

沸騰水型原子炉の安全性研究

Study on Safety of Boiling Water Reactor

原子力発電所が我が国に導入されて以来、日立製作所では原子力発電所の安全設計及び安全研究に力を注いできた。本稿では、BWRの安全性に関する研究開発の現状について述べるものであるが、特に、BWR産業界で実施している大型安全性実証試験、日立製作所で実施してきたBWR基礎研究などについて紹介することにする。これらの研究の結果、BWRの安全性が十分高いことが確認されている。

富永研司* Kenji Tominaga
内藤正則** Masanori Naitô
新谷定則*** Sadanori Shingai
清水 翼**** Tasuku Shimizu

1 緒 言

原子力発電所は、万一の異常時でも放射性物質を環境に拡散して公衆に被害を与えぬように、その設計・製造・据付・運転に際して万全の考慮が払われているが、日立製作所では、従来から原子力プラントの安全性向上のための研究に力を注ぎ、設計技術の向上に努めてきた。

この成果は、BWR(沸騰水型原子炉)の固有の安全性とあいまって着実に実設計に反映されている。ここでは、原子炉固有の安全性及び安全設計の実情を述べるとともに、安全研究の一端について紹介する。

2 BWR発電所の安全性

2.1 BWRの固有の安全性

BWR固有の安全上の特徴を図1に示す。

第一の特徴は、通常運転時に炉心部に冷却材沸騰によるボイド(蒸気泡)が存在することである。これは、何らかの原因で出力が上昇すると沸騰の割合が増加して、核反応を維持する熱中性子を減らす方向に作用するので、出力上昇を緩和する

効果をもっている(出力を下げようとする自己制御性が大)。

第二の特徴は、自然循環能力が大きいことである。再循環ポンプが停止しても、自然循環だけによって全出力の約60%まで炉心を冷却することができる(自然循環による冷却能力が大)。

第三の特徴は、原子炉水位を水位計によって常時直接監視していることである。原子炉水位が変動した場合、給水流量を加減して自動的に水位を調整する設計となっている(水位自動制御による安定運転)。

第四の特徴は、原子炉格納容器の圧力抑制室部に大量の水を保有するプールがあることである。このため、原子炉が隔離するような事態に至っても、炉心で発生する崩壊熱をいったんプールで吸収することができる。更にまた、原子炉一次系からのLOCA(Loss of Coolant Accident: 冷却材喪失事故)を仮定しても、放出される熱を吸収することはもちろんのこと、ECCS(Emergency Core Cooling System: 非常用炉心冷却系)の水源として長期にわたり水を供給する機能ももっている。

このようにBWRは、他の炉型にない種々の固有の安全性をもっており、通常運転時に想定される異常事象に対して本質的に安全な設計となっている。

2.2 BWRの安定設計

前述のBWR固有の安全性に加え、BWRの安全設計に際しては、万一の事故事象に対しても炉心を十分に冷却し、放射線の影響が公衆に及ばぬように図2に示すような種々の安全設備を設置している。

ECCSは、LOCA時に冷却材を注入し炉心を適切に冷却することを目的としている。更に、放射性物質が直接環境に放出されるのを防止するため、原子炉格納容器を設置している。この格納容器内の雰囲気は窒素で不活性化されており、更に可燃性ガス濃度制御系を設置しているので、炉心内崩壊エネルギーによる水分分解で生じた水素、酸素がたまっても、この濃度を発火限界値以下に制御することができる。一方、格納容器から放射性物質が漏洩したとしても、原子炉建屋で格納し非常用ガス処理系で処理した後、主排気筒から放出する設計となっているので、公衆への影響を十分に低減することができる。

