

はじめに

[経緯]

平成12年2月に、日本原子力発電株式会社から福井県および敦賀市に対して、安全協定に基づき、敦賀発電所3、4号機の増設計画に係る事前了解願いが提出された。

平成12年9月に「福井県内の原子力発電所における安全対策・地域振興等の状況と課題の評価」と「軽水炉にかかるこれまでの事故等の評価」をとりまとめ、軽水炉は国産技術による改良標準化が大きく進展し、安全性と安定性は飛躍的に向上していることがわかった。

その後、これらの結果を踏まえ、敦賀発電所3、4号機そのものの設計上の特徴などについて、日本原子力発電株式会社から基本計画の詳細について説明を受け、敦賀発電所3・4号機そのものの安全性について確認を行った。

また、これと併せて、敦賀発電所3、4号機に既設発電所の事故・故障等の経験が適切に反映されているかどうかを確認するために、県として、新たに「県内加圧水型軽水炉の事故・故障等の調査」を行った。

そして、平成13年9月に、敦賀発電所3、4号機の安全性の確認結果として、「敦賀発電所3、4号機の安全性の確認」をとりまとめた。

[安全性確認の方針]

敦賀発電所3・4号機は、軽水炉の第3次標準化計画の成果を基にして、その後の技術進歩や国内外の運転保守経験等を取り入れて開発された加圧水型軽水炉であることから、これまでの軽水炉開発の延長線上に位置し、その基本構造は既設の加圧水型軽水炉と同じと考えられる。

このことから、既設の加圧水型軽水炉と比べた時の設計上の特徴である機器の大型化や設計改良について安全性を確認する。

なお、現段階は、国の安全審査前であることから、プラントの基本設計方針を確認する。

第 1 章 敦賀発電所 3、4 号機の概要

1 軽水炉の改良標準化計画

第1、2次改良標準化計画

- ・国内自主技術による軽水炉の信頼性、稼働率の向上及び従業員の被ばく低減を目指し昭和50年度から昭和52年度にかけて第1次改良標準化計画が行われ、昭和53年度から昭和55年度にかけて第2次改良標準化計画が実施された。

主な項目		第1次改良標準化計画	第2次改良標準化計画	
信頼性向上	燃料	ポーイング（わん曲）軽減対策 ・改良支持格子バネの採用 ・支持格子段数増加 （8及び9グリッド）	ポーイングの総合検討 ・左記改良策の妥当性の実機での照射による確認	
	蒸気発生器	伝熱管の減肉腐食防止対策 ・水質管理基準の強化 ・改良型蒸気発生器の採用 E C T精度向上と迅速化 ・複数周波数による同時探傷の採用	伝熱管材料の調査開発 ・特殊熱処理したインコネル600の採用 デンティング対策 ・支持板の管穴形状の改良 ・支持板の材質改良 （炭素鋼 SUS405）	
効率化と被ばく低減	原子炉容器	蓋開閉用スタッドテンションの改善 蓋取付器の取付け、取外し改善	原子炉容器蓋一体化構造物の開発	
	燃料取扱設備	キャビティ壁コーナー部構造改善他	燃料ピット方式検査システムの採用	
	蒸気発生器	E C T装置の自動化	水室内作業用マニピレータ装置の開発 水室用ノズル蓋の改良	
	I S I 機器	原子炉容器自動U T装置の採用	原子炉容器U Tマシンの改良 配管U Tマシンの自動化	
その他	原子炉格納容器	格納容器の内径拡大	プレストレストコンクリート製格納容器の採用（4ループ）	
	中央制御盤	-	C R Tを用いた監視表示システムの採用	
適用プラント	2ループ		泊 1、2号	
	3ループ		川内1、2号 高浜3、4号	伊方3号*
	4ループ		敦賀2号	大飯3、4号* 玄海3、4号*

*：第3次改良標準化計画の成果の一部（S G伝熱管材料としてT T 6 9 0採用）を先取りしている。

第3次改良標準化計画

- ・昭和56年度から昭和60年度にかけては、第2次改良標準化計画までの成果をベースとして日本型軽水炉を確立するため、第3次改良標準化計画が実施された。
- ・第3次改良標準化では、PWR、BWRとも135万kW級のプラントを念頭にした検討が行われ、この成果をもとに、柏崎刈羽6、7号機が建設された。
- ・敦賀3、4号機は、第3次改良標準化計画で検討された135万kW級改良型PWRを基に、第3次改良標準化計画終了以降の技術進歩や国内外の運転保守経験等を取り入れて設計されたプラントである。

敦賀3、4号機と改良型BWRの比較

		改良型PWR (敦賀3,4号機)	改良型BWR (柏崎刈羽6,7号機)
炉心熱出力(万kWt)		445.1	392.6
電気出力(万kWe)		153.8	135.6
燃料集合体数		257	872
燃料装荷量(MTU)		約121	約151
原子炉冷却材圧力(kg/cm ²)		157	72.1
原子炉冷却材総流量(kg/h)		77.3 × 10 ⁶	52.2 × 10 ⁶
原子炉冷却材温度			
炉入口()		288.7	216.0
炉出口()		325.0	287.0
主蒸気流量(kg/h)		8.93 × 10 ⁶	7.64 × 10 ⁶
設計 の 特 徴	炉心及び燃料	ジルカロイ製グリッドの採用	(従来からジルカロイ製 スペーサを採用)
		中性子反射体の採用	
	原子炉冷却設備	炉内構造の簡素化 (中性子反射体の採用)	原子炉内蔵再循環ポン プの採用 (再循環ラインの削除)
		蒸気発生器の信頼性向上	改良型制御棒駆動機構 の採用
	非常用炉心冷却設備	多重性・独立性強化 (4系列化)	多重性・独立性強化 (独立3区分化)
		非常用水源の格納容器内 設置	(従来から格納容器内に 設置)
		高性能蓄圧タンクの採用	
	計測制御設備	新型中央制御盤の採用	新型中央制御盤の採用
		総合デジタル化	総合デジタル化
	原子炉格納容器	(従来からプレストレスト コンクリート製格納容器 を採用)	鉄筋コンクリート製格 納容器の採用

