

伊方発電所

高燃焼度燃料(ステップ 2) - より長く使用可能な燃料 -
の採用計画等について

平成 14 年 3 月

四国電力株式会社

目 次

1 . 採用理由 -----	1
2 . ステップ 2 燃料の概要 -----	3
3 . ステップ 2 燃料採用の安全性 -----	6
4 . 採用時期 -----	10
[参考資料 - 1] 高燃焼度燃料の開発実績 -----	11
[参考資料 - 2] 高燃焼度燃料の使用実績 -----	12
[参考資料 - 3] ステップ 2 燃料採用に係る許認可 -----	13
[報告資料]	
伊方発電所 1,2 号機原子炉容器内部構造物取替 -----	14
[添付資料]	
高燃焼度燃料(ステップ 2)の採用計画等に係る補足説明 -----	17

1 . 採用理由

高燃焼度燃料は、燃料中の燃えるウラン（U235）の割合である濃縮度を高めて、原子炉内でより長く使用（燃焼）できるようにした燃料である。

我が国の原子力発電所では、使用済燃料発生量の低減等を目的として、段階的にその開発を進め採用してきている。

（ 1 ）開発の経緯

沸騰水型原子炉（BWR）では 3 段階で進めてきており、既にその第 3 ステップとして、ウラン濃縮度を最高 4.9wt% に高め 55,000MWd/t の燃焼度^(*)まで使用できる燃料を平成 11 年度より実用化し、多くの発電所で使用している。

加圧水型原子炉（PWR）では 2 段階で進めてきており、第 1 ステップとして、ウラン濃縮度を 3.4wt% から 4.1wt% に高め 48,000MWd/t の燃焼度まで使用できるようにした燃料（以下、「ステップ 1 燃料」という）を伊方発電所を含めすべての発電所で採用しており、これまで良好な実績をあげている。

並行して、第 2 ステップとして、ウラン濃縮度を 4.8wt% とし 55,000MWd/t の燃焼度まで長く使用できる燃料（以下、「ステップ 2 燃料」という）の開発を昭和 60 年度から PWR 電力共同で進めてきた。

今回、その開発が完了し、安全性に問題ないことを確認して、実用化が可能な状況となった。

一方、国においては、上記開発計画と並行して、独自にその確認を行うための確証試験を実施してきている。また、今回のステップ 2 燃料については、「原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会」において昨年 4 月から専門家による審議が行われ、同年 12 月には、「本格採用は基本的に問題ない」ことが確認され報告がなされている。

（ 2 ）伊方発電所の採用効果

伊方発電所では、平成 4 年からステップ 1 燃料を採用している。現在の使用状況は、定期検査から次回定期検査までの約 1 年間の運転インターバルの中で、燃料 1 体当たり平均約 3 年間、原子炉の中で使用している。

(*1) 燃焼度：1 トン(t)のウランがどれくらいの熱量を出したかを示す指標で 1,000kW(1MW)の熱量を 1 日(d)出し続けた場合の熱の大きさを単位とし、MWd/t で表す。単位時間に出す熱量が同じであれば、使用期間の指標にもなる。

ステップ 2 燃料を採用すれば約 4 年間使用できることになり、燃料の使用数が減って、使用済燃料発生量を約 2 割低減できることになる。この結果、発電所の使用済燃料の平均的な年間発生量(1,2,3号機合計)は、現在の約 100 体から約 80 体に低減される見通しである。

一方、日本原燃(株)が青森県六ヶ所村に、国内で初めての大型再処理工場^(*)を平成 17 年の運転開始を目指して建設中である。これが運開しフル稼働した時には、当社からの使用済燃料の搬出量は年間約 80 体程度となる見込みであり、前述の年間使用済燃料発生量とほぼバランスしてくる。

(3) その他の効果

使用済燃料は再処理工場で再処理されるが、発電所での発生量が約 2 割低減されると再処理量そのものが減ることになる。この結果、再処理時に発生する燃料構成部材等の低レベル放射性廃棄物の発生量が約 2 割少なくなる。

また、ステップ 2 燃料は原子炉内で長く使用することから、燃えにくいウラン(U238)を有効に利用でき、その結果、燃料の原料となる天然ウラン量を約 3%節約(伊方発電所の燃料では年間で約 14 トン節約)できる見通しである。

以上のことから、ステップ 2 燃料を採用するものである。

(*1)再処理工場：日本原燃(株)が青森県六ヶ所村に建設中の再処理工場は、燃焼度 55,000MWd/t までの使用済燃料を再処理することが可能。

2 . ステップ 2 燃料の概要

ステップ 2 燃料は、以下に示すようなペレット、被覆管等の仕様を一部変更するが、燃料の基本的な構造に変更はない。

なお、ステップ 2 燃料の加工^(*)は、良好な実績をあげているステップ 1 燃料と同様な製作工程、品質管理体制、各工程毎の検査等により実施する。

(1) ペレット

ウラン濃縮度

ウラン濃縮度を 4.1wt% から 4.8wt% にして、燃料 1 体に含まれる燃えるウラン (U235) の量を多くし、長い期間使用できるようにする。

ガドリニア濃度

ステップ 1 燃料では、ウラン燃料の他に、中性子をよく吸収するガドリニア (Gd₂O₃) をウランに添加して、燃料の燃え方を調整できるようにしたガドリニア入り燃料を用いている。

ステップ 2 燃料では、このガドリニアの濃度を、ウラン濃縮度が高くなることに対応して 6wt% から 10wt% にし、燃え方を調整する能力を高める。

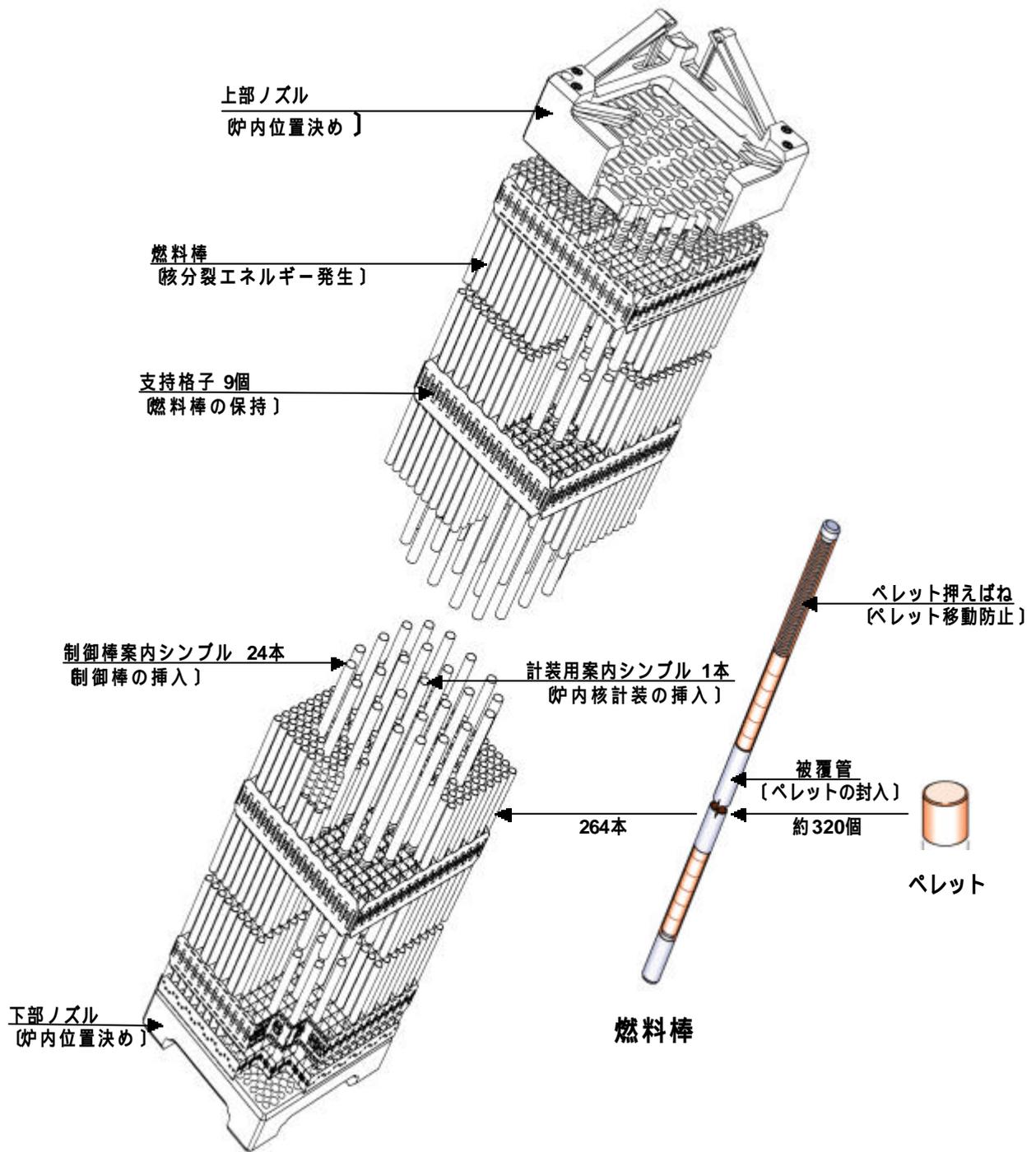
(2) 被覆管

ペレットを包んでいる被覆管は、ステップ 1 燃料に使用しているジルコニウム合金の耐食性を更に高めた「改良ジルコニウム合金」を採用し、長い期間使用できるようにする。

この改良ジルコニウム合金は、現行のジルコニウム合金の主成分であるジルコニウムに対して、微量添加する成分 (スズ、ニオブ等) の量を調整し、耐食性を高めたものである。

(*1)燃料の加工：国内の PWR 燃料加工工場ではウラン濃縮度 5wt%まで取り扱うことが可能。

燃料集合体概略図 (3号機の例)



燃料集合体

燃料仕様の比較

		ステップ 1 燃料(現行)	ステップ 2 燃料
ペ レ ッ ト	ウランペレット		
	ウラン濃縮度	4.1wt%	4.8wt%
	ウラン密度	95%	97%
	ガドリニア入りウランペレット		
	ウラン濃縮度	2.6wt%	3.2wt%
	ウラン密度	95%	96%
	ガドリニア濃度	6wt%	10wt%
	直径 (1,2号)	9.29 または 9.21mm	同左
	(3号)	8.19mm	同左
	長さ (1,2号)	12.6 または 10.0mm	同左
	(3号)	11.5 または 9.2mm	同左
被 覆 管	材料	ジルコニウム合金	改良ジルコニウム合金
	外径 (1,2号)	10.72mm	同左
	(3号)	9.50mm	同左
	肉厚 (1,2号)	0.62 または 0.66mm	同左
	(3号)	0.57mm	同左
燃 料 棒	全長	約 3.9m	同左
燃 料 集 合 体 (*1)	全長	約 4.1m	同左
	支持格子 (1,2号)	インコネル	同左
	(3号)	インコネル	インコネルおよびジルコニウム合金
	燃料棒数 (1,2号)	[通常] ウラン燃料棒 : 179 本集合体	同左
		[ガドリニア入り] ウラン燃料棒 : 167 本集合体 ガドリニア燃料棒 : 12 本集合体	163 または 167 本集合体 16 または 12 本集合体
	(3号)	[通常] ウラン燃料棒 : 264 本集合体 [ガドリニア入り] ウラン燃料棒 : 248 本集合体 ガドリニア燃料棒 : 16 本集合体	同左 240 または 248 本集合体 24 または 16 本集合体
	燃焼度制限値	48,000MWd/t	55,000MWd/t

