖比の定義の一般的な表現は、炉物理の教科書に出ていますように、「生成される核分裂性物質の量」と「消滅される核分裂性物質の量」の比として表わされます。

高速増殖炉では、プルトニウムを燃料として利用しますので、核分裂生成物質としてはPu、その内でも特に核分裂能力の大きいPu-239とPu-241を想定します。ただし、増殖のために同じく燃料中に装荷する劣化ウランにも、核分裂性のU-235が微量存在しますので、これも消滅する量として含めます。

なお、核分裂性物質の生成と消滅は、炉心全体に亘って起きる反応ですので、増殖比も炉心全体に亘るものとして定義されます。

増殖比評価の計画概要

もんじゅ 運転計画 RETF計画	↓臨界 性能試験	運	転
	建設	熱運転	本格運転
第1段階	性能試験に基づく計算評価		
第2段階	燃料照射後試験に基づく評価		
第3段階	再処理結果に基づく確認		

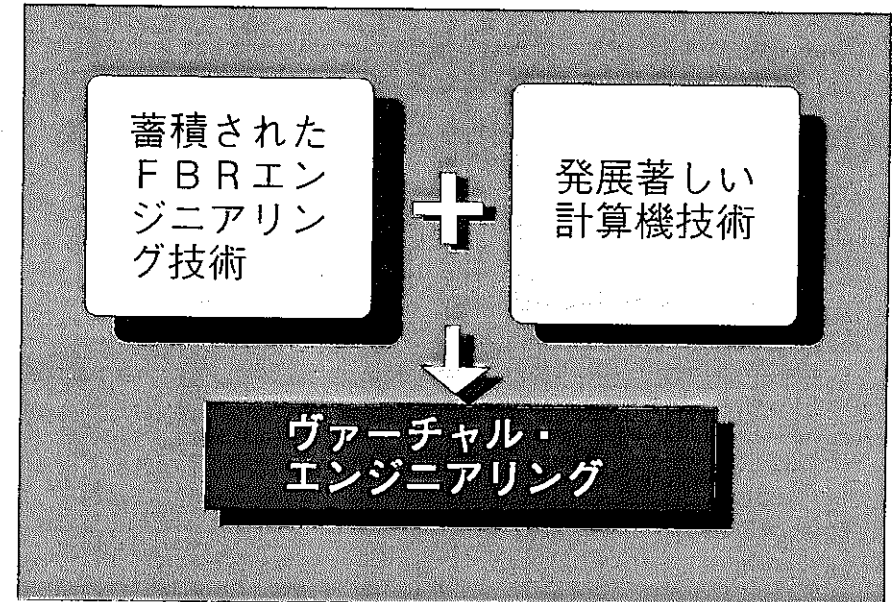
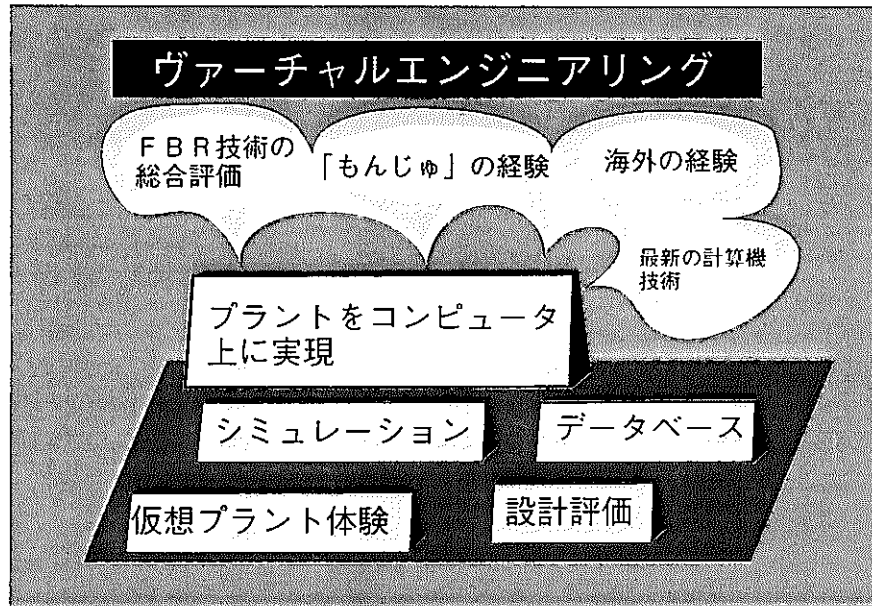
評価の進め方ですが、大きく3段階に分けて、段階的に評価の詳細化を図っていく計画です。