2 第3次改良標準化PWRとの比較

炉心構造

- ・第3次改良標準化では、ウラン燃料の有効利用を図る観点からスペクトルシフト炉心（減速材調整用制御棒により水対ウラン比を変更）を採用していた。
- ・敦賀3、4号機の実機検討では、ウランの価格が下がったこと、炉心構造が複雑で保守上の負担が増えることを考慮して、スペクトルシフト炉心を採用せず通常の炉心構造とした。

非常用炉心冷却設備

- ・第3次改良標準化では、従来の低圧注入系の機能を果たす炉心再冠水タンクが設置されていた。
- ・第3次改良標準化に基づく設計検討段階では、
高圧注入系の注入点を低温側ループから原子炉容器直接注入方式に変更
原子炉容器の炉心上部保有水が比較的大きかったこと（上部カランドリア型）
から、低圧注入系を設置する必要がないと判断された。
- ・敦賀3、4号機の実機検討では、スペクトルシフト炉心の取りやめによる炉内構造の変更により従来の低圧注入機能が必要となり、2段階流量切替が可能な高性能蓄圧タンクを開発した。

原子炉格納容器

- ・第3次改良標準化では、鋼製球形格納容器及びプレストレストコンクリート製格納容器（PCCV）を候補とした。
- ・第3次改良標準化に基づく設計検討段階では、経済性や施工性の優れた高張力鋼製格納容器（HHCV）がPCCVと並んで候補となった。
- ・敦賀3、4号機の実機検討では、安全上の余裕、実績等を含めて検討して、PCCVを選定した。

出力

- ・第3次改良標準化プラントは、電気出力135万kWで検討された。
- ・第3次改良標準化プラントでは、スペクトルシフト炉心を想定していたが、敦賀3、4号機では、ウランの価格が下がったこと、炉心構造が複雑で保守上の負担が増えることを考慮して、スペクトルシフト炉心を採用せず通常の炉心構造とした。
- ・これにより、炉心構造が簡素化されたため圧力損失が減少し、1次冷却材流量の増加が図られた。

項目		電気出力
1次冷却材流量増加	炉心構造の簡素化	+ 7.0 万kW

- ・その後、プラント機器の設計や各種試験が進められたことにより出力の増加が図られ

た。

- ・具体的には、燃料グリッド、炉内構造設計の進展により、炉心の圧力損失が減少したことや、1次冷却材ポンプの設計改善により、当初予想（WH社実績値）を上回る水力特性結果が得られたことから、1次冷却材流量の増加が可能となった。
- ・また、低圧タービンの翼長を52インチから54インチに長尺化したことにより、タービン効率の向上が図られた。

項 目		電気出力
1次冷却材流量増加	原子炉容器内圧力損失の確定	+ 11.8 万 kW
	1次冷却材ポンプ水力特性の向上	
タービン効率の向上	54インチ翼の採用	

敦賀 3、4号機の主要仕様

		最新PWR (大飯3,4号機)	135万kW級 改良型PWR	改良型PWR (敦賀3,4号機)
電気出力 (万kWe)		118	約135	153.8
炉心熱出力 (万kWt) * ¹		約341.1	約382.3	約445.1
原子炉熱出力 (万kWt) * ²		約342.3	約383.9*	約446.6
熱効率 (%)		約34.5	約35.2*	約34.4
1次 冷却材	圧力 (kg/cm ² G)	約157	約157	約157
	温度 (炉心入口/出口)	289 / 325	-	289 / 325
炉心	燃料棒配列	17 × 17	19 × 19	17 × 17
	燃料集合体数	193	193	257
	有効長 (m)	約3.65	約3.90	約3.65
	等価直径 (m)	約3.4	約4.0	約3.9
	燃料装荷量 (MTU)	約89	約119	約121
	線出力密度 (kW/m)	約17.9	約16.7	約17.6
	出力密度 (kW/リットル)	約105	約79	約103
制御棒体数		出力制御用 53	出力制御用 69* 負荷追従用 28* 減速材調整用88*	出力制御用 69
中性子反射体		-	ステンレス鋼	ステンレス鋼
ループ数		4	4	4
原子炉容器	内径 / 高さ (m)	約4.4 / 約12.9	約5.1 / 約16.2	約5.2 / 約13.6
蒸気発生器	型式	54F	65F-1*	70F-1
	伝熱面積 (m ² / 基)	約4,870	約6,000**	約6,500
	伝熱管外径 (mm)	約22	約19**	約19
	” 材質	TT690	TT690**	TT690
	” 頂部支持点数	6	6**	9
1次冷却材 ポンプ	型式	93A1	100A	100A
	定格流量 (m ³ /h/loop)	約20,100	約22,000*	約25,800
蒸気タービン	型式	TC6F44	TC6F52	TC6F54
発電機	容量 (MVA)	約1,310	約1,500*	約1,700
非常用 炉心冷却設備	高压注入系	2系列	4系列*	4系列
	低压注入系	2系列	-	-
	蓄圧注入系	4系列	4系列*	4系列 (高性能蓄圧タワ)
	非常用水源	格納容器外	格納容器内*	格納容器内
計測制御設備	原子炉保護備	アナログ	デジタル*	デジタル
	原子炉制御備	デジタル	デジタル*	デジタル
格納容器	型式	PCCV	PCCV又はHHCV* ³	PCCV

