

---

## 原子力開発特集

---

最近の沸騰水形原子力プラントの進歩	55
BWR 機器設計上の問題点	60
軽水形原子炉における自己制御性の実験的研究	66
炉物理実験の研究	71
放射性廃棄物処理装置の開発	76
新形原子炉の開発	81

---

# 最近の沸騰水形原子力プラントの進歩

## Advancements in Current BWR Power Plant

大 木 新 彦\*  
Arahiko Ohki

### 要 旨

最近建設を開始した沸騰水形原子力発電所の多くはアメリカ GE 社の提唱する 1967 年標準形プラントであるが、これには従来の実績に基づき開発されたいくつかの新しい技術が採用されている。そこに GE 社の沸騰水形原子炉(BWR)開発に対するたゆまぬ努力の成果をみることができる。

そこで 1967 年標準形プラントの特長と改良点につき紹介し、BWR の進歩の一端を展望する。

### 1. 緒 言

近年、世界各国における原子力発電所の建設計画は目ざましいものがある。特にアメリカでは従来の火力、水力発電所にかわって完全な商業ベースのプラントとして、急ピッチに建設が行なわれている。過去 2 年間に於いてアメリカ国内で発注された原子力発電所は総数 51 基で、総発電容量 43,300 kWe に達し、この数値はわが国の総発電量にほぼ匹敵するもので、アメリカにおける全容量の約 1/8 にあたっている。その主体は軽水炉であるが、中でも GE 社の沸騰水形原子力発電所は、18 基、15,600 kWe を占めている。

一方わが国においても日本原子力研究所に設置された動力試験炉(JPDR)を初めとし、現在建設中の日本原子力発電株式会社 2 号炉の敦賀発電所、東京電力株式会社 1 号炉の福島原子力発電所が GE 社の BWR を採用している。

東京電力株式会社 2 号炉は電気出力 78 万 kW のわが国最大容量プラントとして GE 社への発注が決定され、また島根に建設される中国電力株式会社 1 号原子力発電所は BWR プラントを建設する方針で具体的な計画を開始している。

また最近、建設中の BWR プラント 1 基あたりの電気出力は次第に大形化の傾向にあり、したがって燃料費に比較し建設費が割高のため不利となっていた発電コストを引き下げる効果となっている。

このように BWR プラントが数多くの建設実績を有しているのは、すぐれた炉特性に加えて経済性においても従来の発電プラントと十分競合できるためであり、さらにきわめて安全性の高い原子炉であるからにほかならない。

さらに最近の BWR プラントにおいては高出力密度炉を採用するとともに標準化を完成し、より経済性にすぐれたプラントとなっている。

ここでは GE 社が開発してきたこの標準形 BWR の特長と改良点について紹介したい。

### 2. 1967 年標準形 BWR プラントの特長

GE 社では年々プラントの標準化を行ない種々の改善を続けてきたが現在最新プラントとして 1967 年標準形を提案している。

1967 年標準プラントのおもな特長は次のような点にある。

- (1) 高出力密度炉心の採用
- (2) 取出燃料に対する高燃焼度の確保
- (3) プラント機器の単純化と標準化
- (4) プロセス計算機の採用による炉性能の常時は握
- (5) 非常用炉心冷却設備の採用による安全性の向上