第1段階は、性能試験結果を利用して、予備的な評価を実施するもので、箔の照射データが基本になります。実際の原子炉を用いた試験ですから、炉心の中の代表的な場所を選んで、主要な核反応を調べるための箔を照射し、その結果を計算による予測と比較することができます。すなわち、性能試験のデータで計算の正確さを向上させ、それを用いて増殖比を計算して評価することになります。

第2段階は、実際運転で燃焼した使用済燃料の内から代表的なものを選んで、燃料の照射後試験として実施するもので、全ての重い核種に対するPuの比、Puの同位体組成、Uの同位体組成等のデータを基に評価するものです。ただし、実際に原子炉で照射された燃料を試験施設で解体して調べることとなりますので、取り出された燃料からサンプルを切り出して調べる、言ってみればペレット単位での分析となります。

第3段階は、フェニックス炉でも同様に行われましたが、運転で使用後の燃料を東海事業所のリサイクル機器試験施設、RETFとありますが、そこで再処理し、そのデータを基に総合的に評価するもので、集合体単位での分析ができますので、本格的評価はこの段階になります。もんじゅの増殖比の最終的な確認は、この時に行うことになります。

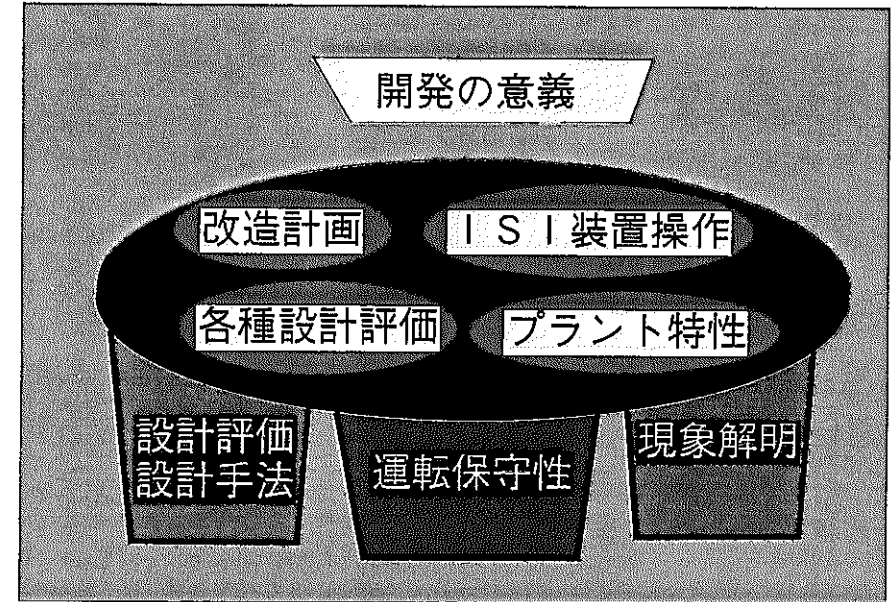
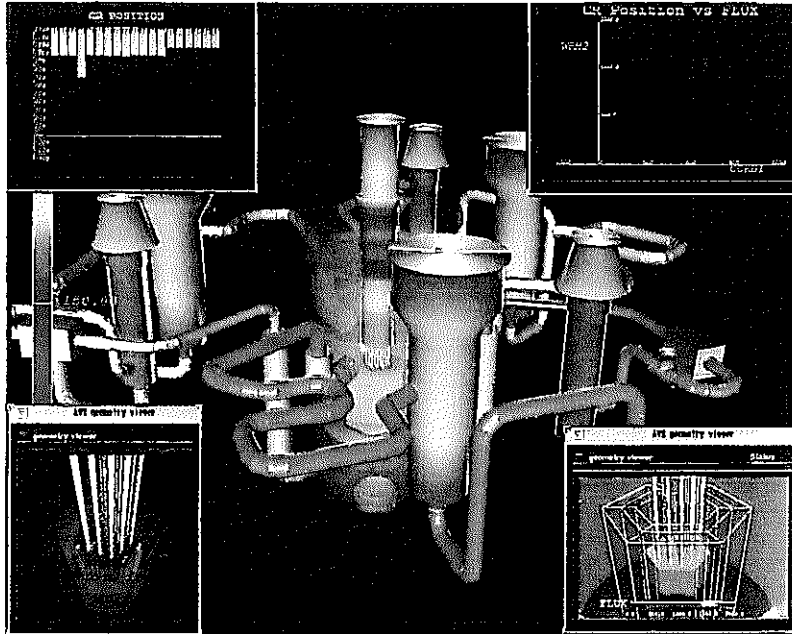
これらの各段階で得られた結果は、他のもんじゅの技術成果と同様に積極的に発表し、技術的議論を深めFBRリサイクルの発展に役立てばと考えております。