(*1)燃料集合体には、ウラン燃料棒だけで構成されるものと、ウラン燃料棒とガドリニア入り燃料棒を組み合わせたものの2種類がある。

3 . ステップ 2 燃料採用の安全性

ステップ 2 燃料の安全性およびその採用に伴う発電所への影響について、以下に示す。

(1) 燃料の安全性

- ・ ステップ 2 燃料の開発は、PWR 電力が共同で、昭和 60 年度より約 15 年間をかけて行ってきた。欧米の試験炉および商業炉で、改良した被覆管等を用いた燃料の照射を行うとともに、国内外の試験施設を用いて材料特性等のデータを取得・拡充してきた。

また、関西電力(株)大飯発電所において、平成 8 年度より 8 体のステップ 2 燃料を先行使用しており、本年 3 月に使用を終える見通しである。

これらを通じて燃焼度制限値 55,000MWd/t を包絡する 56,000MWd/t までの高燃焼度域の照射データを取得し、それをもとに設計・評価を行い、安全性に問題ないことを確認している。

- ・ 国においては、大飯発電所での先行使用に先立ち、平成 4 年度より通商産業省 原子力発電技術顧問会において「高燃焼度化検討会」を開催し、先行使用燃料について審議が行われた結果、平成 5 年 4 月、「改良した被覆管等の使用は基本的に問題ない」との報告書が取りまとめられている。

また、昨年 4 月からは、経済産業省の「総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会」等において、上記「高燃焼度化検討会」以降に取得された照射データを踏まえて審議が行われた。この結果、昨年 12 月 7 日に、「ステップ 2 燃料の本格採用は基本的に問題ない」との報告書が取りまとめられている。

- ・ また、ステップ 2 燃料と同様の高燃焼度燃料は、国内外で既に使用されており、欧米やアジアの海外 PWR で多数の実績がある。国内 BWR においては、平成 11 年度よりウラン濃縮度最高 4.9wt%、燃焼度制限値 55,000MWd/t の高燃焼度燃料が 4,000 体以上使用されている。(平成 13 年末現在)

(2) 発電所の運転、設備への影響

ステップ 2 燃料を伊方発電所で採用するに際しての影響を以下の通り評価した。

燃料の燃え方の調整

ステップ 2 燃料を採用しても、原子炉の出力は同じである。

また、原子炉内の燃料の燃え方は、ウラン濃縮度の高いステップ 2 燃料を採用しても、従来通りガドリニア入り燃料を用いたり、原子炉内の燃料の配置を工夫することにより、均等に燃料が燃えるよう調整することができる。

通常運転時の制御能力

通常運転時に行う原子炉の制御は、主に U235 の燃焼による変化など緩やかな変化に対応するものであり、この制御は原子炉内の 1 次冷却水に添加している中性子をよく吸収するほう酸水の濃度を調整することによって行っている。また、制御棒はほとんど引き抜かれた状態である。これらは、ステップ 2 燃料を採用しても同じである。

一方、原子炉を停止する際には、ほう酸水、制御棒のいずれでも、100 %出力から停止状態まで出力を下げる能力を有している。必要なほう酸水量は、ステップ 2 燃料を採用しても、現状のほう酸タンクで貯蔵され対応可能である。

事故時の制御能力

万一の事故が発生した場合には、原子炉は制御棒が瞬時に挿入され緊急停止される。

ウラン濃縮度の高いステップ 2 燃料を採用することにより、制御棒が中性子を吸収する量がやや減少する。このため、1, 2 号機では既設の制御棒予備設備を活用^(*)して制御棒 4 体を取り付け、万一の事故を想定した安全解析上の原子炉停止余裕 (1.8 % k/k) を確保する。

	ステップ 1 燃料 (現行)	ステップ 2 燃料
1,2 号機	2.1	2.2 (予備設備活用)
3 号機	2.7	2.3

停止余裕 = 0 (臨界) , > 0 (未臨界)

(*) 制御棒予備設備の活用：原子炉容器上蓋に予備として設けている制御棒駆動装置を活用して制御棒 4 体を取り付ける。

また、安全解析では、全ての制御棒が挿入され原子炉が停止した状態で発生する事故も想定しており、こうした時には、燃料取替用水タンクに貯蔵しているほう酸水を原子炉に注入して事故を収めることになる。ステップ 2 燃料を採用すると、ほう酸水が中性子を吸収する量がやや減少するが、この貯蔵しているほう酸水の濃度を予め高めておくことで対応可能である。

燃料取替用水タンクのほう酸水の濃度

	ステップ 1 燃料 (現行)	ステップ 2 燃料
1,2 号機	2,200ppm	3,000ppm
3 号機	2,700ppm	3,400ppm

燃料貯蔵設備の未臨界性への影響

ステップ 2 燃料はウラン濃縮度が 4.8wt% になり、U235 の量が増える。しかし、新しい燃料を貯蔵しておく新燃料貯蔵庫、原子炉から取り出された燃料を貯蔵しておく使用済燃料ピットの両貯蔵施設とも、5wt% の新燃料を貯蔵しても臨界にならないように余裕を持って設計されており、現状の施設で対応可能である。

使用済燃料ピットの冷却性への影響

ステップ 2 燃料は、原子炉内で長く使用されることから、原子炉から取り出され使用済燃料ピットで貯蔵される際の発熱量が、ステップ 1 燃料に比べてわずかに増加し、このため使用済燃料ピット水温は若干上昇する。しかし、冷却設備 2 系列のうち 1 系列が停止した場合等の厳しい条件で評価を行っても、使用済燃料ピット設備の健全性を保つための水温の制限値 (65) に対して余裕があり、現状の冷却設備で対応可能である。

使用済燃料ピット水温評価結果

	ステップ 1 燃料 (現行)	ステップ 2 燃料
1 号機	54.6	55.4
2 号機	58.7	59.7
3 号機	56.1	57.5

定期検査時のほう酸水量

1次冷却水中のほう酸水の濃度は、運転を通じて徐々に低下する。定期検査を行うに際しては、まず、1次冷却水中のほう酸水の濃度を上げて原子炉の運転を停止させる。さらに、安全を期すため、燃料取替用水タンクのほう酸水と同じ濃度まで高めたうえで燃料取替作業を行っている。

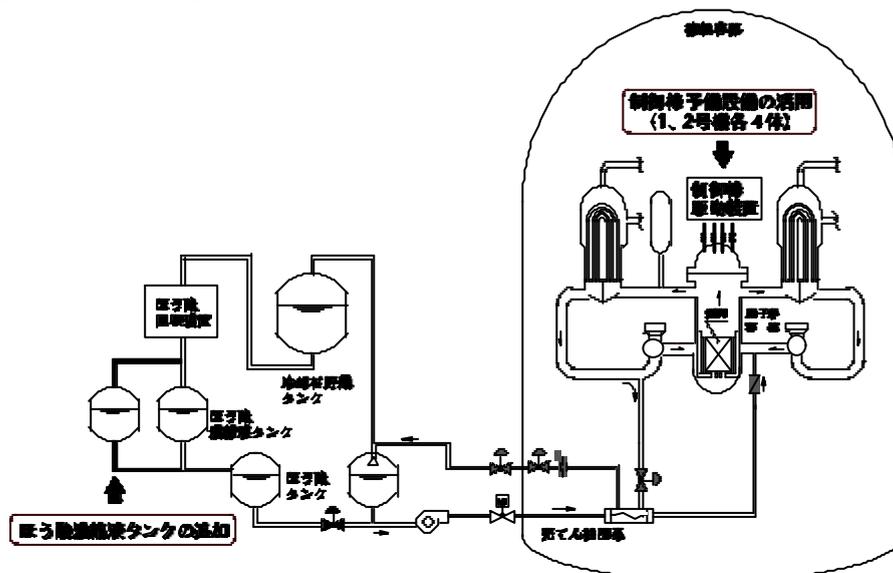
1次冷却水中のほう酸水の濃度を上げるには、ほう酸タンクおよびほう酸濃縮液タンクの濃いほう酸水を使用するが、これらタンクの貯蔵容量は必要量よりも少ないため、定期検査の都度、ほう酸水を追加製造し、燃料取替後には余剰となっている。

ステップ2燃料の採用に伴い、前述 項のとおり燃料取替用水タンクのほう酸水の濃度を高めることから、追加製造するほう酸水の量が増え、また、余剰となるほう酸水が増える。このほう酸水を貯蔵し効率的に運用するため、ほう酸濃縮液タンクを1,2号機共用で1基、3号機で1基追加する。

以上の通り、ステップ2燃料を採用しても原子炉の出力、運転方法等に変更はなく、安全性に問題はない。

なお、これらの安全性については、今後、国の安全審査において、関係法令、指針等に基づき確認される。

発電所設備の対応



4 . 採用時期

ステップ 2 燃料は、使用済燃料の発生量を低減できることから、早期に採用することとし、原子炉設置変更許可等の許認可取得後、平成 16 年度の 1 号機定期検査より順次、各号機に採用する。

採用スケジュール

年度	13	14	15	16	17
項目					
原子炉設置変更許可 工事計画認可		[Bar spanning years 14, 15, and 16]			
燃 料 製 作 等				1,3 号機	2 号機
使 用 開 始				↓ ↓	↓
				1 号機 3 号機	2 号機

以 上

参 考 资 料

高燃焼度燃料の使用実績

現在の国内 PWR 燃焼度制限値である 48,000MWd/t を超える高燃焼度燃料については、既に欧米やアジアの海外 PWR で多数の使用実績を有する。

また、国内 BWR においても、ウラン濃縮度最高 4.9wt%、燃焼度制限値 55,000MWd/t の高燃焼度燃料(ステップ 3)が、平成 11 年度より本格的に実用化に供されている。

海外 PWR における高燃焼度燃料の使用実績

国名	48,000MWd/t 超の燃焼実績		最高燃焼度	備考
	プラント数	取出体数		
アメリカ	61 基	約 2,300 体 (約 110 体)	約 63,000MWd/t	
ドイツ	5 基	約 260 体 (1 体)	約 60,000MWd/t	
ベルギー	7 基	約 340 体 (0 体)	約 54,000MWd/t	
フランス	7 基	約 200 体 (2 体)	約 58,000MWd/t	
スウェーデン	3 基	約 100 体 (2 体)	約 56,000MWd/t	
スイス	2 基	約 200 体 (約 10 体)	約 58,000MWd/t	取出体数は 45,000MWd/t を超えるもの
スペイン	1 基	約 20 体 (0 体)	約 55,000MWd/t	
韓国他	6 基	約 90 体 (0 体)	約 53,000MWd/t	台湾は昨年より採用開始
計	92 基	約 3,500 体 (約 130 体)	約 63,000MWd/t	

注 1：使用実績は、平成 11 年末時点のデータを中心に掲載。

注 2：取出体数欄の () 内は、燃焼度 55,000MWd/t を超える燃料体数を再掲。

国内 BWR における高燃焼度燃料(ステップ 3)の使用実績

(平成 13 年末現在)

電力会社	発電所	装荷体数	備考
東京電力	福島第一 1 ~ 6 号機	952 体	平成 12 年より採用
	福島第二 1 ~ 4 号機	1,084 体	平成 11 年より採用
	柏崎刈羽 1 ~ 7 号機	1,794 体	平成 12 年より採用
東北電力	女川 1,2 号機	184 体	同上
中国電力	島根 1,2 号機	204 体	同上
合計		4,218 体	

ステップ 2 燃料採用に係る許認可

法令に基づき、国の原子炉設置変更許可、工事計画認可および検査を受ける。なお、燃料の製作に係る設計変更に関しては、燃料メーカーが国の燃料体設計認可および燃料体検査を受ける。