\* 日立製作所日立工場

表 1 BWR 標準プラント主要仕様

項 目	標準形名称	183T368	218T548	251T764
熱 出 力 (MW max)		1,593	2,381	3,293
電 気 出 力 (Gross MWe)		500 級	700 級	1,000 級
原 子 炉				
燃 料 要 素 本 数		368	543	764
制 御 棒 本 数		89	137	185
燃 料 棒 本 数 / 燃 料 要 素		49	49	49
燃 料 棒 寸 法 直 径 × 有 効 長 さ (in)		1.15 × 388	1.15 × 388	1.15 × 388
炉 外 径 (in)		136.8	170.5	198.6
炉 心 特 性				
熱 出 力 (Range MWe)		1,593—1,570	2,381—2,347	3,893—3,234
炉 心 冷 却 流 量 (lb/h)		49.5 × 10 <sup>6</sup>	74.5 × 10 <sup>6</sup>	102.5 × 10 <sup>6</sup>
炉 心 入 口 サ ブ ク ル (Btu/lb)		30.0—19.6	30.0—19.4	30.0—19.4
炉 心 出 口 ク オ リ テ ィ (%)		13.8	13.8	13.8
給 水 温 度 (°F)		320—420	320—420	320—420
出 口 蒸 気 流 量 (lb/h)		6.05—6.75 × 10 <sup>6</sup>	9.05—10.10 × 10 <sup>6</sup>	12.52—13.92 × 10 <sup>6</sup>
圧 力 (Psia)		1,020	1,020	1,020
出 力 密 度 (kW/l)		50.9—50.8	51.1—50.4	50.6—49.9
機 器				
圧 力 容 器				
内 径 (in)		183	218	251
内 側 全 長 (in)		796	831 <sup>3/4</sup>	870 <sup>1/2</sup>
板 厚 (クラッド含む) (in)		4 <sup>1/16</sup>	5 <sup>1/16</sup>	6 <sup>1/16</sup>
スチームセパレータ				
数		102	151	211
1 ユニットあたり蒸気流量 (lb/h)		60,300—67,100	60,900—68,000	60,300—66,900
キャリアンダー (lb/h)		96,100—94,500	148,000—145,000	199,000—196,000
再 循 環 系				
ル ー プ 数		2	2	2
配 管 外 径				
蒸 気 管 (in)		20	24	26
再 循 環 水 管 (in)		22	28	28
ジェットポンプ給水管 (in)		12	12	12
ポン プ 容 量 (GPM 基)		27,100	45,200	45,200
ポン プ 揚 程 (ft)		550	500	710
ジェットポンプ				
M 比		1.48	1.23	2.07
効 率 (%)		34.0	34.4	33.0
数		16	20	20

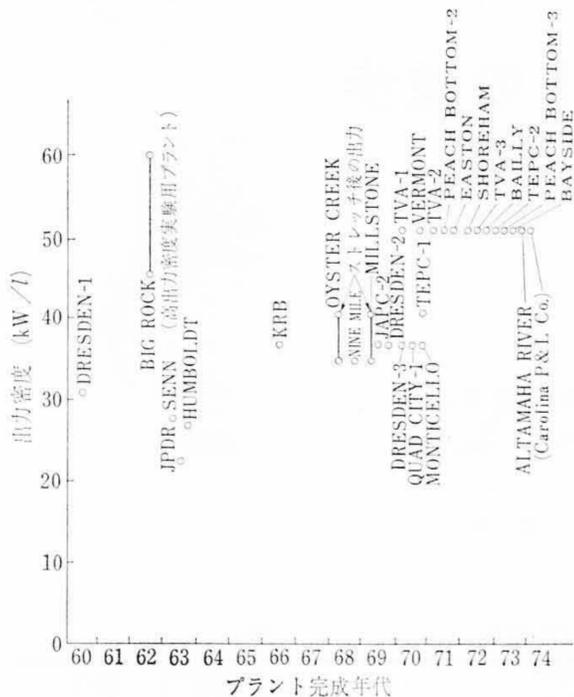
標準化のためプラント出力を 3 段階に設定し、炉心設計を固定したため、炉内部品の共通化が可能となり著しいコストの低下が得られた。またプラント機器に関しても設計を統一して標準化を確立した。

このように標準化したプラントを、ベースに実際には建設地点の条件や顧客の要求に応じて多少の修正を行なうことにより容易に最適プラントの計画が可能である。

標準プラントの主要な仕様を表 1 に示す。

### 3. 高出力密度炉心の採用

1967 年標準形 BWR プラントについて特に注目すべき点は、従来と比較して高出力密度化された炉心の採用にある。



注：BWR プラントは代表的なもののみ図示する。

図1 BWR 出力密度の変遷

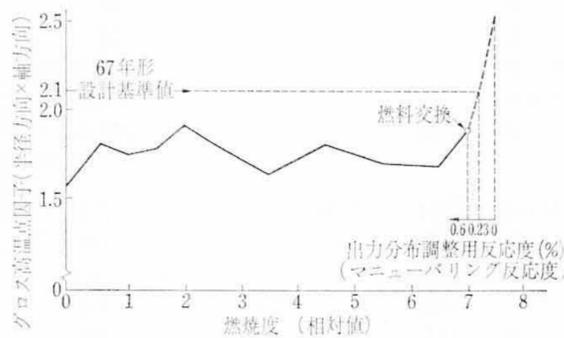


図2 燃焼に伴う高温点因子の変化

GE社はドレスデン-1プラントの運転、高出力密度試験炉ビッグ・ロックプラントの建設などにより積み上げた実績を基に炉心の高出力密度化を続けてきた。それらの変遷を示したのが図1である。