次に今後力を入れて取り組みたいと思っております「ヴァーチャル・エンジニアリング・システム」につきまして簡単に御紹介します。

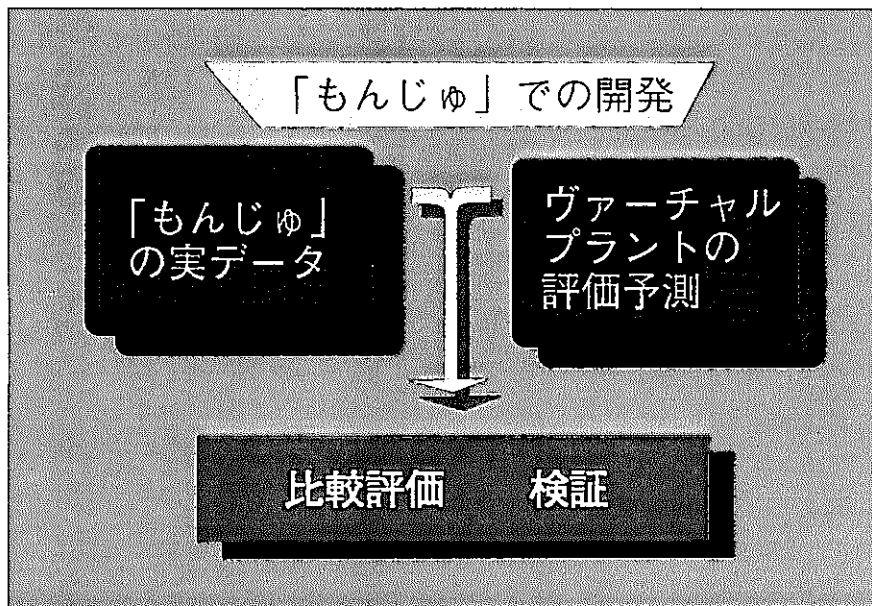
これまでの説明からも、我が国では原型炉の建設まで終わり、間もなく運転実績も出てくる、海外でも多くの建設・運転経験を有する、また開発のための多くの試験研究も行なっている、ということで、かなりのFBRの技術的蓄積があることがわかりいただけるかと思えます。

これらの技術的蓄積と後で述べます「原型炉技術の総合評価」の結果を発展著しいコンピュータ技術を活用して集約し知識化することにより、いろいろな方面に応用していこうとするものであります。