項 目	主 要 内 容
原子炉設置変更許可 (安全審査)	<p>核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づき、原子炉施設の変更の内容について以下の審査を受ける。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・変更後の設計が、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」および関連指針に適合すること ・変更後の平常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の受ける線量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」および関連指針に適合すること ・変更後の原子炉施設が、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」および関連指針に適合すること
工 事 計 画 認 可	<p>電気事業法に基づき、工事の計画について以下の審査を受ける。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・電気工作物が、経済産業省令で定める技術基準に適合しないものでないこと
検 査	<p>電気事業法に基づき、以下の検査を受ける。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・工事が認可を受けた工事の計画に従って行われたものであること ・電気工作物が、経済産業省令で定める技術基準に適合しないものでないこと

報 告 資 料

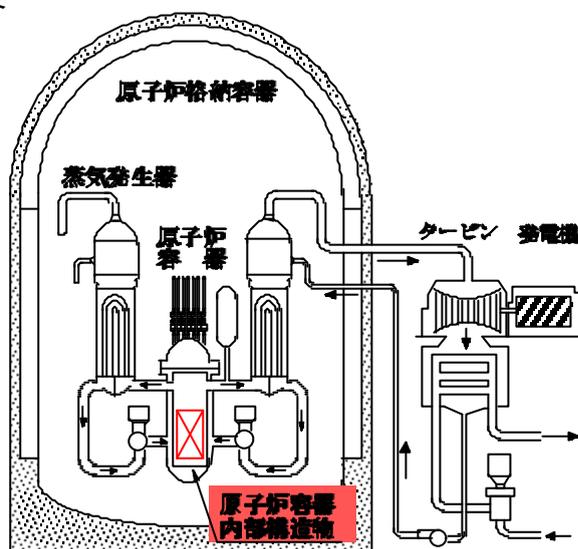
伊方発電所 1,2 号機 原子炉容器内部構造物取替

1. 変更する施設の概要

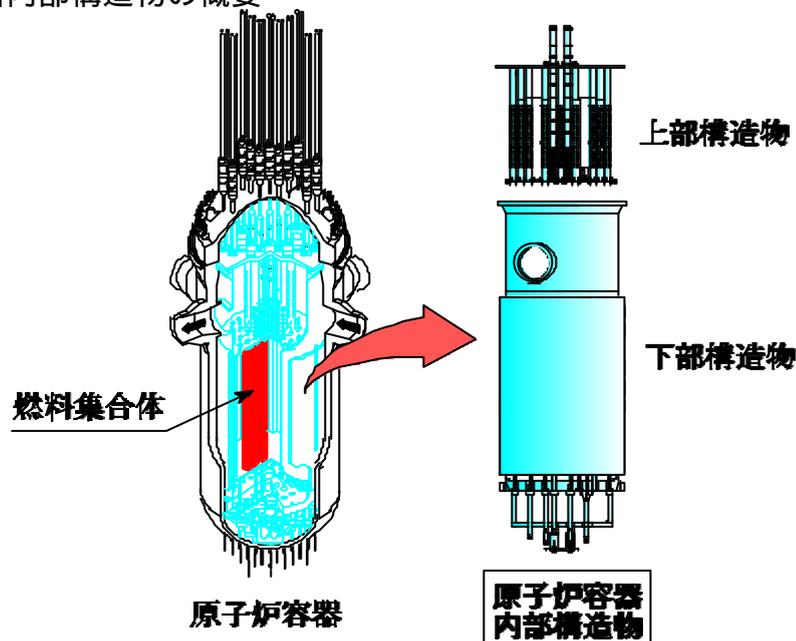
原子炉容器内部構造物は、燃料集合体を収納する下部構造物およびそれらを上部から固定する上部構造物から構成されている。定期検査時には上部構造物は毎回、下部構造物についても点検時等にそれぞれ原子炉容器外に一体で取り外し、取付けを行っている。

今回の工事は、1,2 号機の原子炉容器内部構造物を一体で取り外し、新しい原子炉容器内部構造物に取り替えるものである。

発電所設備の概要



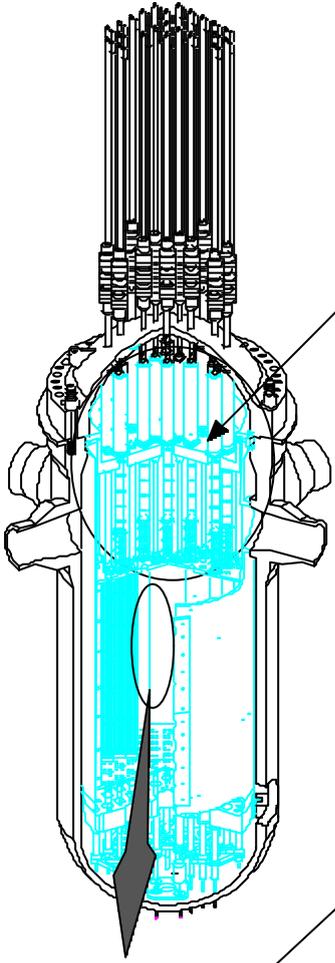
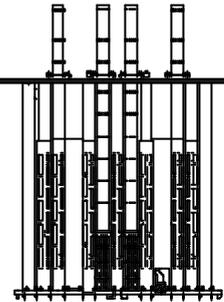
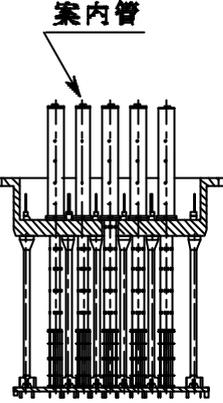
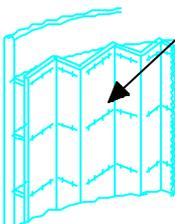
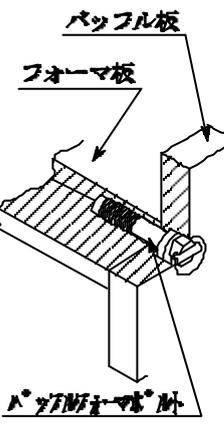
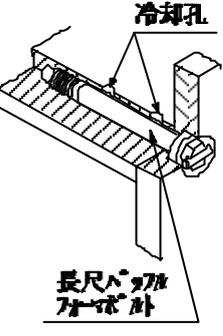
原子炉容器内部構造物の概要



2. 取替理由

近年の海外プラントにおける原子炉容器内部構造物のバッフルフォーマボルト応力腐食割れ損傷事例を踏まえ、予防保全の観点から最新技術を導入している 3号機と同型式の原子炉容器内部構造物に取替える。なお、取替に際しては、ステップ 2 燃料採用に伴う制御棒予備設備の活用対応として、案内管の数を 4 本増やしたものとする。

新原子炉容器内部構造物の主要な改良点

新原子炉容器内部構造物	主要な改良点	変更前	変更後
	<p>上部構造物を、強度の優れた最新型の 3号機と同型式の構造に変更。</p>	 <p>上部構造物</p>	 <p>案内管</p> <p>上部構造物</p>
	<p>バッフルフォーマボルトの長さを長くするとともに、ボルト廻りに冷却孔を設置し、耐応力腐食割れに優れた構造に変更。</p>	 <p>バッフル板</p> <p>フォーマ板</p> <p>バッフルフォーマボルト</p>	 <p>冷却孔</p> <p>長尺バッフルフォーマボルト</p>

3．取替方法

取替工事の実施に当たっては、周辺環境への影響、廃棄物の低減および作業員の被ばく低減に十分配慮し、以下の通り行う。

(1) 原子炉容器内部構造物取り外し

原子炉容器内部構造物は、切断や分解を伴うことなく取り外しが可能な構造となっており、定期検査時における燃料交換時等では一体で取り外し、取付けを行っている。

今回の工事においても、定期検査時と同様、一体で取り外しを行う。

(2) 原子炉容器内部構造物搬出・保管

取替工事においては、原子炉格納容器に仮開口を設けることなく、既設の機器搬入口を通じて搬出入を行う。

原子炉格納容器内に、仮設昇降装置を設置するとともに、十分な遮へい機能を有する保管容器を搬入する。

仮設昇降装置を使用して、原子炉容器内部構造物を保管容器内に収納する。

機器搬入口を通じて、原子炉格納容器から保管容器を搬出する。

(3) 新原子炉容器内部構造物据え付け

原子炉格納容器内へ新原子炉容器内部構造物を搬入し、既設の天井クレーンを用いて原子炉容器内へ据え付ける。

(4) 品質管理

取替工事に当たっては、新原子炉容器内部構造物の製作、据付が適切に行われ、設備の品質が十分確保されていることを確認する。

4．取り外した原子炉容器内部構造物の保管方法

取り外した原子炉容器内部構造物およびその付属品は、保管容器に収納し、既設の蒸気発生器保管庫内に貯蔵保管する。

5．実施時期

ステップ2 燃料の採用と同時期である、1号機は平成16年度、2号機は平成17年度に取替える。

添付資料

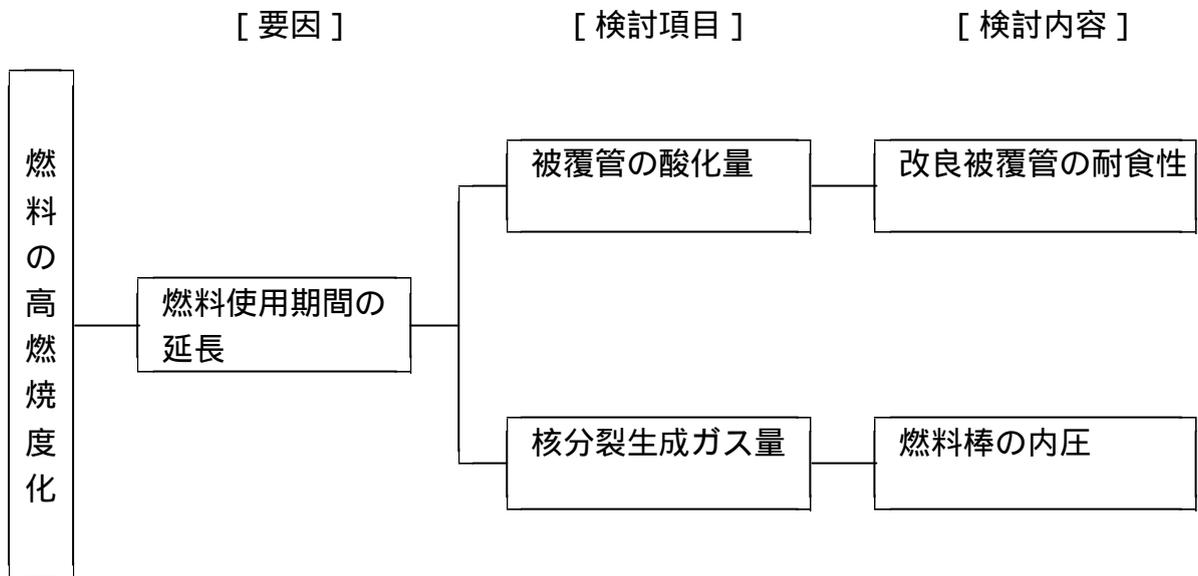
高燃焼度燃料(ステップ 2)の採用計画等に係る補足説明

目 次

添付資料 - 1 . ステップ 2 燃料の安全性 -----	17
・ 燃料を高燃焼度化するにあたっての主要課題について -----	18
・ 改良被覆管の耐食性について -----	19
・ 燃料棒の内圧について -----	21
添付資料 - 2 . ステップ 2 燃料採用に伴う発電所設備に係る対応 ----	22
・ 発電所設備への影響について -----	23
・ 原子炉内における燃料の燃え方の調整について -----	24
・ 通常運転時の制御能力および事故時の 原子炉停止余裕について -----	26
・ 通常運転時、事故時および定期検査時の ほう酸水について -----	28
・ 燃料貯蔵設備の未臨界性について -----	30
・ 使用済燃料ピットの冷却能力について -----	31
(参考) ステップ 2 燃料の放射エネルギーについて -----	32
添付資料 - 3 . 1,2 号機原子炉容器内部構造物取替 -----	35
・ 海外プラントにおける原子炉容器内部構造物の バッフルフォーマボルト損傷事例について -----	36
・ 取り外した原子炉容器内部構造物の搬出・保管について -----	37
・ 国内の原子炉容器内部構造物取替実績 -----	40