オイスター・クリークプラントの設計当時までは出力にストレッチという概念が使われていた。これは原子炉出力に対してプラントの容量を多少大きく作り、運転開始後炉の特性をは握しながら出力を上昇させ、プラントの容量に合った発電量を獲得する考え方で、原子炉の設計経験の少なさから安全度を大きく取っていたことに原因している。しかしその後、実績の蓄積に伴う設計精度の向上により過大な安全度を見込む必要がなくなってきた。1967年標準形炉心では出力密度を1965形の41 kW/lより一挙に51 kW/lに上昇したが、この炉心設計が可能となったおもな原因は次のようなものである。

- (1) 従来の実績およびプロセス計算機の活用により、合理的な制御棒操作およびプログラミング計画が可能となったため、運転期間を通して平坦(へいたん)な出力分布を保ち得たこと。
- (2) 燃料要素内の濃縮度を分布させることにより局所的に出力分布を平坦化していること。
- (3) 従来の実績から核的因子の改善および適正な燃料交換法の採用などにより燃料燃焼度の向上が可能となり、出力分布の平坦化を助けていること。
- (4) 燃料要素の限界熱流束を大きく取り得ることが定量的に明らかとなったなど熱設計条件が著しく改善されたこと。
- (5) 運転実績の分析などより、従来考えられていたように定常設計値のうえにさらに過渡出力を見込む必要のないことがわかり、その分だけ出力の上昇が可能となったこと。

### 3.1 炉心内出力分布の改善

原子炉の出力分布はその最大の点においても燃料棒に損傷を与えないように設計される必要がある。したがって炉心内に極端に高い

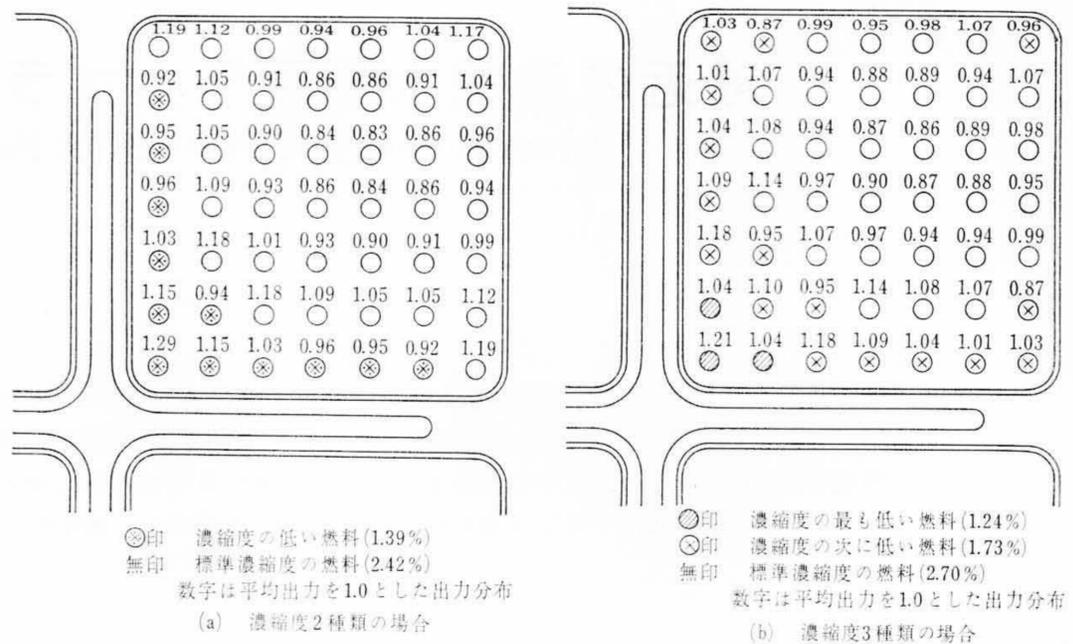


図3 燃料要素内出力分布

表2 高温点因子

項目	形式	1965年形	1967年形
半径方向		1.47	1.40
軸方向		1.57	1.50
グロス高温点因子 (半径方向×軸方向)		2.31	2.0
局所		1.30	1.24
全高温点因子 (グロス×局所)		3.0	2.6

出力ピークが生ずるとそれにより熱的条件が押えられるので、平坦な出力分布ほど高出力密度を得るのに好ましい。

炉心内出力分布を炉心半径方向、軸方向、局所(燃料要素内出力分布)の三つに分離して考え、それぞれ最大値と平均値の比を高温点因子と称し、ひずみ具合を表わす目安としている。