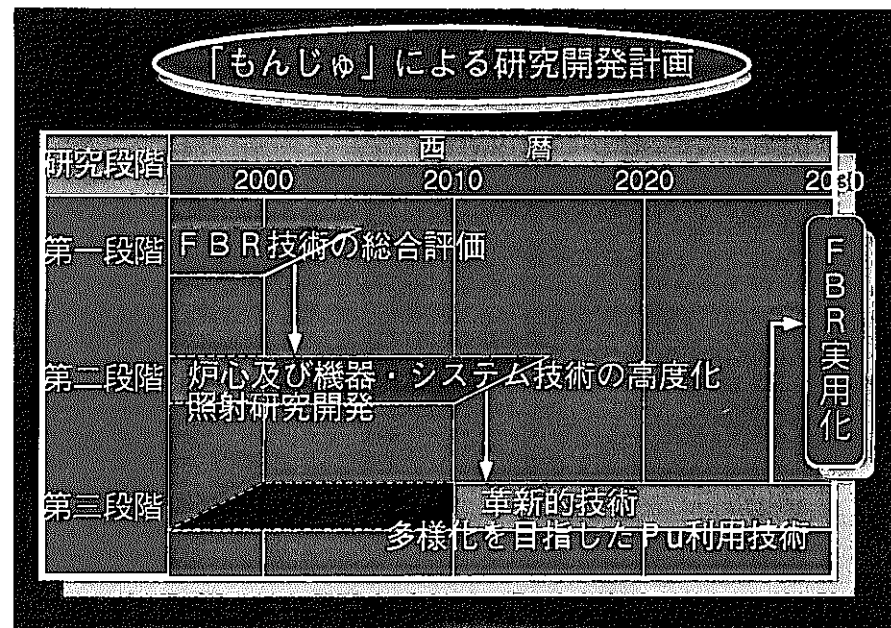


このため、まずコンピュータ上に仮想的なプラントを構築します。これを我々はヴァーチャルプラントと呼んでおりますが、これに計算シミュレーション、設計エンジニアリングなどに関する知的な機能とヴァーチャルリアリティ技術などによりプラントを実感できる能力を持たせます。

このヴァーチャルプラントを用い、設計の評価業務を支援し、計算シミュレーションでこのプラントの炉心・プラント動特性・事故などの現象を深く解明します。さらに I S I 装置の操作などプラントの運転や保守技術の高度化の研究開発に活用いたします。



「もんじゅ」を用いて、コンピュータが表現するヴァーチャルな世界と運転の中で時々刻々現れてくる現実の姿とを常に比較し、検証をすすめることによりヴァーチャル・エンジニアリング・システムを完成させていきたいと考えています。



以上、FBRの実用化を睨んで「もんじゅ」の成果の反映や「もんじゅ」を用いた研究開発についてどう考えているかトピックス的に幾つかの具体例を述べさせていただきましたが、最後にまとめて全体の計画についてお話ししたいと思います。