ステップ 2 燃料の安全性

燃料を高燃焼度化するにあたっての主要課題について



改良被覆管の耐食性について

1 . 概要

被覆管材料の主成分であるジルコニウムは、高温、高圧の1次冷却水により酸化され、被覆管表面に酸化膜が形成される。この酸化膜の厚さは、高燃焼度化とともに増える傾向にあり、過剰に酸化されると被覆管の強度が低下する。

ステップ 2 燃料で採用する改良被覆管（改良ジルコニウム合金：MDA,NDA,ZIRLO^(*1)）は、高燃焼度域においても酸化膜の形成速度が遅く、十分な耐食性を有している。

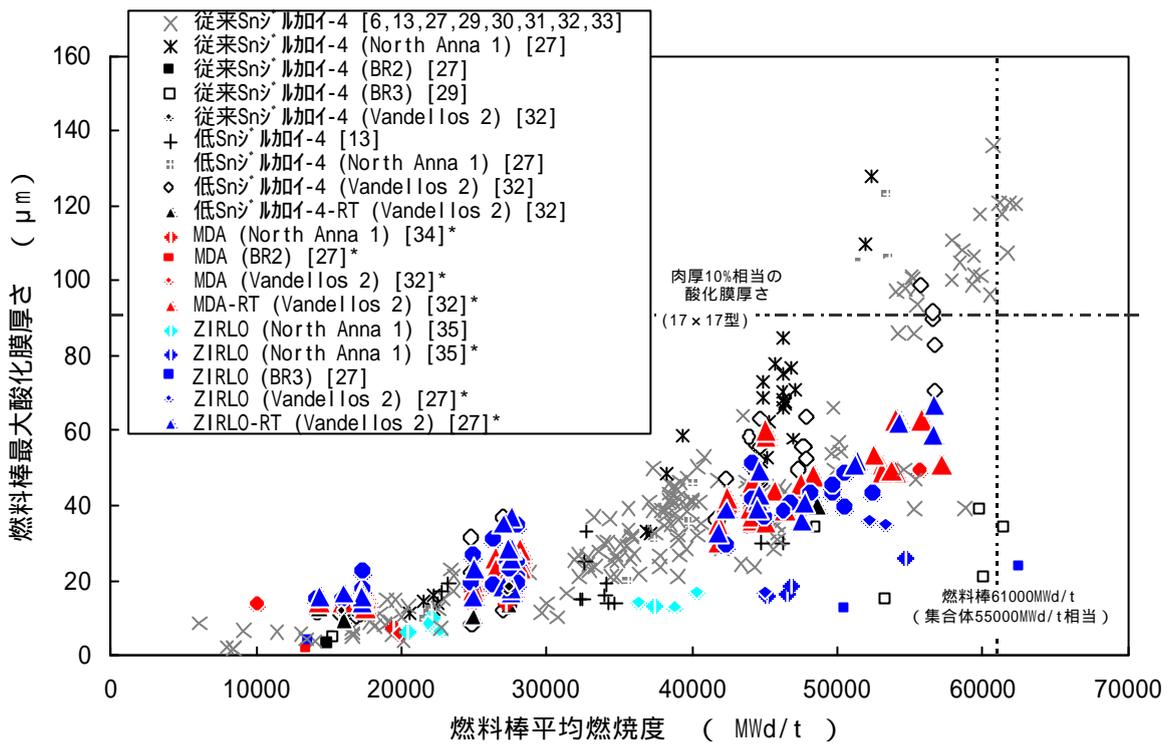
		合金成分 (wt%)					
		Sn	Fe	Cr	Nb	Ni	Zr
改良 被覆管	MDA	0.8	0.2	0.1	0.5	-	残り
	NDA	1.0	0.27	0.16	0.10	0.01	
	ZIRLO	1.0	0.1	-	1.0	-	
(参考) 現行 被覆管	ジルコイ-4	約 1.3	約 0.2	約 0.1	-	-	

2 . 改良被覆管の耐食性評価結果

改良被覆管について、試験炉および商業炉で高燃焼度域（燃料集合体燃焼度 56,000MWd/t 相当）まで照射試験を行った結果、いずれも現行被覆管に比べて燃焼に伴う酸化膜厚さが低減されており、耐食性が向上している。（図 1）

(*1)MDA,NDA,ZIRLO : MDA は三菱重工業株、NDA は原子燃料工業株、ZIRLO は米国ウヰスチング ハウス社により開発された被覆管材料。

[MDA,ZIRLO]



[NDA]

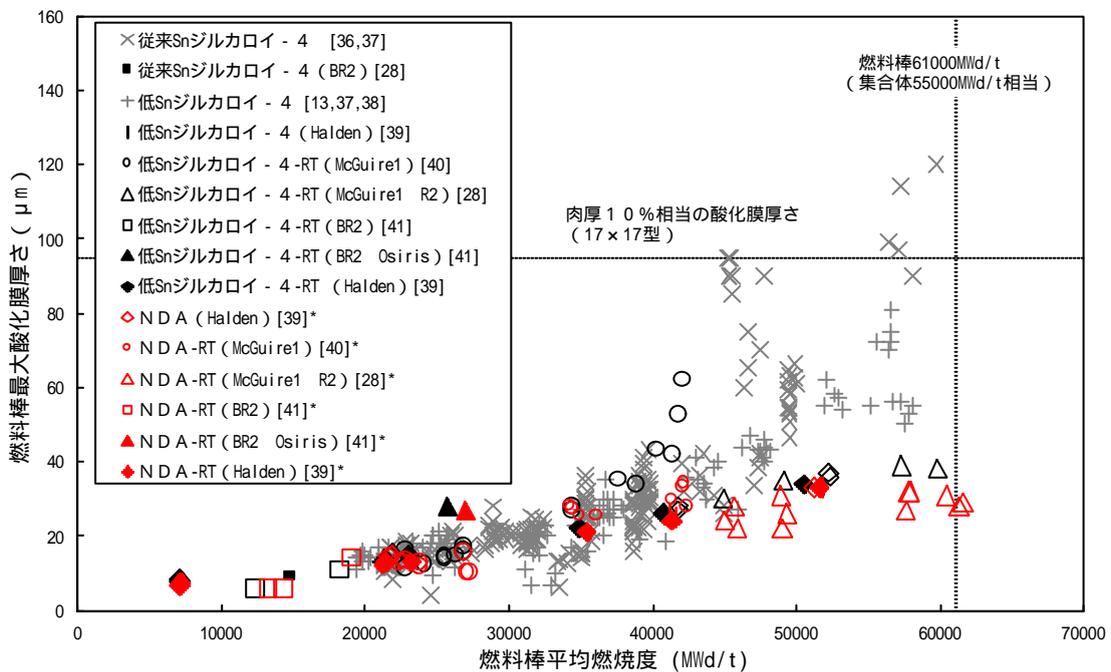


図1 改良被覆管の酸化膜厚さ

(原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会報告書「PWR 燃料の高燃焼度化(ステップ2) 及び燃料の高燃焼度化に係る安全研究の現状と課題について(平成13年12月7日)」より)

燃料棒の内圧について

1. 概要

燃料の高燃焼度化が進むと、燃焼に伴いペレットから放出されるキセノン、クリプトン等の核分裂生成ガスが増加する。ステップ 2 燃料では、燃料製作時に燃料棒内部に加圧封入しているヘリウムガスの加圧量を調整することなどにより、燃料棒内圧は燃焼末期においても十分低く保たれる。

2. 燃料棒内圧評価結果

ステップ 2 燃料の燃料棒内圧を評価した結果、燃焼末期の内圧は過大になることはなく、1,2,3 号機いずれにおいても設計基準値を下回っている。また、製作時のヘリウム加圧量を低下させても、1 次冷却水の圧力により被覆管が偏平化することはない。

	設計比 ^(*1)	
	ステップ 1 燃料 (現行)	ステップ 2 燃料
1, 2 号機	0.78	0.83
3 号機	0.72	0.70

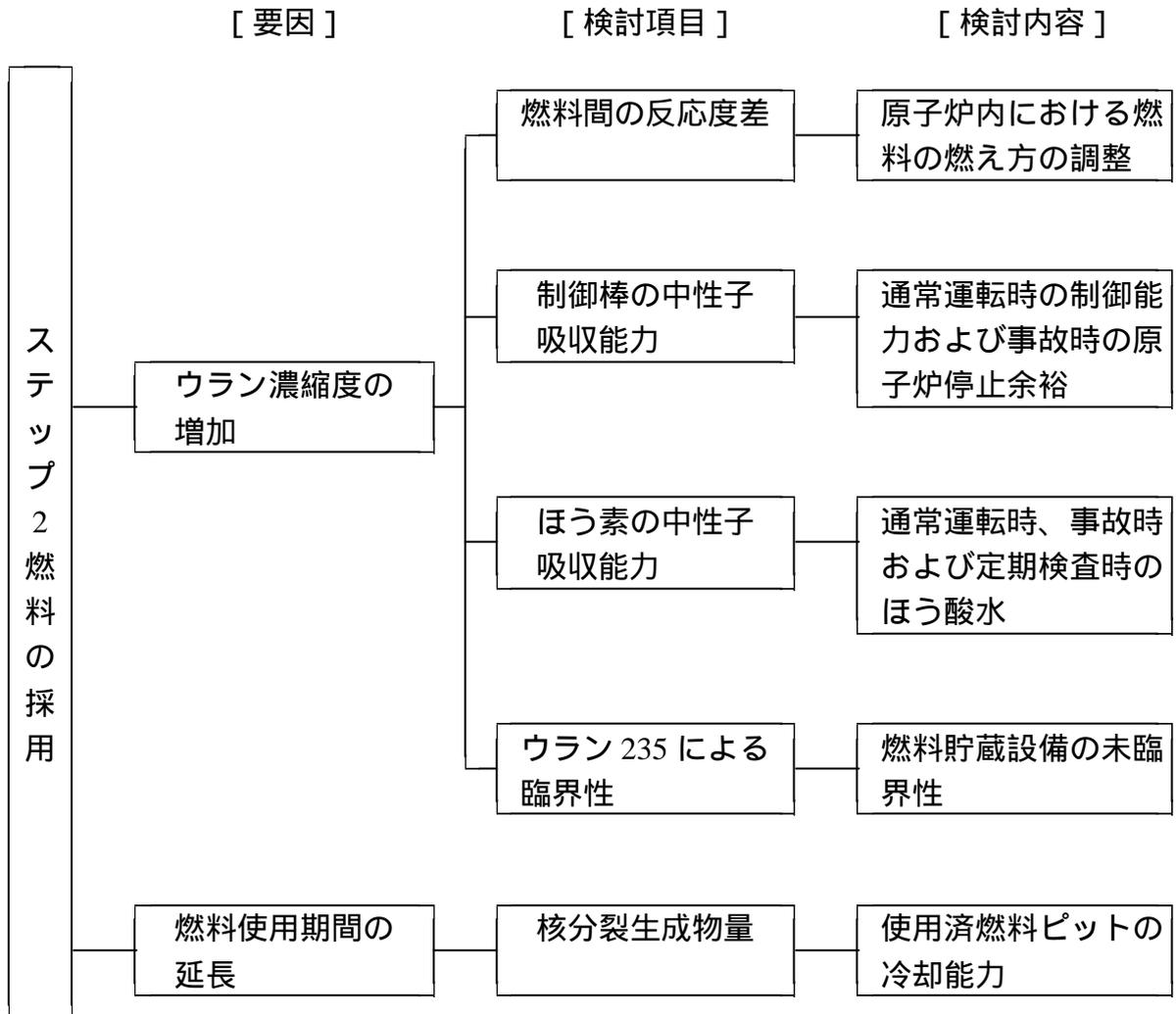
(*1)設計比とは、燃料棒内圧の評価値と設計基準値の比

(補足)