1967年形炉心の高温点因子は従来のものに比べて表2のように小さい値となっており、平坦化の効果が表われている。

これらのうちグロス高温点因子の改善は過去の運転実績からの判断と、プロセス計算機の活用などにより出力分布が平坦化できたためである。

グロス高温点因子は燃料の燃焼に伴って変化していくが、燃料サイクルの全期間にわたって設計点以下に押えねばならない。図2は燃焼に伴うグロス高温点因子の変化の検討例である。サイクル末期においては制御棒の操作に余裕度がなくなるため、グロス高温点因子を押えることが困難となる傾向にあるが、適正な燃料交換計画と制御棒操作計画を採用すれば設計値以下に保つことは比較的容易である。

局所高温点因子の平坦化は従来の実績および解析結果をもとにして燃料要素内に濃縮度の違った燃料棒を組み合わせた結果可能となった。

燃料要素内の濃縮度がそれぞれ2種類と3種類の場合の局所高温点因子の一例を図3に示している。1967年形炉心では3種類濃縮度燃料を採用しているため局所高温点因子を低くすることができた。

### 3.2 燃料交換法と高燃焼度

合理的な燃料交換方式の採用により炉心内での出力分布を平坦化し燃料の燃焼度を高めることが可能となる。しかも安全性が高く取り扱いが容易であることなどのすべての条件を満たすように立案される。BWR炉心では従来からの種々の研究および実績から分散形燃料交換方式(Scatter Refueling)、なかでも一様分散無移動方式が炉物理的、炉工学的、経験的に最適であるとの結論が得られている。これは交換する燃料要素を炉心内から一様に取り出し、その位置に新燃料を装荷するだけで、その他の燃料要素は相互間の位置を



注：BWR プラントは代表的なもののみ図示する。  
図4 燃料燃焼度の設計目標値の変遷

表3 燃焼度と濃縮度の一例

項目	平均燃焼度 (MWD/t)		平均濃縮度 (%)	
	初期炉心	平衡炉心	初期炉心	平衡炉心
1965年形	16,500	22,000	2.09	2.50
1967年形	21,000	27,500	2.29	2.70

できるだけ移動させない交換方式である。初期燃料に対する余剰反応度はボロンステンレス鋼製の反応吸収板を一時的にそう入することによって吸収するが、第1回目の燃料交換の際全数を除去する。またこの際取り出した燃料の一部を貯蔵しておき第3回目の交換の際して新燃料と混ぜて再装てんする。

燃料の取り出し、装てんは各制御棒を取り囲む4本を順次に行なうので炉心内を均一に交換できる。

数回のサイクルを経過すると制御棒を取り囲む四つの領域はそれぞれ燃焼度の順次異なった燃料が装荷され、各サイクルでの反応度変化がほぼ定常化され平衡状態に移ってくる。

炉心内における均一なる燃焼分布は燃焼度を高めるだけでなく出力分布平坦化に効果がある。

1967年形炉心では高燃焼度と均一なる出力分布が得られるように特に種々の考慮が払われている。すなわち

- (1) 各種照射実績によって燃焼度の設計目標を平衡炉心で22,000 MWD/tから27,500 MWD/tに向上させた。燃焼度は高燃焼後の燃料インテグリティの確認など種々の実績を基に設計値を改善してきたが、その設計目標の推移は図4に示されている。
- (2) 燃焼計算で使用していたデータを実験および実績に基づき再検討した。新しい計算法によると従来より高い燃焼度の得られることがわかった。
- (3) 燃焼末期における出力分布の調整に必要な反応度の余裕量(マニューバリング用反応度)を従来1% Δkと考えられていたが運転実績や解析結果から0.5% Δkで十分であるとの結論を得た。この値を採用したため燃料サイクル期間が長くなりその分だけ燃焼度を高めることが可能となった。図2に示すようにマニューバリング反応度を0.5% Δk(設計値0.6% Δk)とした場合でも高温点因子を設計基準値以下に保つことができる。