- * 1 : 炉心熱出力は、炉心での核分裂により発生する単位時間当たりの熱量
- * 2 : 原子炉熱出力は、蒸気発生器を介して 1 次冷却材から 2 次冷却材へ伝達される
単位時間当たりの熱量 (1 次冷却材ポンプによる入熱を含む)
- * 3 : HHCV : 高張力鋼製格納容器

注 : 135万kW級改良型PWR仕様は、*は三菱原子力カタログ(1992.5)、**は三菱原子力技報(第47号,昭和62年)、それ以外は原子力ポケットブック(1995年版)より引用。

第3次改良標準化PWR（135万kW級）の炉心の特徴

1 特徴

ウラン資源の節約・燃料サイクル費用の節約（従来比約20%低減）

スペクトルシフト方式の導入（水/ウラン比率の調整）

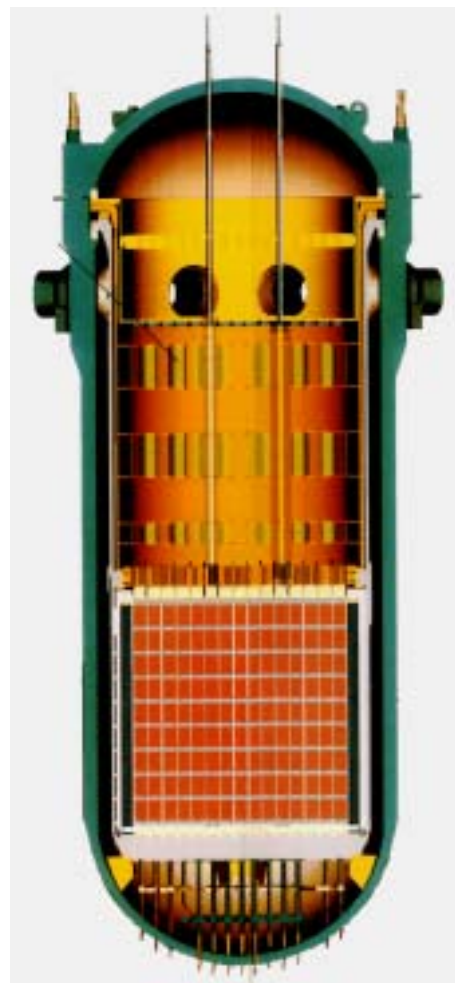
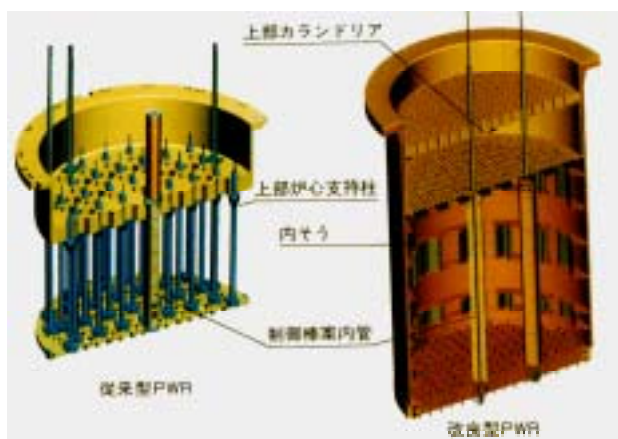
- ・減速材調整制御棒を採用

低出力密度炉心

- ・長サイクル運転に対応し、炉心を大型化

中性子の有効利用

- ・炉心外周部に半径方向反射体を設置
- ・燃料集合体にジルカロイグリッドを採用



2 スペクトルシフト方式

従来型PWRでは、炉心内の水/ウラン比率が一定であるのに対し、改良型PWRでは、運転期間中に炉心内の水/ウラン比率を調整できるスペクトルシフト方式（減速材調整制御棒：WDR（Water Displacer Rod）の採用）を導入し、運転サイクル期間の延長及び燃料サイクル費を低減する。