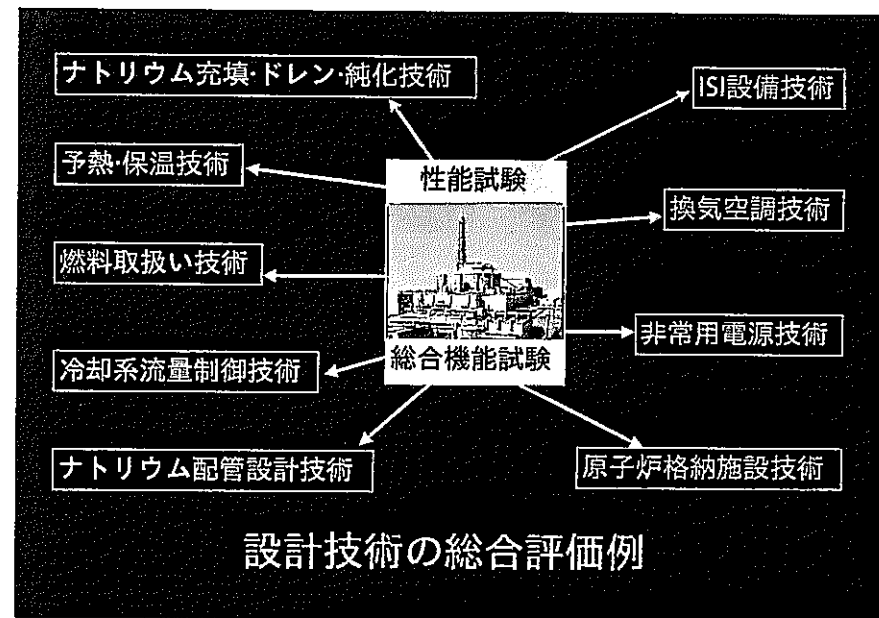
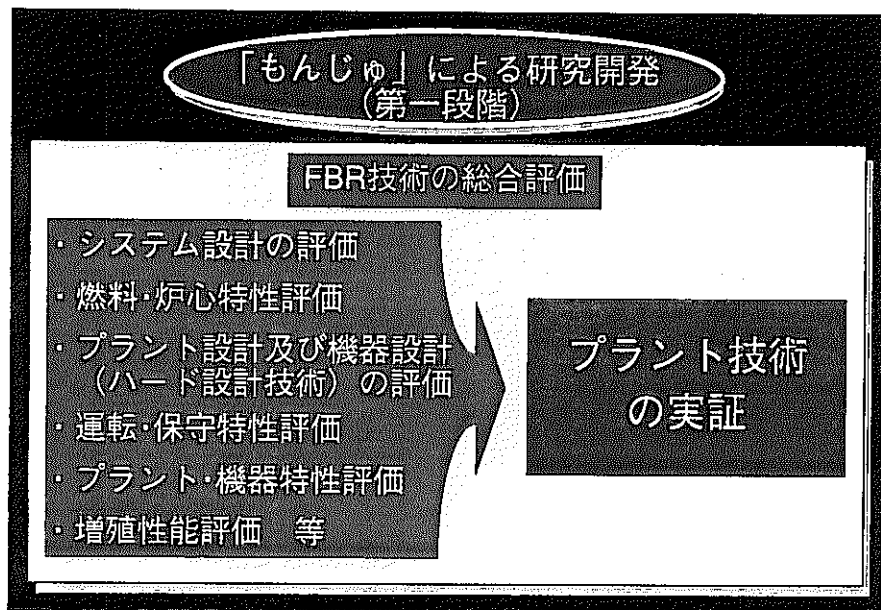
図に示しますように、大きくは3段階に分けて開発を進めたいと考えております。

第一段階としましては、2000年頃までを目標に、原型炉までのFBR技術を海外原型炉の経験も取り入れて総合評価し、技術の集大成をしていくことを考えています。

第二段階としましては、更に10年後の2010年頃にかけては、FBR実用化の要素技術が確立できるよう、炉心および、機器・システム技術の高度化を行うことを考えております。また、同時に、炉心の照射ベッド化を行い照射研究開発を行っていくことを検討しております。

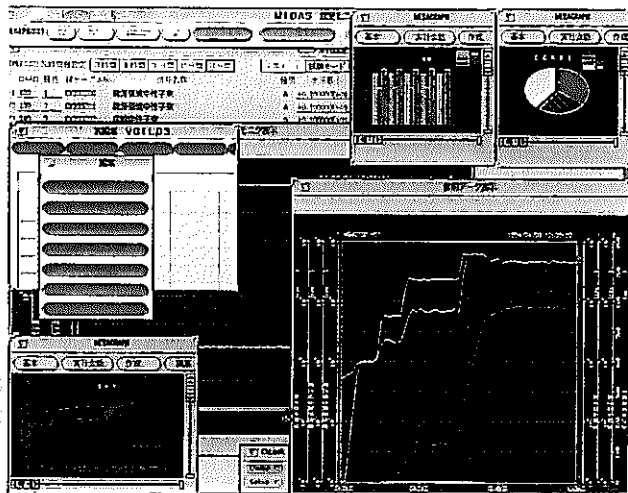
その際には、当然、国際的にも利用度の高い照射炉を目指します。尚それに向けてのイメージ作りは、既に開始致しております。

第三段階としましては、それ以降本格化を予定しておりますが、「もんじゅ」を活用して、革新的技術の開発試験やFBR多様化を目指したプルトニウム利用技術の実証を行っていきたく考えております。尚その準備作業は、今から数年後の平成10年頃からスタートすることになるかと思っております。