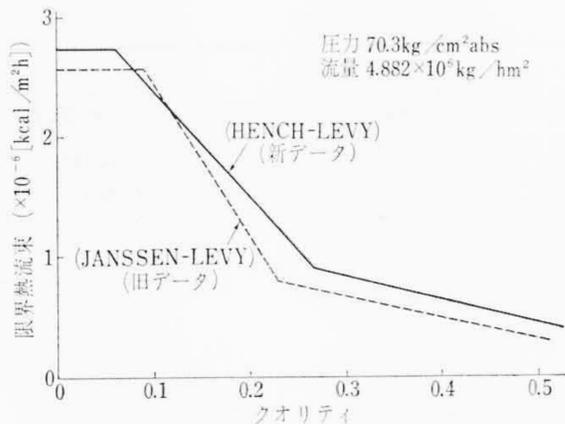


図5 限界熱流束の比較

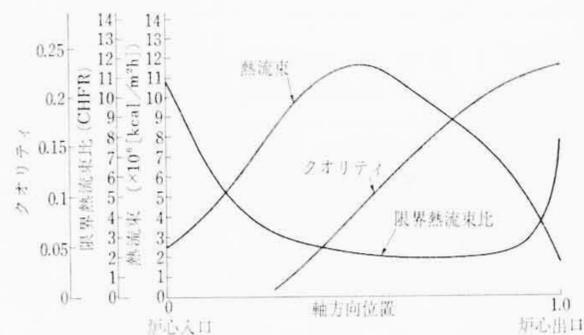


図6 ホットチャンネル軸方向熱特性の比較

(4) 燃料要素に使用されるスペーサの材質を従来のステンレス鋼から中性子吸収の少ないジルカロイに変更したため反応度に若干余裕ができた。

以上の改善により燃料濃縮度を若干上げることにより27,500 MWD/tを達しえた。従来の設計値と比較すると濃縮度と燃焼度の関係は表3のようになる。

### 3.3 制御棒操作計画

燃焼に伴い反応度の減少を補うため制御棒を引き抜いていく必要がある。無計画な引抜操作を行なうと出力分布の平坦化がくずれ、したがって出力密度を下げた運転せざるを得なくなる。これら適正な引抜シーケンスは次のような条件を考慮して計画される。

- (1) 炉心内の出力分布をできるだけ平坦になるようにすること。
- (2) 制御棒1本当たりの等価反応度を大きすぎないようにすること。
- (3) 制御棒パターンが単純で引抜手順を容易にすること。

これらの条件は制御棒を一様分散に引き抜き、また引抜パターンに対称性を与えるよう考慮することで達成できる。

### 3.4 熱設計条件の改善

BWRの熱設計では限界熱流束として核沸騰から遷移沸騰に移る点の熱流束を考えている。設計に用いる限界熱流束としては、数多くの実験値の下限を結んでえられた関係式を用いているので実際に核沸騰の限界を表わすものではなく、わずかながら遷移沸騰に移る可能性のあることを表わしている。さらに遷移沸騰に至れば直ちに燃料体が破損する訳ではなく、この限界熱流束にかなりの余裕が含まれているといえる。

従来の限界熱流束は主として二重管のバーンアウト実験をもとにしたJANSSEN-LEVYの関係式を用いていた。その後燃料棒群のバーンアウト実験の結果からこの関係式に大幅の余裕のあることがわかり、HENCH-LEVYの関係式が作られた。これら二つの関係式を炉心流量と蒸気クオリティ(蒸気重量流量/全重量流量)の関数として示すと図5のようになる。これより明らかなようにHENCH-LEVYの関係式では特に高クオリティ領域での限界熱流束が高くなっている。1967年形炉心ではこのHENCH-LEVYの式を採用しているため炉心出力密度の改善に効力を発揮している。

燃料要素の軸方向熱特性を検討する際に図6の実線のように炉心中心部にピークのある軸方向の出力分布を採用している。従来は炉心の上端から1/3の位置に最高値のある分布を考えていたが、過去の実績より最高熱流束の燃料要素で生ずる出力分布は運転期間を通じてほぼ中央にピークのあることが確認できたので採用するに至っている。炉心上方の比較的蒸気量の多い部分では限界熱流束が低くなっており、この辺に出力ピークがくると熱的条件が苦しくなり出力密度が押えられる。

燃料棒中心温度の設計に際してはUO<sub>2</sub>の熱伝導率が大きく影響するが従来の

表4 プロセス計算機の機能

分類	項 目	内 容
性能計算 (Performance Calculations)	炉心出力分布計算 (Core Power Distribution)	低出力領域モニタ (LPRM) の読み, 制御棒位置, 炉心流量, 炉出力などに基づき, 各燃料要素ごとの出力分布を求める。
	炉心内流量分布計算 (Core Flow Distribution)	炉心出力分布と全炉心流量とから各燃料要素ごとの流量分布を求める。
	出力密度および熱流束の計算 (Limiting Power Densities and Critical Heat Flux Ratios)	炉心出力分布から局所的な出力密度と熱流束とを計算し, 定格出力密度および限界熱流束との比を求める。
	炉熱出力計算 (Reactor Power Output)	蒸気圧力, 給水系, 浄化系, 制御棒水圧系の各流量ならびに温度から熱平衡条件により求める。
	その他の性能計算 (Misc. Calculations)	(1) 炉心内平均ならびに局部ボイド量 (2) 炉心出口平均蒸気率 (3) 炉心圧力降下 (4) プラントおよびタービンのヒートレート
運転補佐 (Operating Aids)	炉心の監視 (Core Monitoring)	LPRM の読みをひん繁に走査し, 局所的な出力密度が運転許容値を越えると警報を発生する。
	制御棒反応度の監視 (Control Rod Worth Monitoring)	記憶させた制御棒引抜シーケンスにはずれた制御棒を選択すると, 引き抜きを阻止し制御棒反応度が過大にならぬよう監視する。
	制御棒位置の指示 (Control Rod Position Indication)	制御棒の位置を走査記憶し, 定められた時間ごと, および位置をかえた場合に印字する。
	現象のシーケンス記録 (Sequence-of-Events Recording)	アブノーマルな事態が起こったときに何が原因で, 何が引き起こされたかを判断するため, 多数の接点入力を時間を追って記録する。
	データの呼び戻し (Event Recall)	いくつかのアナログ入力を走査測定し, ある時間だけ記憶し, 常に新しいデータと入れかえデータの呼び戻しを可能にする。