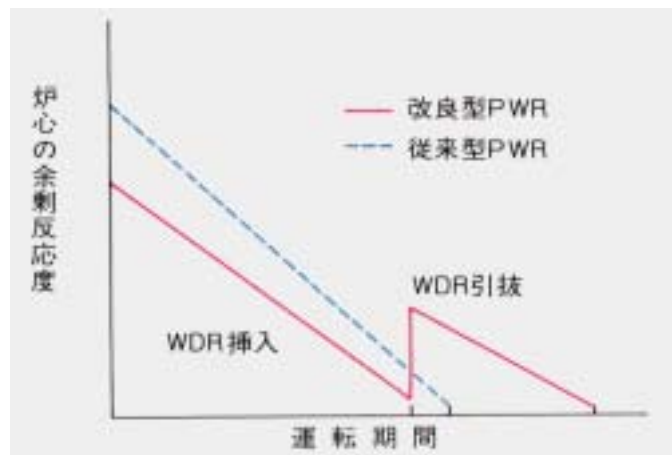
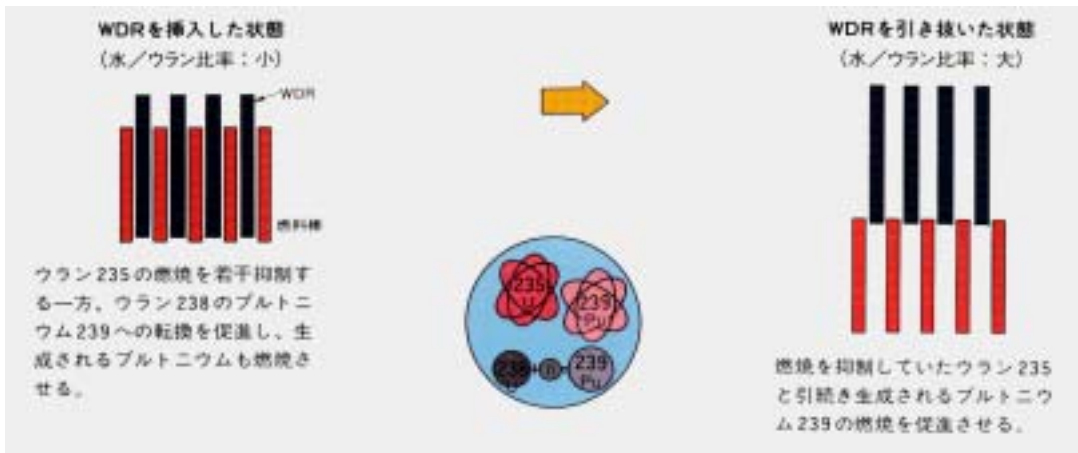
反応度の高い運転サイクルの前半においては、WDRを炉心に挿入して炉心内の減速材量を減少させ、水/ウラン比率が小さい状態で運転する。

この状態では、中性子の減速効果が若干弱まるため、炉心内の熱中性子の割合が減少し、余剰反応度が低下するとともに、プルトニウムの生成が促進される。

燃焼が進み、余剰反応度が小さくなった段階で、WDRを炉心から引き抜いて炉心内の減速材量を増加させ、水/ウラン比率を大きくする。

これにより、炉心内の熱中性子の割合が増加し、残存したウランと生成されるプルトニウムが効率よく燃焼し、長期間の運転継続が可能となる。

スペクトルシフト方式によりプルトニウムの生成及び燃焼の促進、水/ウラン比率の最適化によるウランの効率的な燃焼が図れる。



3 118万kW超級PWRの開発実績

開発の状況

- ・日本にあるPWRの最大出力118万kW（大飯3、4号機）を超えるプラントは世界に53基（試運転中含む）ある。
 - ・アメリカでは、130万kW級PWRの開発実績があり、130万kW級PWRの初号機はパロベルデ1号機で、1986年（昭和61年）に運転を開始している。
 - ・フランスでは、130万kW級PWRの次段階として150万kW級PWRの開発が終了している。130万kW級の初号機はパリュエル1号機で1985年（昭和60年）に運転を開始している。また、150万kW級の初号機はショーB1号機で、2000年（平成13年）に運転を開始している。
 - ・ドイツでは、130万kW級PWRの開発実績があり、1977年（昭和52年）に130万kW級PWRの初号機となるビブリスB号機が運転を開始している。
- なお、130万kW級プラントの中には、運転開始後に設備改造を行い出力増加（140万kW超）を行ったプラントもある。

出力(万kW)	アメリカ	フランス	ドイツ	イギリス	ブラジル	合計
118～130	11	0	1	1	0	13
130～140	5	20	6	0	1	32
140～150	0	0	4	0	0	4
150～160	0	4	0	0	0	4
	16	24	11	1	1	53

国内最大PWR (118万kW)を越えるPWRプラント

国	プラント名	出力 (万kW)	運開日	備考
アメリカ	CALLAWAY	119.3	1984.12.19	
	CATAWBA-1	120.5	1985.6.29	
	CATAWBA-2	120.5	1986.8.19	
	MILLSTONE-3	120.9	1986.4.23	
	PALO VERDE-1	132.6	1986.1.28	
	PALO VERDE-2	132.6	1986.9.19	
	PALO VERDE-3	133.0	1988.1.8	
	SEABROOK-1	120.0	1990.8.19	
	SEQUOYAH-1	118.6	1981.7.1	
	SEQUOYAH-2	118.1	1982.6.1	
	SOUTH TEXAS PROJECT-1	131.2	1988.8.24	
	SOUTH TEXAS PROJECT-2	131.2	1989.6.19	
	WATTS BAR-1	121.0	1996.5.27	
	WILLIAM B. MCGUIRE-1	122.0	1981.12.1	
	WILLIAM B. MCGUIRE-2	122.0	1984.3.1	
WOLF CREEK	118.1	1985.9.3		
フランス	BELLEVILLE-1	136.5	1988.6.1	
	BELLEVILLE-2	136.5	1989.1.1	
	CATTENOM-1	136.2	1987.4.1	
	CATTENOM-2	136.2	1988.2.1	
	CATTENOM-3	136.5	1991.2.1	
	CATTENOM-4	136.5	1992.1.1	
	FLAMANVILLE-1	138.2	1986.12.1	
	FLAMANVILLE-2	138.2	1987.3.9	
	GOLFECH-1	136.5	1991.2.1	
	GOLFECH-2	136.5	1994.3.4	
	NOGENT SUR SEINE-1	136.3	1988.2.24	
	NOGENT SUR SEINE-2	136.3	1989.5.1	
	PALUEL-1	138.2	1985.12.1	
	PALUEL-2	138.2	1985.12.1	
	PALUEL-3	138.2	1986.2.1	
	PALUEL-4	138.2	1986.6.1	
	PENLY-1	138.5	1990.12.1	
	PENLY-2	138.5	1992.11.1	
	ST.ALBAN-ST.MAURICE-1	138.1	1986.5.1	
	ST.ALBAN-ST.MAURICE-2	138.1	1987.3.1	
CHOOZ-B1	151.5	2000.5.15		
CHOOZ-B2	151.5	2000.9.29		