設計基準値は、原子炉安全基準専門部会報告書「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」(昭和 63 年 5 月 12 日、原子力安全委員会了承)に記載された燃料棒内圧基準、「燃料棒の内圧は、通常運転時において被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないこと」を具体化したもの。

ステップ 2 燃料採用に伴う発電所設備に係る対応

発電所設備への影響について



原子炉内における燃料の燃え方の調整について

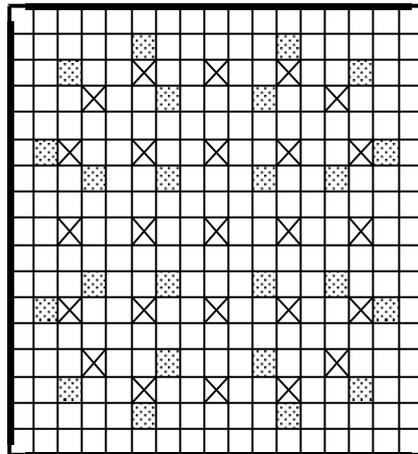
1. 概要

原子炉内で、ウラン 235 の多い新燃料と燃焼が進んだ燃料との間で反応度差が生じ、新燃料の出力が部分的に高くなることを防止するため、従来から原子炉内の燃料配置を工夫したり、ガドリニア^(*)入り燃料を使用している。

ステップ 2 燃料では、ウラン濃縮度が増加するため、ガドリニア濃度を現行の 6wt% から 10wt% にして中性子吸収能力を高めることなどにより、均等に燃料が燃えるように調整することができる。

2. ガドリニア入り燃料

ガドリニア入り燃料は、ガドリニアの粉末を二酸化ウラン粉末に均一に混合し、ペレットに成型した後、被覆管に挿入してガドリニア入り燃料棒とし、ウラン燃料棒とともに燃料集合体を構成する。(図 1)



⊗ : 炉内計装用案内シムル ⊗ : 制御棒案内シムル ⊞ : ガドリニア入り燃料棒 □ : ウラン燃料棒

図 1 燃料集合体内ガドリニア入り燃料棒配置図 (3号機の例)

(*1)ガドリニア : ガドリニウム (Gd : 原子番号 64、原子量 157.25) は中性子吸収能力が高く、一度中性子を吸収するとそれ以上は吸収しなくなる性質を持つ。ガドリニアはその酸化物 (GdO_3) である。

ガドリニア入り燃料は、BWR では 1970 年代初めから実用化されており、伊方発電所においても 1991 年に採用以降、現在までに約 300 体の使用実績がある。

ガドリニア入り燃料は、中性子吸収能力が高いことから、ウラン 235 の多い新燃料の燃焼初期における余分な反応度を抑えることができる。

ステップ 2 燃料の採用にあたって、ガドリニア濃度を 6wt% から 10wt% に高めることにより原子炉内の燃料間の反応度差を小さくし、燃料を均等に燃えるように調整することができる。(図 2)

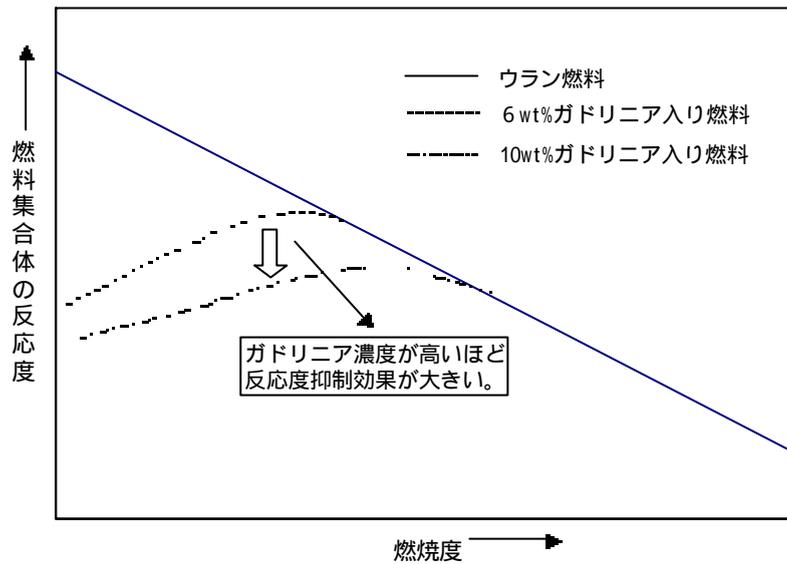


図 2 ガドリニアによる反応度抑制効果

通常運転時の制御能力および事故時の原子炉停止余裕について

1. 概要

1, 2 号機は、ステップ 2 燃料を採用しても通常の原子炉の運転・停止は現状の制御棒 29 体（制御用：21 体、停止用：8 体）により対応可能である。

ステップ 2 燃料を採用すると、制御棒が中性子を吸収する量がやや減少するため、既設の制御棒予備設備^(*1)を活用して制御棒 4 体を取り付け、万一の事故を想定した安全解析上の原子炉停止余裕を確保する。

2. 制御棒の構成

制御棒は、通常時の運転制御とともに、原子炉を停止させるという二つの機能をもっており、「制御」と「停止」の 2 つのグループに分かれている。

今回、1, 2 号機に取り付ける制御棒 4 体は、いずれも停止グループに含める。なお、この停止グループは通常運転中はすべて引き抜いた状態であり、運転方法はこれまでと何ら変わらない。（図 1）

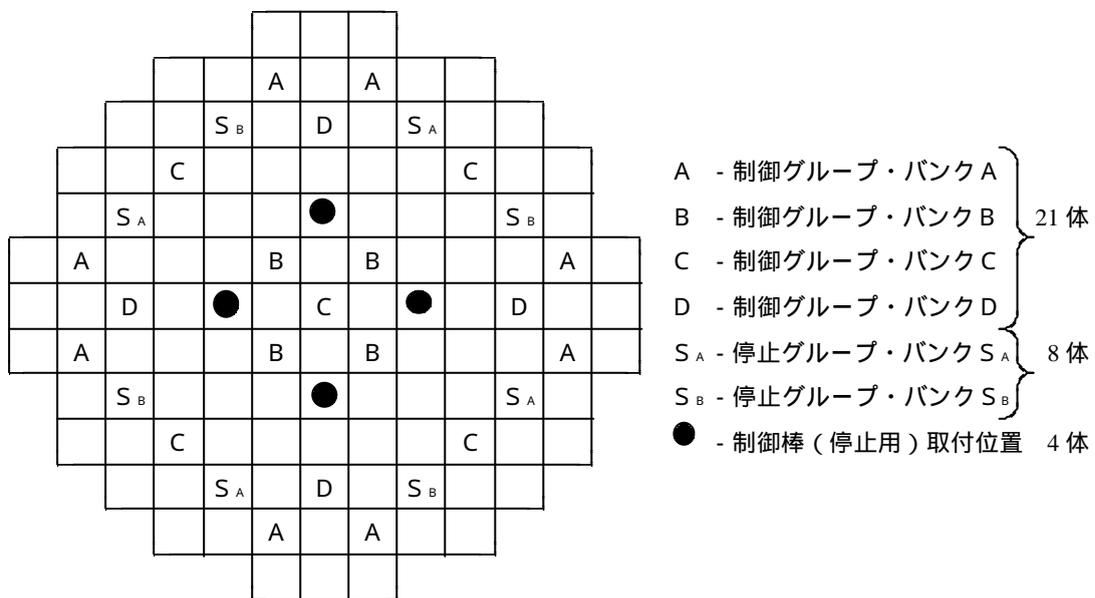


図 1 制御棒配置図（1, 2 号機）

(*1) 制御棒予備設備：原子炉容器上蓋に予備として設けている制御棒駆動装置 4 体。

3 . 原子炉停止余裕

ステップ 2 燃料を採用すると、ステップ 1 燃料よりもウラン濃縮度が増加し熱中性子と反応するウラン 235 が増えるため、原子炉内の熱中性子の割合が少なくなる（中性子のスペクトル硬化）。この結果、制御棒が吸収する熱中性子量が減少し、制御棒能力がやや低下する。

この変化があっても、通常運転中、制御グループに必要とされる制御能力は確保されていることから、現状の設備で問題ない。

一方、現状では、1,2 号機の停止グループは 8 体であり、3 ループプラントである 3 号機および 4 ループプラントに比べると、制御棒体数の原子炉内の燃料体数に対する割合が相対的に少ない。

このため、1,2 号機については、既設の制御棒予備設備を活用し、制御棒(停止用)4 体を取り付け、万一の事故を想定した安全解析^(*2)上の原子炉停止余裕 (1.8% k/k) を確保する。

原子炉内の制御棒割合

	制御棒体数 (a)			燃料体数 (b)	制御棒割合 (a)/ (b)
	制御グループ	停止グループ	合計		
1, 2 号機	21	8 12 ^(*)	29 33 ^(*)	121	0.24 0.27 ^(*)
3 号機	32	16	48	157	0.31
4 ループプラント	29	24	53	193	0.27

(*) 予備設備活用

原子炉停止余裕の比較

	ステップ 1 燃料 (現行)		ステップ 2 燃料	
	1,2 号機	3 号機	1,2 号機	3 号機
制御棒 (体)	29	48	33	48
停止余裕 (% k/k)	2.1	2.7	2.2 (予備設備活用)	2.3

停止余裕 = 0(臨界) , > 0(未臨界)

(*2)安全解析：安全解析においては、最大の制御棒能力をもつ制御棒 1 体が挿入不可能で、残りのすべての制御棒の能力も 9 割しかないという保守的な仮定のもとに、原子炉を未臨界にする余裕をどれだけ持っているかを評価している。

なお、実際の運転においては、制御棒が 1 体でも挿入できなくなった場合には、原子炉を停止することとしている。

通常運転時、事故時および定期検査時のほう酸水について

1．概要

ステップ 2 燃料を採用すると、ステップ 1 燃料よりもウラン濃縮度が増加し熱中性子と反応するウラン 235 が増えるため、原子炉内の熱中性子の割合が少なくなる（中性子のスペクトル硬化）。この結果、ほう酸水が吸収する熱中性子量が減少し、ほう酸の制御能力がやや低下する。

このため、

- ・通常運転時に安全上必要とする濃いほう酸水量が増えるが、現状のほう酸タンクで対応可能である。
- ・万一の事故時に原子炉に注入される、燃料取替用水タンク等に貯蔵されているほう酸水の濃度を予め高めておく。
- ・定期検査時に使用するほう酸水の効率的な運用を図るため、ほう酸濃縮液タンクを追加する。

2．通常運転時

通常運転中に、安全上必要とするほう酸水量（100%出力から低温停止に必要なほう酸水量）は、ステップ 2 燃料を採用すると増えるが、現状のほう酸タンク（濃度：約 21,000ppm）で貯蔵され対応可能である。

	ほう酸タンクの ほう酸水量(m ³)(現状設備)	100%出力から低温停止に 必要なほう酸水量 ^(*) (m ³)	
		ステップ 1 燃料(現行)	ステップ 2 燃料
1 号機	20.8	16.1	17.4
2 号機	20.5	16.1	17.4
3 号機	57.7	21.4	25.1

(*1)すべての制御棒が挿入できないとの現実にはあり得ない条件を想定

3．事故時

すべての制御棒が挿入され原子炉が停止した状態で事故が発生した場合、燃料取替用水タンク等に貯蔵しているほう酸水を原子炉に注入し事故を収めることになる。

ステップ 2 燃料を採用すると、ほう酸水の中性子吸収能力がやや減少するが、このほう酸水の濃度を予め高めておくことで対応可能である。

	燃料取替用水タンク等のほう酸水の濃度(ppm)	
	ステップ 1 燃料(現行)	ステップ 2 燃料
1,2 号機	2,200	3,000
3 号機	2,700	3,400