表5 非常用炉心冷却設計の概要

系 統	機 能
原子炉隔離冷却系 (RCIC)	主復水器による冷却不能時に炉の冷却可能
残留熱除去系 (RHR) (a) 原子炉停止時冷却系 (b) 低圧炉心注水系 (LPCI) (c) RHR サービス水系 (d) 格納容器スプレイ冷却系	崩壊熱および原子炉一次系の熱の除去 冷却水喪失事故後の原子炉压力容器内水位の回復 圧力抑制プール水温をいかなる場合においても設計温度以下に保つ 圧力抑制装置の圧力低減
高圧炉心注水系 (HPCI)	小破損時の原子炉压力容器への注入
炉心スプレイ冷却系	冷却水喪失事故時に炉心を冷却し, 最終的には炉心を水浸する能力を保有
低圧注水系(後備冷却水供給系)	主復水器ポットウエルへ河水あるいは海水を供給することにより冷却水喪失事故時に炉水へ連続給水可能
原子炉オートリリーフ系	HPCI のバックアップとして炉圧力の減少

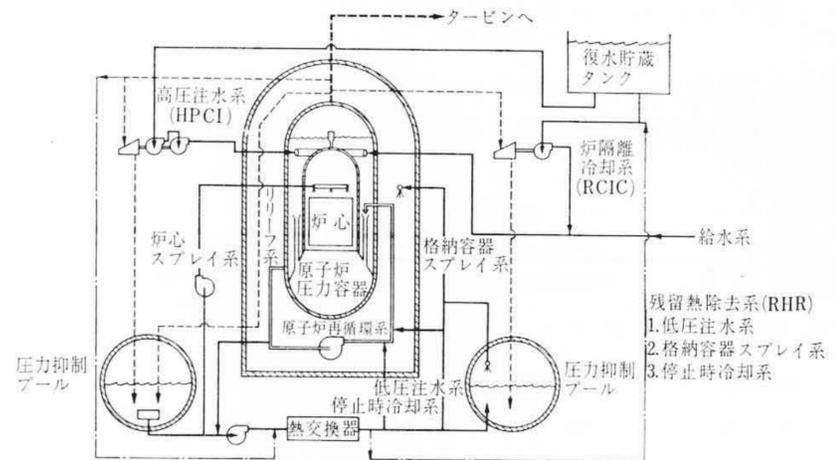


図7 非常用炉心冷却系系統図

$$\int_0^{T_M} kdT = 90 \text{ kW/cm}$$

を実績および実験値の積み上げにより 93 kW/cm に改善することができた。

1967年形炉心ではこれらの条件を採用しており, 熱的に種々改善された炉心となっている。ホットチャンネルの軸方向出力分布および限界熱流束比

$$\left( \text{CHFR} = \frac{\text{限界熱流束}}{\text{設計熱流束}} \right)$$

は図6に示すとおりである。

### 3.5 過渡現象に対する設計余裕度

過渡現象の際の余裕度に対する考え方が大幅に改善された。従来の炉心設計では過渡現象に対する余裕度として静的に20%を見込み, その際の最小限熱流束比 MCHFR が1.5を切らぬことを設計条件としていた。しかしプラントの運転実績を分析した結果, 静的に20%高い出力で設計することは著しく大きな余裕度を持つことになり実際的でないことが確認されたため, この余裕度を切りつめ定常時の MCHFR を1.9以上にすること, 炉心動特性解析より最も過酷な過渡時でも十分なる安全率を保ち得ることという条件に変更した。1967年形炉心ではこの考え方を採用している。

### 4. プロセス計算機の採用

高出力密度炉心の採用により高能率の原子炉を有効かつ安全に運転するためには, 出力密度の決定因子である限界熱流束を正確には握るのが好ましく, そのために1967年形ではプロセス計算機が設けられている。