国	プラント名	出力 (万kW)	運開日	備考
フランス	CIVAUX-1	151.5	-	試運転中
	CIVAUX-2	151.5	-	試運転中
ドイツ	BIBLIS-A	122.5	1975.2.26	
	BIBLIS-B	130.0	1977.1.31	
	BROKDORF	144.0	1986.12.22	
	EMSLAND	136.2	1988.6.20	
	GRAFENRHEINFERD	134.5	1982.6.17	
	GROHNDE	143.0	1985.2.1	
	ISAR-2	145.5	1988.4.9	
	MULHEIM-KARLICH	130.2	1987.8.1	休止中*
	NECKAR-2	136.5	1989.4.15	
	PHILIPPSBURG-2	142.4	1985.4.17	
	UNTERWESER	135.0	1979.9	
イギリス	SIZEWELL-B	125.8	1995.9.22	
ブラジル	ANGRA-2	130.9	2000.12.21	

出典:日本原子力産業会議編 世界の原子力発電所の動向(2000年12月31日現在)

(ブラジルANGRA-2については原電調査)

* : MULHEIM-KARLICH発電所は、炉心の位置が当初の設計より無断で移動されたとして、10ヶ月程の運転後、1988年9月に運転認可が取り消された。

同発電所を所有しているRWE社は、それ以降、州政府との間で許認可の有効性と運転中断に伴う損害賠償を巡って訴訟を続けてきた。

2000年6月の取り決めで、RWE社が州政府への賠償請求を取り下げ、同発電所の運転再開を断念する代わりに、連邦政府が同発電所分として約1072億kWhの電力量をRWE社に割り当てることで合意した。RWE社はこの合意に基づき同発電所の閉鎖を正式に発表した。

(なお、ドイツの原子力発電所の運転期間については、送電開始から32年とされたが、発電所間で電力量を譲渡することが認められており、MULHEIM-KARLICH発電所の電力量はRWE社の他の原子力発電所に譲渡されることとなった)

4 118万kW超級PWRのトラブル

国際原子力事象評価尺度

- ・世界の主要国では、国際原子力事象評価尺度（INES）が導入されており、IAEAとOECD/NEAが事象報告システムを運用している。
- ・このシステムでは、
尺度がレベル2以上の場合
レベル1および0の事象で当事国外で公衆の興味を引き、新聞報道が必要となった場合
に、事象に関する公式情報を24時間以内に当事国から入手し、加盟各国に配布することとしている。
- ・なお、INESは1992年3月に各国への正式導入が提言され、日本では同年8月1日から運用されている。
- ・また、その情報は、資源エネルギー庁もしくは日本原子力研究所でデータベースとして公開されている。

海外トラブル情報

- ・日本にあるPWRの最大出力118万kW（大飯3、4号機）を超えるプラントは世界に53基（試運転中含む）ある。
- ・先に示したデータベースから、これらプラントのトラブル情報を抽出した結果、15件が抽出されたが、大型化に直接起因するトラブルは認められていない。
- ・なお、データベースの情報だけでは大型化に起因するかしらないか判断できないトラブル（3番目のサンアルバン1号機、6番目のビブリスB号機、10番目と15番目のベルビル1、2号機）については追加確認を行った。

サンアルバン1号機の主蒸気管の欠陥

- ・フランスでは、第一世代、第二世代（CP1/CP2）の90万kW級プラントで主蒸気管に欠陥が見つかった。
- ・サンアルバン1号機（第三世代プラント135万kW級）で欠陥が見つかったことにより、三世代続けて主蒸気管に欠陥が見つかったことになる。
- ・原因については世代ごとに異なっており、第一世代、第二世代が製造時の問題、第三世代は溶接過程で発生した欠陥である。
（ニュークレオニクスウィーク1992年10月16日号）
- ・いずれにしても、大型化に起因する原因ではない。

ビブリスB号機の化学体積制御系配管の損傷

- ・ビブリスB号機を所有するRWE社の調査では、配管をつり下げている衝撃吸収型の配管支持体により、配管の熱膨張が通常とは異なり阻害されたことが原因としている。
- ・一方、州政府は周期的に発生する温度差が原因となって、応力割れが起きたとしている。（ニュークレオニクスウィーク1995年4月20日号）

- ・事業者と州政府との見解に相違はあるようであるが、いずれの原因にしても大型化が起因したものではない。

ベルビル1、2号機の制御棒挿入失敗

- ・ベルビル1号機は、制御棒駆動装置内の止めネジの損傷が原因であるとされており、ベルビル2号機は、制御棒駆動装置内のボルト破損が原因であるとされている。
(ニュークレオニクスウィーク1997年1月2日号、1998年6月25日号)
- ・なお、制御棒駆動装置に起因するトラブルはすべて130万kW級プラントで起きているが、130万kW級プラントでは制御棒駆動装置の設計を90万kW級プラントから変更しているとの情報もあり、大型化というより設計に起因した問題と推定される。