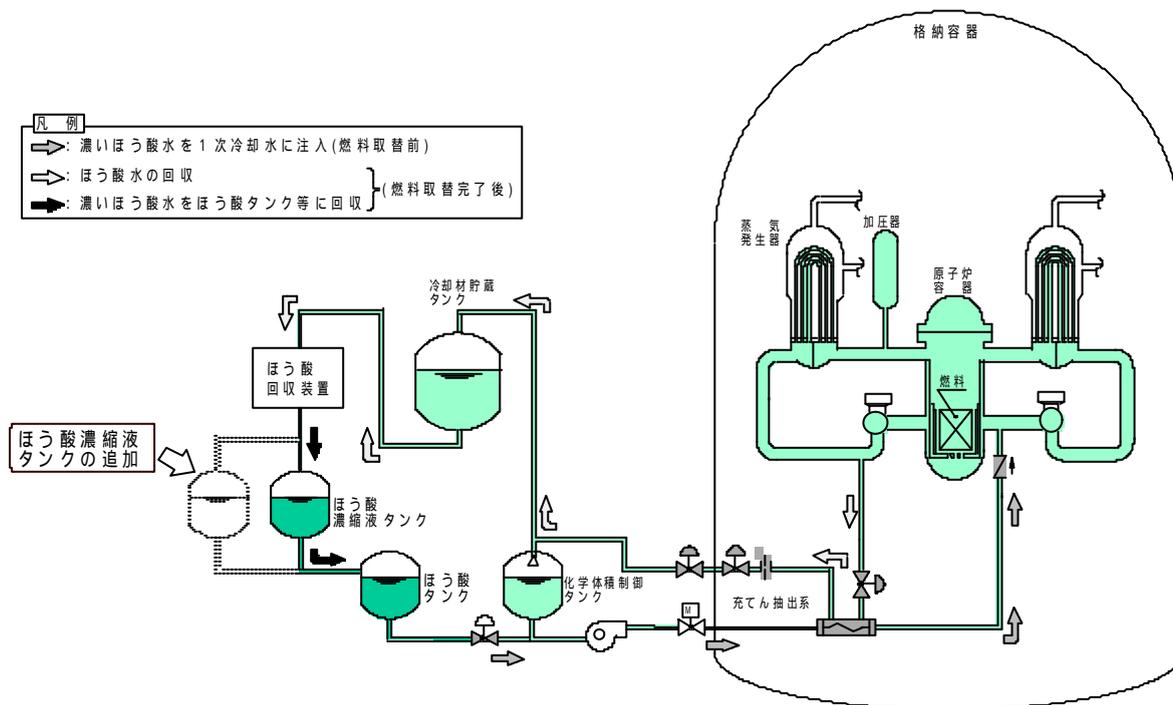
4 . 定期検査時

1次冷却水中のほう酸水の濃度は、運転を通じて徐々に低下する。定期検査を行うに際しては、まず、1次冷却水中のほう酸水の濃度を上げて原子炉の運転を停止させる。さらに、安全を期すため、燃料取替用水タンクのほう酸水と同じ濃度まで高めたうえで燃料取替作業を行っている。

1次冷却水中のほう酸水の濃度を上げるには、ほう酸タンクおよびほう酸濃縮液タンクの濃いほう酸水（約 21,000ppm）を使用する。また、取替完了後には、廃棄物処理系のほう酸回収装置によりそれぞれのタンクに回収し貯蔵している。

しかし、現状ではこれらタンクの貯蔵容量は必要量よりも少ないため、定期検査の都度、ほう酸水を追加製造し、燃料取替後には余剰となっている。

ステップ 2 燃料の採用に伴い、前述 3 項のとおり燃料取替用水タンクのほう酸水の濃度を高めることから、追加製造するほう酸水の量が増え、また、余剰となるほう酸水が増える。このほう酸水を貯蔵し効率的に運用するため、ほう酸濃縮液タンクを 1, 2 号機共用で 1 基(35m³)、3 号機で 1 基(30m³)追加する。



定期検査時のほう酸水の運用（概要図）

燃料貯蔵設備の未臨界性について

1. 概要

ステップ 2 燃料は、ウラン濃縮度が増加しウラン 235 が増えるが、現状の燃料貯蔵設備（新燃料貯蔵庫、使用済燃料ピット）は、ウラン濃縮度が 5.05wt% でも臨界にならないように設計されており対応可能である。

2. 燃料貯蔵設備の未臨界性評価結果

(1) 新燃料貯蔵庫

新燃料は、新燃料貯蔵庫に空気中で貯蔵・保管されるが、未臨界性評価は、安全側に以下の条件で行っている。

設備容量一杯のウラン濃縮度 5.05wt% の新燃料が、貯蔵されているとする。
新燃料貯蔵庫内が、純水および水分雰囲気で満たされたとする。

(2) 使用済燃料ピット

使用済燃料は、中性子吸収能力の高いほう酸水で満たされた使用済燃料ピットに貯蔵・保管されるが、未臨界性評価は、安全側に以下の条件で行っている。

設備容量一杯のウラン濃縮度 5.05wt% の新燃料が、貯蔵されているとする。
使用済燃料ピットは、ほう酸水でなく純水で満たされているとする。

これらの条件のもとに、現状の燃料貯蔵設備の未臨界性を評価した結果、いずれも基準値を下回っている。

	実効増倍率 ^(*)			
	1, 2号機		3号機	
	新燃料貯蔵庫	使用済燃料ピット	新燃料貯蔵庫	使用済燃料ピット
純水冠水条件 (基準値)	0.889 (0.95 以下)	0.923 (0.98 以下)	0.934 (0.95 以下)	0.974 (0.98 以下)
水分雰囲気条件 ^(**) (基準値)	0.949 (1.0 未満)	- -	0.973 (1.0 未満)	- -

(*1) 核分裂連鎖反応前後での中性子個数比を表したものであり、実効増倍率 $k_{eff}=1$ で臨界、 $k_{eff} < 1$ で未臨界となる。

(*2) ウラン周囲の水密度が大きいほど、核分裂で発生した高速中性子が効率良く熱中性子まで減速され核分裂を起こし易くなるが、一方で、水は中性子を吸収するため、密度が大きいほど核分裂に寄与する熱中性子数が減少する。
これらを考慮して、未臨界性評価上最も厳しくなる水の密度を仮定し、その水分雰囲気で満たされた場合について評価する。

使用済燃料ピットの冷却能力について

1. 概要

ステップ 2 燃料は、燃焼度が上がることから、定期検査時に原子炉の燃料をすべて取り出した時の崩壊熱はわずかに増加するが、現状の使用済燃料ピット冷却設備で対応可能である。

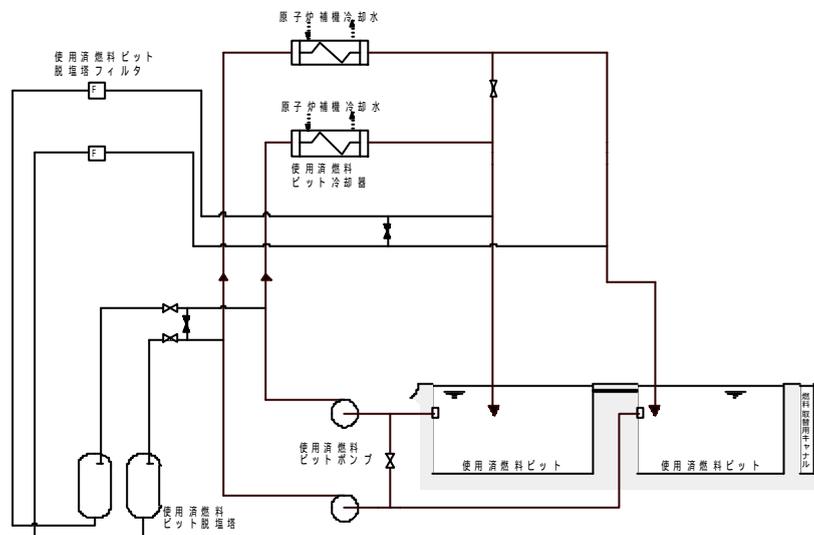
2. 使用済燃料ピットの冷却能力評価結果

ステップ 2 燃料を貯蔵した時の使用済燃料ピットの水温を、安全側に以下の条件で評価した結果、いずれも基準値を下回っている。

貯蔵中の使用済燃料は、すべて 55,000Mwd/t のステップ 2 燃料とし、設備容量一杯の使用済燃料が貯蔵されているものとする。

ピットからの放散熱を無視し、崩壊熱は冷却器のみで除去されるものとする。

3 号機に移送される 1, 2 号機の使用済燃料は、すべて冷却期間が最短の 2 年である燃料とする。



使用済燃料ピット冷却設備（概要図）

（3号機・2系列運転時の例）

	使用済燃料ピット水温評価結果()						基準値 ()
	ステップ 1 燃料(現行)			ステップ 2 燃料			
	1号機	2号機	3号機	1号機	2号機	3号機	
2系列運転時	47.0	50.9	49.9	47.5	51.7	51.0	52 以下 ^(*1)
ピットポンプ 1 台運転時	54.6	58.7	56.1	55.4	59.7	57.5	65 以下 ^(*2)

(*1) 作業環境上からの基準温度

(*2) コンクリート健全性からの制限温度

ステップ 2 燃料の放射エネルギーについて

燃料がもつ放射エネルギーは、核分裂により生成する放射性核分裂生成物 (FP : Fission Product) の生成量、崩壊量のバランスにより決まる。

原子炉および使用済燃料ピットにある燃料がもつ放射エネルギーについて以下に示す。

(1) 原子炉

ステップ 2 燃料は原子炉での使用期間が長くなるが、ステップ 2 燃料を採用しても原子炉の出力は現状と変わらないことから、単位時間あたりの核分裂数は一定である。このため、原子炉内で単位時間あたりに生成される FP 量は同等であり、また、原子炉内の FP の大半は半減期が短いものであることから、生成量と崩壊量が燃焼初期にバランスし、放射エネルギーは飽和する。

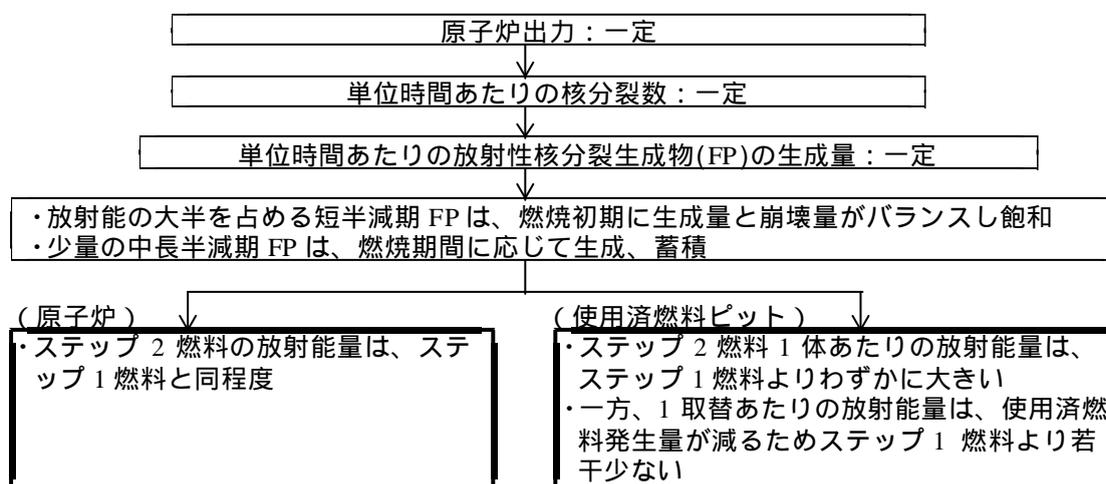
この結果、高燃焼度化により燃料の使用期間が長くなっても、原子炉内の燃料 1 体中の放射エネルギーは、ほとんど同程度となる。(図 1,2)