計算機を用いると高速かつ正確なくり返し計算などができるので複雑な計算が可能となり炉心内の中性子束分布, 炉心内流量分布,

炉心内出力分布その他が正確に求められる。これらの性能計算は周期的に行なわれ, その結果を記録しておく。

計算機の機能を大別すると炉性能計算など, 運転の補佐, データの集積, データの整理, データの記録, 監視および警告などである。そのうち計算機の主要用途である性能計算および運転の補佐作業につき詳細を表4に示す。

このように運転のための補佐を目的としており, 原子炉の制御を自動的に行なう用途には使用されていない。

性能計算の結果は制御棒を操作し出力分布の調整を行なう際に, 設計余裕度を判定し適切なる処置を取るために特に有効であり, 平坦な出力分布での運転を容易にする。

### 5. 新安全設備の採用

沸騰水形原子力発電所にはBWR固有の安全性に加えて種々の異常状態あるいは事故に対処できるようにいくつかの安全設備が設けられており, きわめて安全度の高いプラントとなっている。

特に最近では再循環系配管の破断または主蒸気配管の破断により生ずる冷却材喪失事故を仮定して, いかなる破断状態においても必ず炉心の冷却が十分かつ有効に余裕をもって行なわれるように総合的な設計がとられている。

新たに開発された安全設備としては次のようなものがある。

- 原子炉隔離冷却系 (RCIC)
- 残留熱除去系 (RHR)
- 高圧炉心注水系 (HPCI)

これらの新安全設備は従来の炉心冷却設備と組み合わせられて効果的に作動し, 非常時の冷却能力を著しく向上させている。

非常用炉心冷却系の機能を表5に系統図を図7に示す。

タービン主塞止弁閉, RCIC, HPCI停止	レベル 8
高水位・アラーム	レベル 7
10%出力時水位	レベル 6
炉水位制御範囲	レベル 5
100%出力時水位	レベル 4
低水位・アラーム	レベル 3
低水位・スクラム	レベル 2
再循環ポンプ停止, 一次系隔離, RCIC 運転開始	レベル 1
HPCI, RHR, 炉心スプレー・ディーゼル 発電機運転開始	レベル 0
燃料(Active)上端	
格納容器スプレー作動可能	

- 系統レスポンス時間
1. レベル探知および作動信号発信 3秒
  2. ポンプが定格回転数に達するまで 5秒
  3. 弁開放開始: ポンプ吐出圧力>炉圧力+3秒  
(かなりの流量あり)
  4. 弁全開(開信号よりの時間) 20秒

図8 炉水位による非常用炉心冷却設備作動信号

表6 非常用炉心冷却設備の多重性

事故現象	使用可能電源	主要冷却設備	バックアップおよび補助冷却設備
定常補助電源喪失	DC電源 ディーゼル電源	原子炉隔離冷却系(RCIC)	高圧炉心注水系(HPCI)
再循環系破断 (小破断面積)	定常補助電源	給水系	HPCI
	DC電源 ディーゼル電源	HPCI	オート・リリーフ系+ 炉心スプレー系+ 低圧炉心注水系(LPCI)
再循環系破断 (大破断面積)	定常補助電源	第1炉心スプレー系	第2炉心スプレー系, LPCI
	DC電源 ディーゼル電源	第1炉心スプレー系	第2炉心スプレー系, LPCI

構成機器上の特長としては RCIC および HPCI にみられる小形タービンとポンプの組合せがある。これらのタービンは急速起動を可能とし、原子炉圧力容器内に保有する蒸気を利用するため駆動用電源を不要とするなどの利点を有している。

5.1 非常用炉心冷却系の設計基準

冷却水喪失事故時に炉内の非常冷却を保持するため GE 社は種々の実験より次の基準を立てている。

- (1) 設計最大破断事故においても燃料被覆溶融を起こさない。
- (2) 炉心は次のいずれかの冷却が確保できれば溶融しない。
  - (a) 炉心スプレーにより冷却する。
  - (b) 炉心の 1/2 以上を水中につける。