118万kW超級PWRのトラブル

	プラント名	発生日	件名	INES
1	Palo Verde3 米,133	920504	Palo Verde 3号機におけるアラート事象 ・ 保守作業時に24VDC警報リッド線が、480V母線に接触したための警報機能喪失。	0
2	Cattenom 1 仏,136.2	920821	原子炉キャビティ排水路でのフィルターの異常放置 ・ プラント停止時に取付けたフィルターの起動前取外し忘れ。	2
3	St. Alban 1 仏,138.1	921011	主蒸気管の冶金学的欠陥 ・ 2次系主蒸気管に基準を満たさない冶金学的欠陥を200ヶ所以上発見。	2
4	Paluel 2 仏,138.2	930120	試験中の原子炉冷却系のサブクーリング ・ 原子炉停止後の過冷却事象時（タービンバイパス弁開固着）に、安全注入系の自動起動信号を不適切にブロック。 ・ さらにトランジェントの原因の誤審による原子炉の過大な冷却。	2
5	Palo Verde2 米,132.6	930314	Palo Verde 2号機における蒸気発生器伝熱管破損 ・ No 2 蒸気発生器で伝熱管漏洩を検出、原子炉手動停止。	1
6	Biblis B 独,130	950223	Biblis B発電所における原子炉冷却材の小漏洩 ・ 1次系に繋がる化学体積制御系充てん配管部で発生した軸方向亀裂。	0
7	Wolf Creek 米,118.1	960130	取水口での氷塊による非常用所内用水系の部分喪失 ・ 過酷な寒冷により安全系を含む取水設備に着氷し非常用ポンプが起動したが、システムの設計不備等（温水供給の不備）により取水路がしゃ断。 ・ 原子炉を80%出力から手動トリップ時、燃料集集体制御棒案内管の変形により、5本の制御棒が完全挿入不能。	2
8	Catawba 2 米,120.5	960206	外部電源喪失に伴う安全注入 ・ ユニット主発電機と主変圧器間のユニット主発電機相分離母線のブッシングの劣化に伴う地絡により外部電源が喪失、この際非常用DG 1台は計画保守で使用できず、他方の非常用DGの起動 ・ 補助給水系を起動したが蒸気圧低により安全注入系が起動。	1
9	Palo Verde2 米,132.6	960404	制御室での電気火災 ・ 定電圧変圧器の内部地絡に伴い、地絡電流が各装置に流れ、中央制御室の非常用照明無停電電源装置、非常用照明分電盤等で火災が発生	0

	プラント名	発生日	件名	INES
1 0	Belleville 1 仏,136.5	960406	原子炉スクラム時における制御棒クラスタ1体の挿入失敗	2
			原子炉スクラム時における制御棒の挿入失敗 ・制御棒クラスタの挿入試験時クラスタ1体が異常に深く挿入されたため原子炉スクラム。さらにスクラム時制御棒1体挿入失敗。	2
1 1	Paluel 1 仏,138.2	970307	セーフティカルチャー問題に起因する運転制限値の超過 ・原子炉制御のための計算機入力ミス。	2
1 2	Sizewell B 英,125.8	980421	原子炉保護系の機能低下に繋がる主蒸気隔離弁及び主給水隔離弁の変更 ・弁制御系のプリント基板取替時の回路再結線ミス	2
1 3	Civaux 1 仏,151.5	980513	余熱除去系(RHR)からの大規模漏えい ・低温と高温の流体が当該接続部で混合されることによる熱疲労。	2
1 4	Unterweser 独,135.0	980606	主蒸気逃し弁 / 安全弁4グループのうちの1グループの利用不能 ・系統隔離及び作業工程調整不十分による主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作不良。	2
1 5	Belleville 2 仏,136.5	980611	格納容器スプレー系の誤起動による原子炉トリップ ・安全系回路中の‘アイド’の故障による格納容器スプレー系の誤起動によるトリップ。この際制御棒クラスタ1本の固着。	2

5 海外PWRとの比較

欧州の新型PWRとの比較

- ・ 将来の電力供給を担う経済性と安全性に優れた軽水炉プラントの開発を行うことを目的に、ドイツとフランスのメーカ、電力会社、規制当局が共同して欧州標準型PWR（EPR）の開発を進めている。
- ・ EPRの基本設計方針は以下のとおり。
 - ドイツとフランスの最新PWR（N4およびコンボイ）の優れた点の取り入れ
 - 出力規模として150～175万kWを想定
 - 設計の合理化と標準化による経済性の向上
 - （ガスコンバインドサイクルプラントと競合できることが目標）
 - 安全性に関する最新の技術知見（確率論的安全評価、過酷事故研究）の取り入れ
- ・ EPRと改良型PWR（敦賀3、4号機）を比較すると、非常用炉心冷却設備の改良（多重性強化、格納容器内水源）、デジタル計測制御装置の導入等の共通点が見られる。

米国の新型PWR / BWRとの比較

- ・ 米国ではABB社のSystem80+（約140万kW）、WH社のAP600（61万kW）、日立/東芝/GEのABWR（約135万kW）が設計認証（Design Certification）を受けている。
- ・ さらにWH社はAP1000（>100万kW）について設計認証申請を予定している。なお、WH社のすべての新型プラントで、静的な非常用炉心冷却設備が採用されている。
- ・ また、日立/東芝/GEはABWRの発展型であるABWR-（約170万kW）を開発している。
- ・ これらプラントと改良型PWR（敦賀3、4号機）を比較すると、非常用炉心冷却設備の改良（多重性強化、格納容器内水源）、中性子反射体の採用等の共通点が見られる。