(2) 使用済燃料ピット

原子炉から取り出された直後の使用済燃料が持つ放射エネルギーの大部分は半減期が短い FP によるものであり、その量はステップ 2 燃料とステップ 1 燃料で変わりはない。

その後、使用済燃料ピットでの貯蔵中に短半減期の FP が崩壊するため、原子炉での使用期間に応じて燃料内に生成された比較的半減期の長い FP の差により、ステップ 2 燃料 1 体中の放射エネルギーはステップ 1 燃料に比べてわずかに高くなる。

しかしながら、ステップ 2 燃料を採用すると使用済燃料発生量が約 2 割低減することから、定期検査で取り出される使用済燃料 1 取替あたりの放射エネルギーは、若干少なくなる。(図 3)



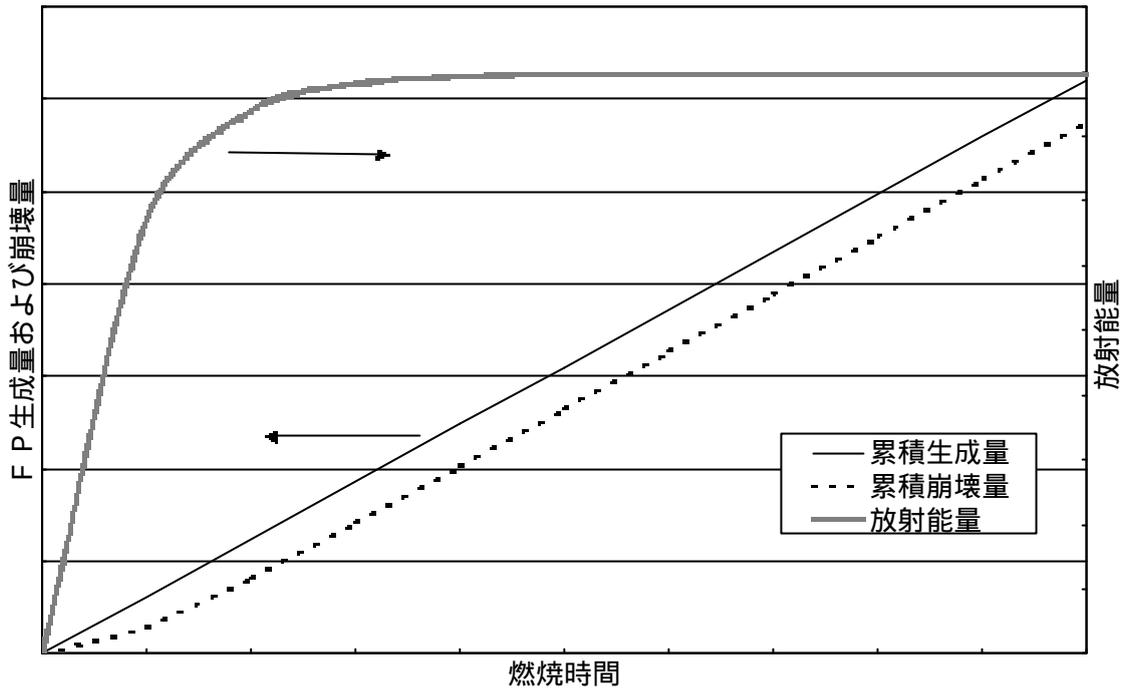


図1 FP生成量と消滅量の時間推移（模式図）

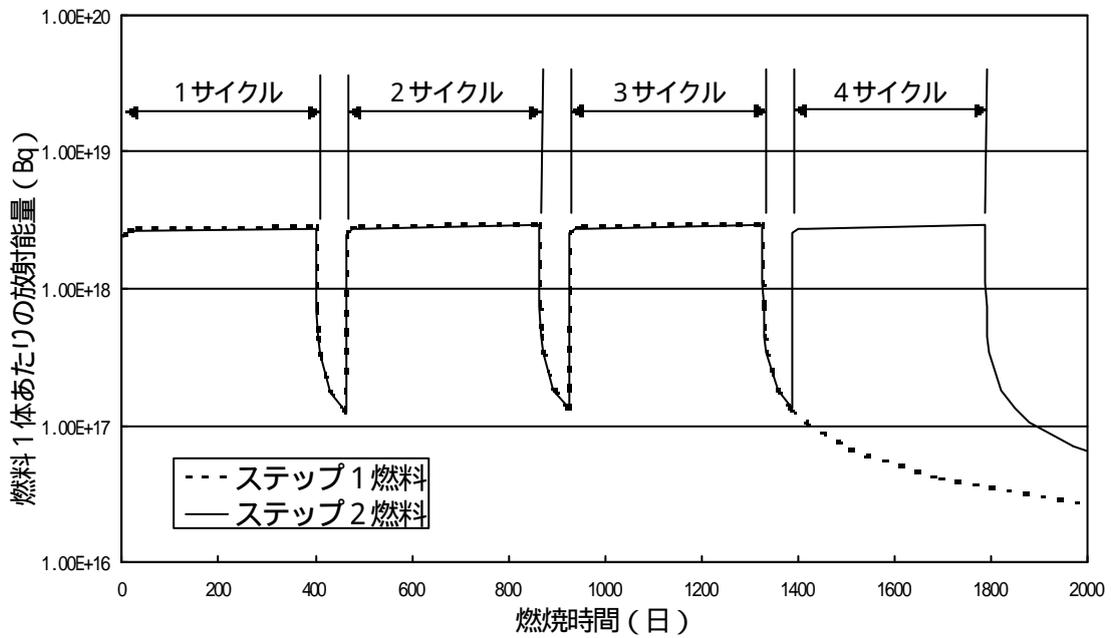


図2 原子炉内燃料の放射エネルギー比較（1,2号機評価例）

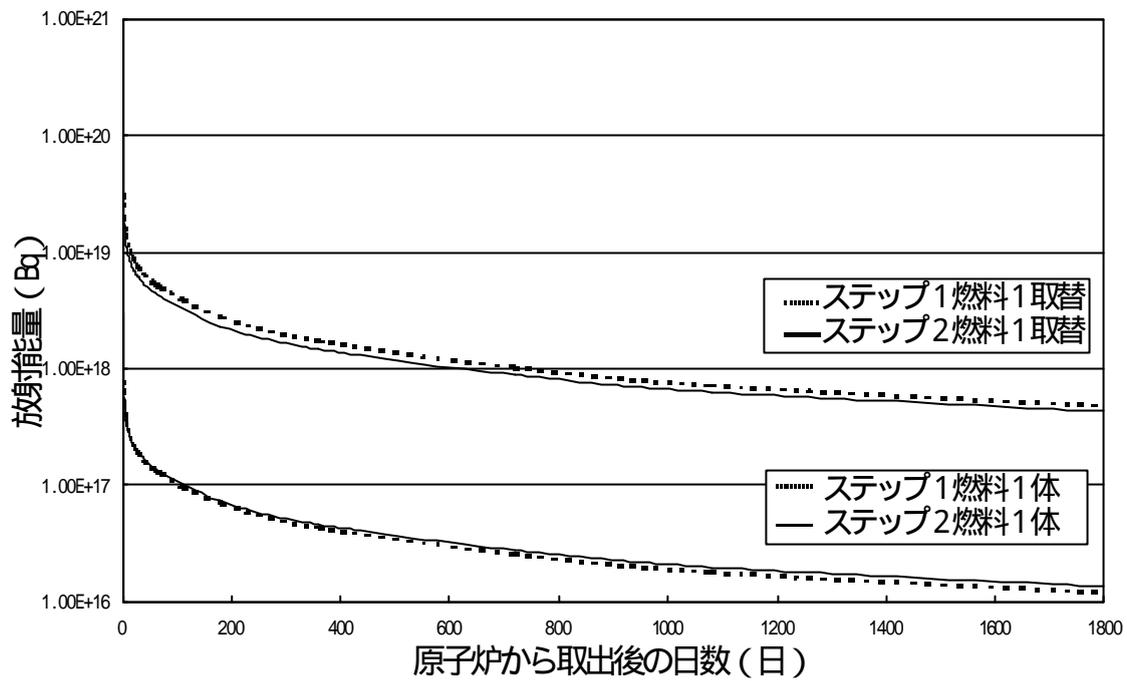


図3 使用済燃料の放射エネルギー比較 (1,2号機評価例)

1,2 号機原子炉容器内部構造物取替

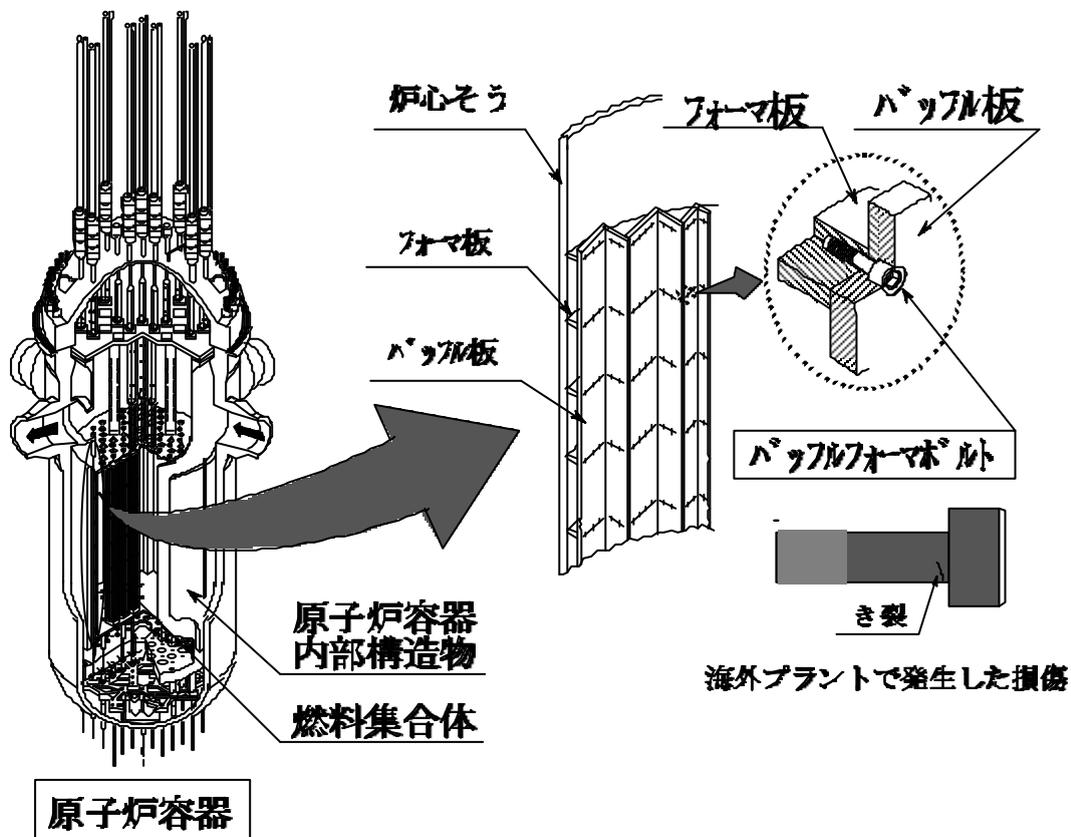
海外プラントにおける原子炉容器内部構造物の バッフルフォーマボルト損傷事例について

平成元年にフランスのブジェー 2 号機で、原子炉容器内部構造物を構成しているバッフルフォーマボルトの一部に応力腐食割れによる損傷が検出された。その後も欧米のプラントで損傷が検出され、ボルトの取替等が行われている。