事故の規模と溶融を起こさないため非常冷却設備作動までに許される時間との関係の一例を示したのが図9である。

いかなる事故においても非常冷却設備の能力が斜線内にあるよう計画する必要がある。

5.2 非常用炉心冷却設備の多重性および有効性

非常用炉心冷却系は種々の事故に対して有効かつ安全に働きバックアップまたは補助冷却設備としての機構を有している。

配管の破断事故によって炉心冷却水が外部に放出し、一次系の減圧、炉心の露出による冷却不能が生じ燃料溶融に至る危険がある。

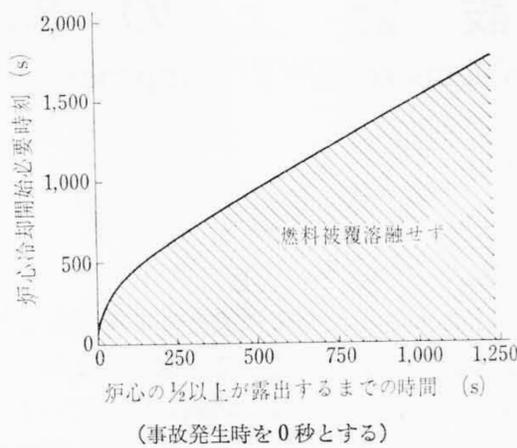


図9 冷却水喪失事故時非常用炉心冷却基準の一例 (事故の規模)

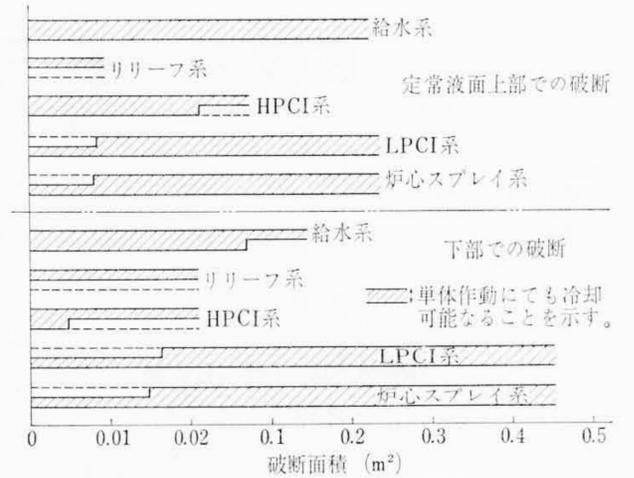


図10 冷却水喪失事故時における非常用冷却設計の有効性

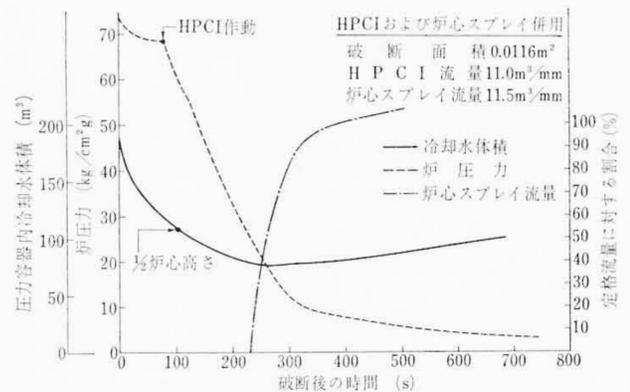


図11 非常冷却設備有効性の解析例

これに対しては炉心スプレーが設けられており、炉上部から注水によって冷却が確保される。炉心スプレーのバックアップには低圧注水系が作動し炉水の水没により冷却を可能とする。これは特に炉心上部にある配管が破断した際に有効となる。破断面積が比較的小さい事故に際しては原子炉圧力の低減速度が遅くなり、低圧で作動する炉心スプレーが期待できないので高圧炉心注水系を設けている。同時に原子炉オートリリーフ系が作動して、炉圧力の減少を早め炉心スプレーまたは低圧注水系の作動を早める。また事故に際し上昇した格納容器内の圧力を早期に低下するため格納容器スプレー冷却系を設けている。

これらの系統は炉水位または炉圧力によって自動的に作動するがその信号を示したのが図8である。

主要な事故に対して各系統がどのように働くかを示すと表6のようになる。特に冷却材喪失事故(再循環系破断)に対する非常用冷却設備の有効性は図10に示すとおりである。破断面積の大きさによって現象が異なるため作動する系統の組合せは違うが、いかなる場合にも必要以上の能力が確保できることを示している。

事故時の解析例を示したものが図11である。HPCIと炉心スプレーが併用して作動した場合の現象を計算しているが図9より判断すると溶融を防ぐ能力を有していることがわかる。

6. 結 言

最近の BWR の進歩に関し GE 社の提唱する 1967 年形標準プラントの特長を取り上げ説明した。BWR プラントは開発段階を過ぎ去りいまや実用段階にあり、すでに火力プラントと十分競合できる状態にきている。しかしこれからも実機の運転実績をもとに、さらに安全性の高い、より経済的なプラントに改善されていくものと考えられ、そのための開発も必然的に続けられていくであろう。