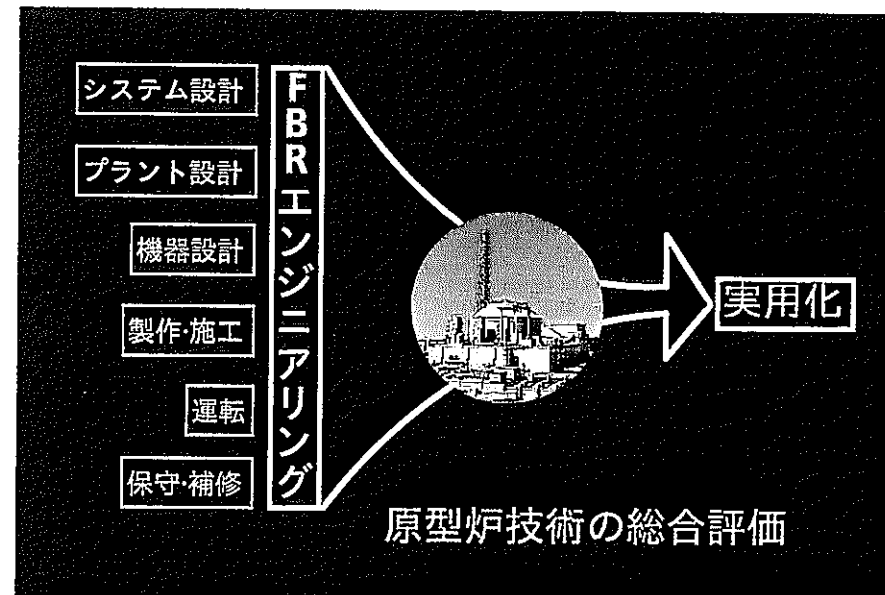
第一段階の「原型炉技術の総合評価」では、おおよそ図に示します分野の評価を考えています。それらは、システム設計の評価、燃料・炉心特性の評価、プラント設計と機器設計—即ちハードウェア設計技術の評価、運転・保守特性の評価、プラントと機器の特性評価、増殖性能評価等です。

現在、具体的には「もんじゅ」の総合機能試験のデータと性能試験の一部のデータを使用しまして、冷却系統の予熱・保温技術、ナトリウムの充填・ドレン・純化技術、ナトリウム配管設計技術、冷却系の流量制御技術、燃料取扱い技術、ISI設備技術、原子炉格納施設に関する技術、非常用電源設備に関する技術、換気空調技術、という試運転段階で評価可能な技術の評価を鋭意進めている所であります。このような評価を「もんじゅ」の進展に合わせて積み重ね、また評価する技術を広げて集約を図り、合わせて先程紹介させていただきましたヴァーチャル・エンジニアリング・システムの開発も行っていきたいと考えております。



データ収録システム:マイダスの情報ウィンドウ

また、このためには膨大な量の多様なデータを取扱わなければなりませんので、「もんじゅ」プラントにデータ収集・収録のためのネットワークを敷設しております。もんじゅではこれをマイダスという愛称で呼んで利用しております。



原型炉技術の総合評価

以上をまとめますと、図に示しますように、システム設計、プラント設計、機器設計、製作、施工等、FBRエンジニアリング技術全般を「もんじゅ」の評価を通して技術として確立し基準化するという事です。その具体例の一部を先程紹介させていただきました。

今後のFBR開発の方向性を見極める上でも、原型炉までの技術を総決算し、30数年かけた研究開発成果として、どの程度の技術レベルに達しているか広く世間の評価を仰ぐことが重要と考えております。それには、一つは「もんじゅ」の運転実績で高い信頼性を実証することであり、もう一つはそこに至るプロセスを評価の上、先に申し上げましたような要領で再現できる形にまとめることであると考えております。

「もんじゅ」による研究開発
(第二段階)

炉心及び機器・システム技術の高度化

・炉心性能の高度化

- ・運転サイクルの長期化
- ・燃料サイクルコストの低減化

・プラント管理・制御技術の高度化

- ・プラント高度情報化環境の開発
- ・運転技術の高度化
- ・保守支援技術の高度化
- ・信頼性評価技術の高度化
- ・知的プラント管理システムの開発等

・冷却系主要機器・燃取系・特殊計測器・
一般Na系機器等の高度化

・保守技術の高度化

「もんじゅ」による研究開発
(第二段階)