（バッフル板は 1 次冷却材を封じ込める機能は持っていないので、仮にバッフルフォーマボルトに損傷があったとしても、1 次冷却材の漏洩にはならない。）

一方、国内プラントにおいては、今までのところ損傷事例は報告されていないものの、予防保全の観点からバッフルフォーマボルトの構造を改良した原子炉容器内部構造物に取替え、伊方発電所の信頼性の向上を図る。

バッフルフォーマボルトの損傷概要

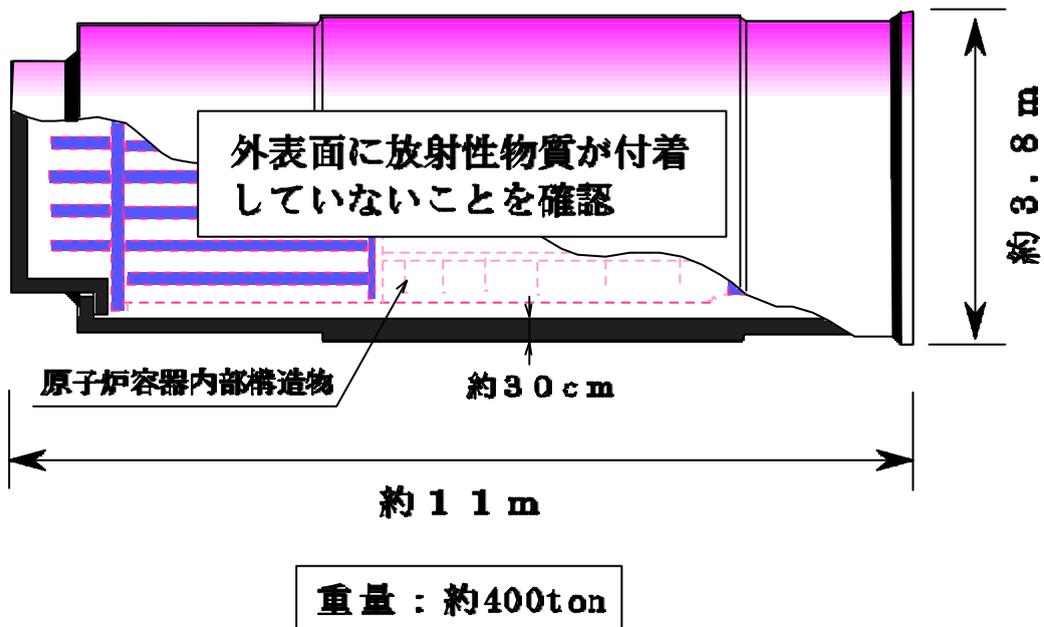


取り外した原子炉容器内部構造物の搬出・保管について

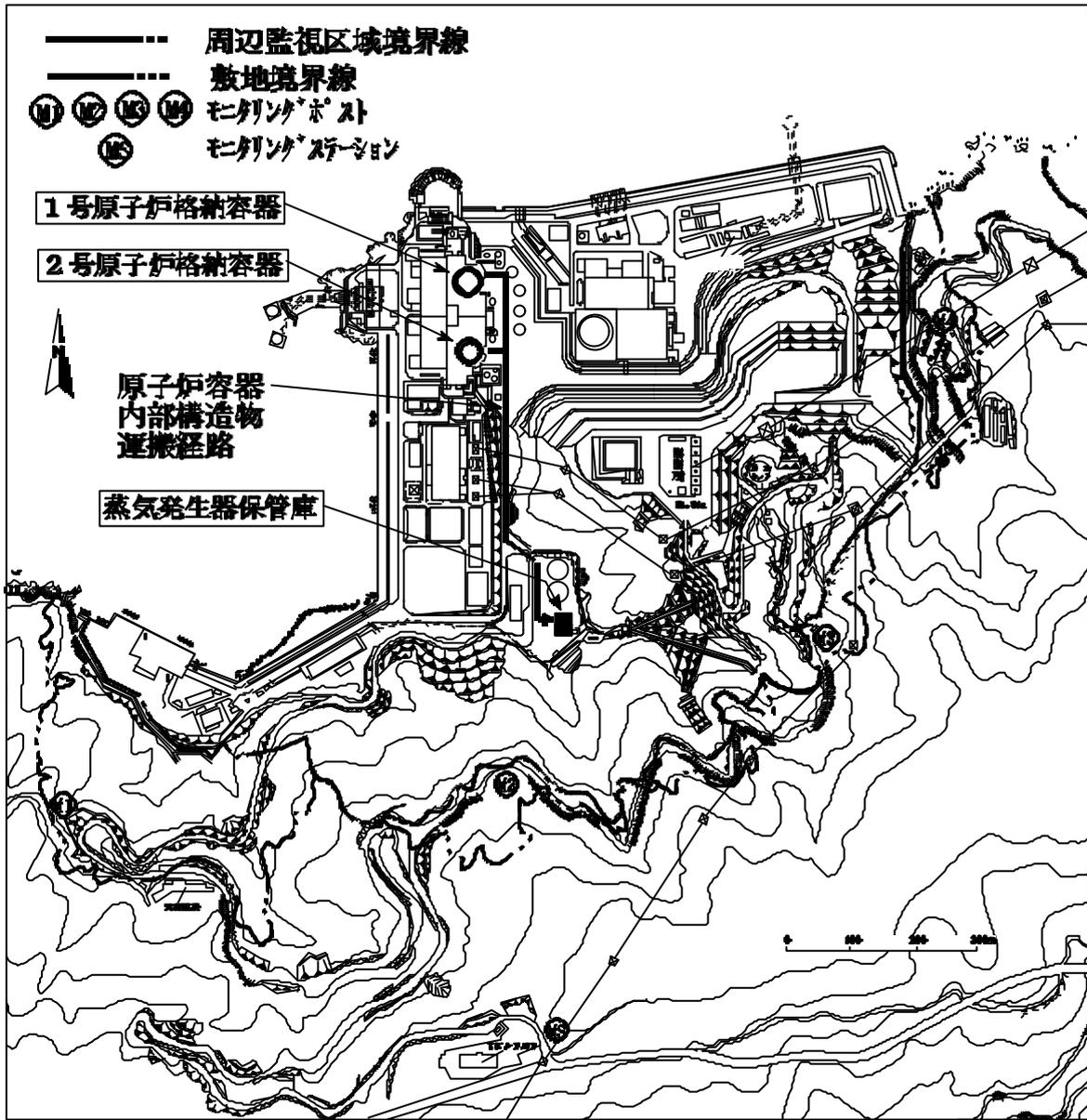
1．取り外した原子炉容器内部構造物の搬出

取り外した原子炉容器内部構造物は、専用の鋼製保管容器に収納して放射性物質を密閉するとともに、原子炉格納容器から搬出する際には、保管容器の外表面に放射性物質が付着していないことを確認する。

保管容器概略図



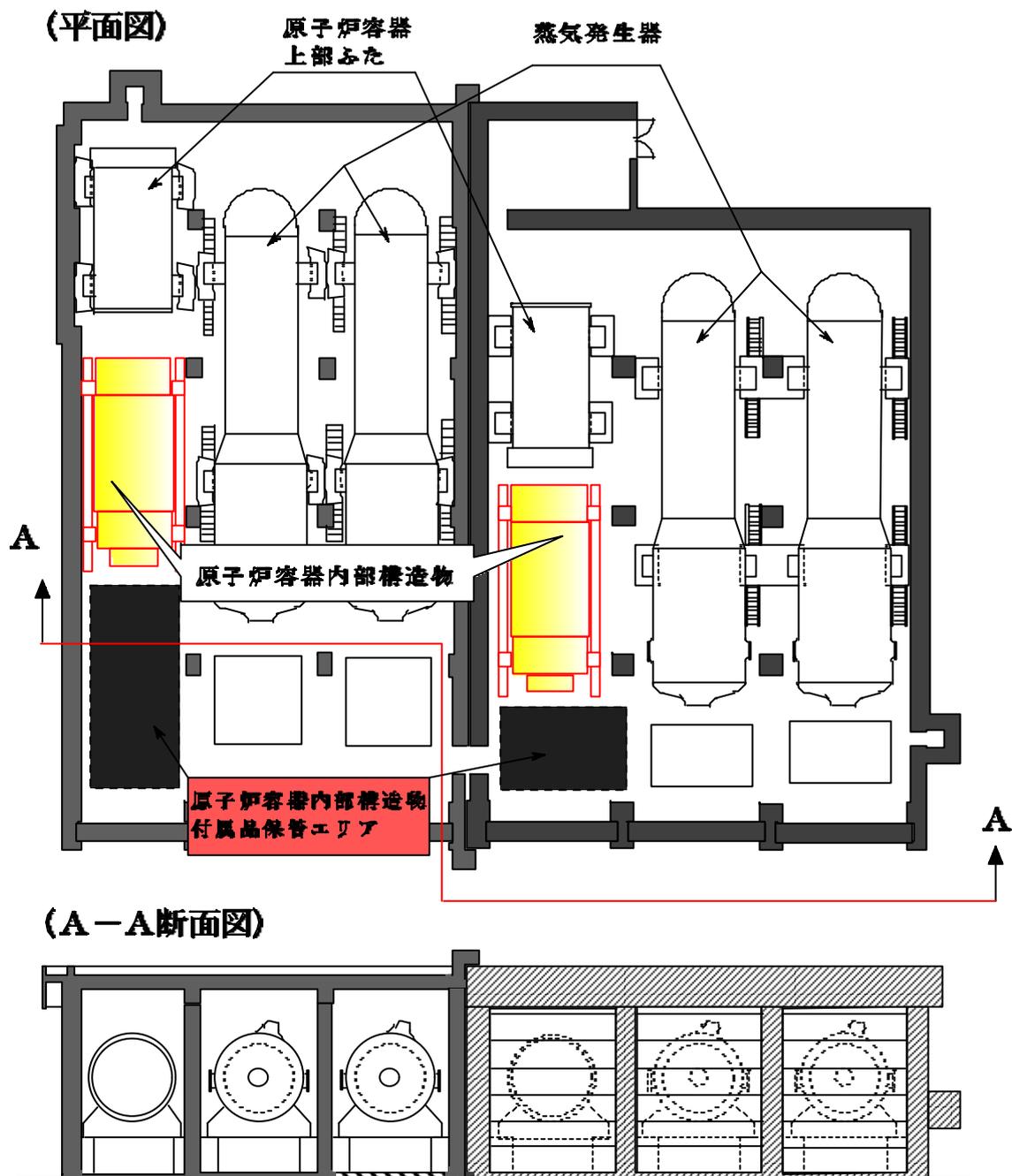
蒸気発生器保管庫までの運搬は下図の通り行すが、周辺環境に影響がないようにするため、保管容器表面で 2mSv/h 以下となるように十分な遮へい機能を有する保管容器に収納した上で運搬することとする。



2. 取り外した原子炉容器内部構造物の保管

取り外した原子炉容器内部構造物およびその付属品は、専用の保管容器に収納し、十分な遮へい能力を有する既設の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

蒸気発生器保管庫における保管状況の概略を下図に示す。



国内外の原子炉容器内部構造物取替実績について

国内の原子炉容器内部構造物取替実績

電力名	プラント名	取替工事時期
東京電力	福島第一 3号機	平成 10年
	福島第一 2号機	平成 11年
	福島第一 5号機	平成 12年
	福島第一 1号機	平成 13年
中国電力	島根 1号機	平成 13年
日本原子力発電	敦賀 1号機	平成 13年

海外の原子炉容器内部構造物取替実績

国名	プラント名	取替工事時期
アメリカ	プレーリアポイント 1号機	昭和 61年
	プレーリアポイント 2号機	昭和 61年
スウェーデン	オスカンダム 1号機	平成 10年