欧州の新型PWRとの比較

		最新4ループ	改良型PWR	N4	コンボイ	EPR
発電所名		大飯3,4号機 (運転中)	敦賀3,4号機 (計画中)	Chooz-B1,B2 (運転中) Civaux-1,2 (試運転中)	ネッカー2号 (運転中)*	-
原子炉熱出力 (万kWt)		342.3	446.6	427	378.2	427 ~ 490
電気出力 (万kWe)		118	153.8	151.5	131.4	150 ~ 175
燃料 及び 炉心	燃料集合体 配列	17×17	17×17	17×17	18×18	17×17
	体数	193	257	205	193	241
	炉心有効長 (m)	3.65	3.65	4.27	3.9	4.20
	燃料装荷量 (MTU)	約89	約121	約110	約103	約125
	平均線出力 密度(kW/m)	17.9	17.6	17.9	16.3	15.5 ~
ループ数		4	4	4	4	4
冷却材流量 (m ³ /h)		約20,100	約25,800	約23,600	約22,600	約25,300 ~ 約28,100 (BE)
冷却材温度() (低温側/高温側)		289 / 325	289 / 325	292 / 329	291 / 326	291 / 326 ~ 283 / 329
炉容 器	内径(m)	4.4	5.2	4.7	5.0	-
	高さ(m)	12.9	13.6	14.7	11.7	-
蒸気 発生 器	伝熱面積 (m ²)	4,870	6,500	約7,300	5,400	約7,300 ~ 約8,200
	伝熱管材質	インコニルTT690	インコニルTT690	インコニルTT690	インコニル800	インコニルTT690 orインコニル800
非常 用炉 心冷 却設 備	構成	蓄圧33%×4 低圧100%×2 高圧100%×2	蓄圧33%×4 (高性能蓄圧 タンク) 高圧50%×4	蓄圧33%×4 低圧100%×2 高圧100%×2	蓄圧33%×4 低圧50%×4 高圧50%×4	蓄圧33%×4 低圧50%×4 高圧50%×4
	非常用水源	格納容器外	格納容器内	格納容器外	格納容器外	格納容器内
計測 制御 設備	保護設備	アナログ	デジタル	デジタル	アナログ	デジタル
	制御設備	デジタル	デジタル	デジタル	アナログ	デジタル

原子炉格納容器	PCCV (鋼製ライ付)	PCCV (鋼製ライ付)	内側：PCCV (鋼製ライ付なし) 外側：RC構造	鋼製球形 格納容器	内側：PCCV (鋼製ライ付なし) 外側：RC構造
---------	-----------------	-----------------	---------------------------------	--------------	---------------------------------

*：コンボイのデータは全て、1989年の原電調査に基づく。なお、世界の原子力開発の動向（2000年12月31日現在，日本原子力産業会議）では、電気出力136.5万kWとなっている。

米国の新型 PWR / BWR との比較

項目	APWR (敦賀 3, 4)	System 80 +	AP600	SPWR	AP1000	APWR+	ABWR	ABWR -
メーカー	三菱	ABB	WH	WH	WH/三菱	三菱	日立/ 東芝/GE	同左
型式	PWR	同左	同左	同左	同左	同左	BWR	同左
電気出力 (万kWe)	153.8	約140	61	100	>100	~175	135.6	約170
熱出力 (万kWt)	446.6	約393.1	193.3	290	340	500	392.6 (炉心)	-
燃料 集合体	17 × 17	16 × 16	17 × 17	17 × 17	17 × 17	17 × 17	9 × 9	-
燃料集合 体数	257	241	145	193	157	257	872	-
平均線出 力密度 (kW/m)	17.6	17.6	13.5	15.2	-	18.7	-	-
中性子 反射体	ステン レス鋼	なし	ステンレ ス鋼	ステン レス鋼	-	ステンレ ス鋼	なし	-
原子炉 容器内径	5.2m	4.6m	4.0m	4.4m	-	5.2m	7.1m	-
蒸気 発生器	6,500 m ² × 4	14,700 m ² × 2	7,500 m ² × 2	6,980 m ² × 3	12,500 m ² × 2	8,350 M ² × 4	なし	-
1次 冷却材 ポンプ	25,800 m ³ /h × 4	25,100 m ³ /h × 4	11,600 m ³ /h × 4	11,900 m ³ /h × 6	17,000 m ³ /h × 4	29,100 m ³ /h × 4	7,700 m ³ /h × 10	-
原子炉 格納容器	PCCV	鋼製CV	鋼製CV (静的 冷却)	同左	同左	PCCV	RCCV	-
非常用 炉心冷却 設備	高压 × 4 蓄圧 × 4 CV内 RWSP	高压 × 4 蓄圧 × 4 CV内 RWSP	静的炉心冷却系 - 炉心補給水タンク - 蓄圧タンク - 重力注入RWST - 静的余熱除去系 - 自動減圧系			低压 × 4 蓄圧 × 4 小LOCA 時SGに よる減圧 CV内 RWSP 重力注入 (AM)	高压 × 3 低压 × 3 自動減圧 系	-
開発状況	申請 予定	1997年 DC取得	1999年 DC取得	概念設 計完了	申請 予定	開発中	運転中 / 1997DC	開発中

第 2 章 既設発電所の事故・故障等の反映

1 国内外の事故・故障等の反映

反映状況

- ・敦賀 3、4号機は、基本設計の段階から、国内外の原子力発電所における事故・故障等のうち安全上重要なものについて、設計に反映する方針である。
- ・国内プラントについては、法律・通達に基づき国に報告された軽水炉の事故・故障等を対象とし、国外プラントについては、NRCの指示文書が出された事故・故障等や第3次改良標準化計画終了後に発生した軽水炉の事故・故障等を対象としている。
- ・なお、ヒューマンエラーについては、今後の詳細設計以降の各段階における品質管理、運転管理に万全を期すために教育訓練を徹底するとともに、過去の知見のみならず新たな知見等を随時、品質管理要領書、作業要領書、運転手順書等に反映し、発生防止を図る方針である。