照射研究開発

・高性能照射ベッドの開発と照射研究用の施設整備

・燃料・構造材料・計測器等の照射試験等

次に、第二段階の「炉心及び機器・システム技術の高度化」と「照射研究開発」について、具体的に述べたいと思います。

「炉心及び機器・システム技術の高度化」につきましては、炉心性能の高度化、先進的情報工学技術とFBR技術とを結び付けることによるプラント管理・制御技術の高度化、冷却系主要機器・燃取系・特殊計測器・一般Na系機器等の高度化、保守技術の高度化の4つの柱であります。

一番目の「炉心性能の高度化」につきましては、運転サイクルの長期化、燃料サイクルコストの低減、等を考えています。

二番目について更に説明を加えますと、プラント高度情報化環境の開発、運転技術の高度化、保守支援技術の高度化、信頼性評価技術の高度化、知的プラント管理システムの開発、等であります。

「照射研究開発」につきましては、高性能照射ベッドの開発と照射研究用施設の整備、燃料・構造材料・計測器等の照射試験、等です。

海外研究者の招聘

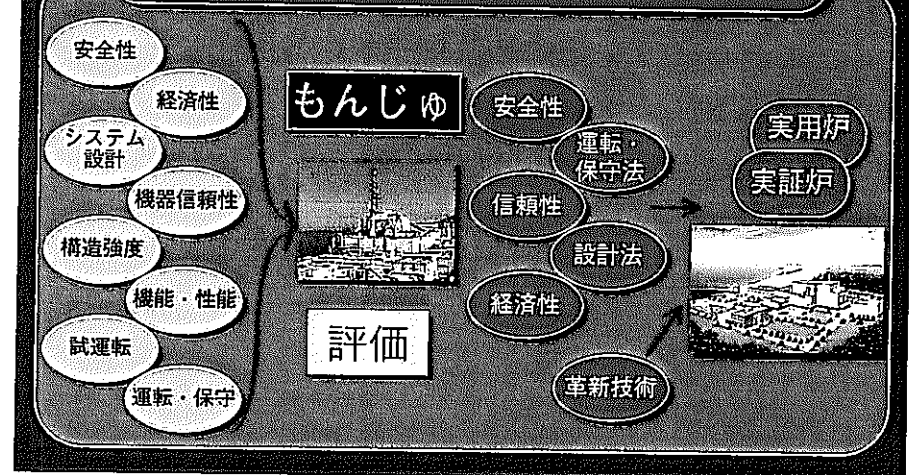


以上の研究開発を、現在敦賀地区で整備しつつある研究開発部門で推進しております。

「もんじゅ」を世界に開かれた施設として、今年度から欧米の優れた研究者を招へいして、共に研究開発に取り組んでおり、数年後には海外研究者は20名規模となる予定です。

まとめ

「もんじゅ」の総合的評価の計画



以上をまとめますと、「もんじゅ」の開発・建設・運転経験を総合しまして、「図-53」の左に示しますように、システム設計、機器設計、プラント設計、経済性、製作・据付、試運転、運転・保守と新しいプラント技術の確立に必要な広い範囲に亘っての評価を行い、更にこれまでの海外炉の経験も取入れた評価も加えて、図の中ほどの括り方で、実証炉以降の開発に適用できる形に集約を図る予定です。

また、御説明しましたように、最新技術や実用化を睨んだ革新技術を取り入れた、ハード・ソフト両面での「もんじゅ」高度化を図り、その成果も将来の炉に繋いでいく考えです。将来の問題を考える時、我が国は勿論世界にとってもFBRの実用化については早めに目処を付けておく必要があると思います。それにはここで述べさせていただきましたように、「もんじゅ」という実炉を活用した研究開発や総合評価が大きな貢献をできると考えております。

今後とも尚一層の御鞭撻・御支援のほどよろしくお願い致します。御静聴ありがとうございました。