国内発電所の事故・故障等の反映

事故・故障等	設計対応
蒸気発生器伝熱管の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・水質管理の強化（全揮発性薬品処理、全量復水脱塩装置） ・液圧全厚拡管の採用 ・耐腐食性に優れた伝熱管材料の採用（インコネル690の採用） ・A V B 支持点数の増加（9点支持）など
再生熱交換器連絡配管の熱疲労損傷と配管の熱疲労	・現在日本機械学会で行われている高サイクル熱疲労に対する検討結果を設計に反映する。
制御棒クラスタ案内管支持ピンたわみピンの損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・支持ピンの熱処理改善と大径化 ・たわみピンを使用しない構造の採用
制御棒駆動装置等ハウジングキャノピーシールの損傷	・キャノピーシール削除した構造の採用
1次冷却材ポンプ変流翼取付ボルトの損傷	・変流翼を削除した構造の採用
復水器伝熱管の損傷	・耐腐食減肉に優れた伝熱管材料の採用（チタン管の採用）
低圧タービン円板部・動翼部・静翼部の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・円板翼溝部の大型化による局所応力の低減 ・翼先端部と翼を完全一体構造（ISB）とした翼の採用など
燃料集合体の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・燃料集合体上部ノズルとリーフスプリングクランプ一体構造の採用 ・燃料集合体下部の異物フィルタの採用など
燃料内挿物ホールドダウンスプリングの損傷	・ストレートばねの採用
制御棒クラスタの経年劣化	・制御棒クラスタへのクロムメッキ採用など

敦賀1号機 放射性廃棄物漏えい事故	<ul style="list-style-type: none"> ・廃棄物処理設備の独立区画化や堰の設置 ・廃液貯蔵タンク類への水位計設置など
福島第2発電所3号機 原子炉再循環ポンプ損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・溶接不良排除への留意など
美浜2号機 蒸気発生器伝熱管損傷事象	<ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器の改良 ・高感度主蒸気管モニタの設置 ・外部電源の運用見直しなど
敦賀1号機 シュラウドサポート部の損傷	<ul style="list-style-type: none"> ・設計過程での材料の選定への留意 ・製造過程での残留応力等施工管理への留意 ・運転開始後の水質管理等の留意
高速増殖原型炉もんじゅ 2次系ナトリウム漏えい	<ul style="list-style-type: none"> ・温度計さや管の詳細設計段階で高サイクル疲労に関する知見を反映する。
アスファルト固化処理 施設火災・爆発事故	<ul style="list-style-type: none"> ・セメント固化処理方式の採用
JCO臨界事故	<ul style="list-style-type: none"> ・保安教育の徹底など

国外発電所の事故・故障等の反映

事故・故障等	設計対応
ブランスフェリー発電所 ケーブル火災	<ul style="list-style-type: none"> ・難燃性ケーブルの採用 ・ケーブル貫通部への防火シールの施工 ・延焼防止塗料を塗布
スリーマイルアイランド 発電所2号機事故	<ul style="list-style-type: none"> ・同事故を反映した安全設計審査指針に適合するよう設計する。
サリー発電所 給水配管の破断	<ul style="list-style-type: none"> ・水質管理の徹底による減肉防止
バーセベック発電所 ECCSポンプサクシオンストレーナ目詰まり	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内安全弁、逃し弁の放出先として加圧器逃しタンクを設置 ・デブリインターセプタの採用など
ブジェイ発電所 バッフルフォーマボルトのクラック	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子反射体の採用によるボルト数の削減
ブジェイ発電所 原子炉容器上部蓋クラック	<ul style="list-style-type: none"> ・耐SCCに優れた管台材質の採用（インコネル690の採用） ・原子炉頂部温度の低減
シボー発電所 余熱除去系配管クラック	<ul style="list-style-type: none"> ・現在日本機械学会で行われている高サイクル熱疲労に対する検討結果を設計に反映する。
蒸気発生器伝熱管破損	<ul style="list-style-type: none"> ・水質管理の強化（全揮発性薬品処理、全量復水脱塩装置） ・ステンレス管支持板の採用など

2 県内加圧水型軽水炉の事故・故障等の反映

県内加圧水型軽水炉の事故・故障等の調査

- ・県内にある加圧水型軽水炉 12 基で、平成 12 年度末までに起きた事故・故障（法律、通達、安全協定に基づく異常事象）を対象として調査を行った。
- ・調査にあたっては、事故・故障を設備、機器ごとに分類した後、さらに、損傷発生部位、原因、損傷モード、原因または損傷の主因の観点から類似事象を整理した。
（詳細は添付資料を参照）

設備	代表的な機器	件数
配管	化学体積制御系配管、主給水配管	31
弁	主給水制御弁、蒸気加減弁	31
容器	原子炉容器上蓋	10
炉内構造物	制御棒案内管	11
熱交換器	蒸気発生器、復水器	114
ポンプ	1次冷却材ポンプ、主給水ポンプ	27
ポンプモーター	1次冷却材ポンプ、主給水ポンプ	11
燃料設備	燃料体、制御棒クラスタ	42
タービン設備	高圧タービン、低圧タービン	9
計測制御設備	原子炉保護系、核計装	54
電気設備	発電機、励磁機	7
電源設備	非常用ディーゼル発電機、制御棒駆動用電源	29
空調設備	アニュラス排気ファン、よう素除去ファン	2

反映状況

- ・調査結果を基に、敦賀 3、4 号機への事故・故障等の反映状況を確認したところ、既設発電所で行われている設備対応等を行うとともに、必要に応じ、より一層の安全性、信頼性の向上を目指して、追加対応を行う設計方針であることを確認した。