このように、原子炉で想定される事故に対しても多重、多層の安全設備により、その影響を極力低減する対策をとっているため、重大な事態に至る可能性はないと言える。

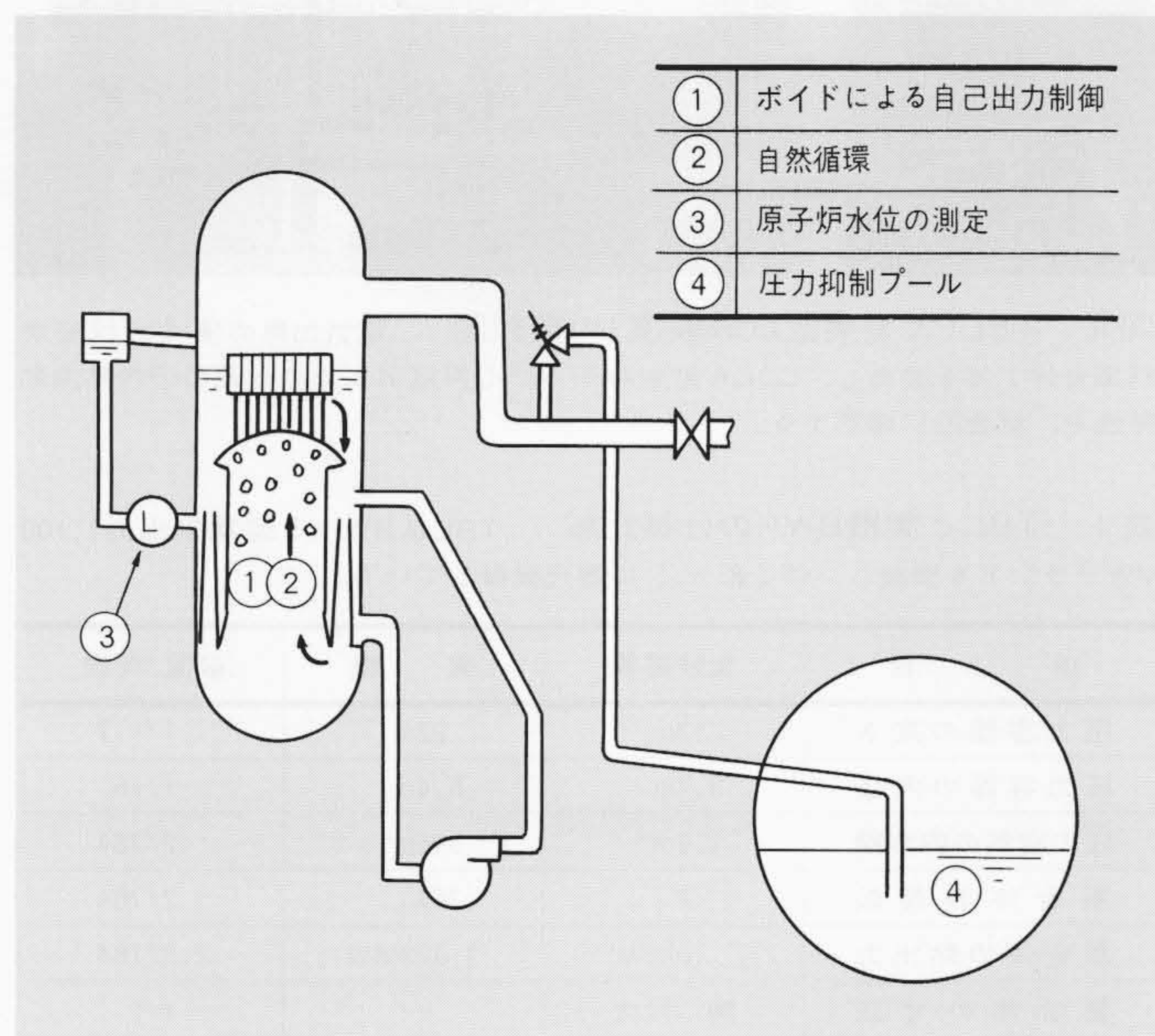


図1 BWRの安全上の特徴 BWRでは、ボイドによる自己出力制御、自然循環能力、原子炉水位を直接測定、大量の冷却材を圧力抑制プールに確保するなど、固有の安全性が高い。

* 日立製作所原子力事業部 ** 日立製作所エネルギー研究所 *** 日立製作所システム研究所 **** 日立製作所機械研究所

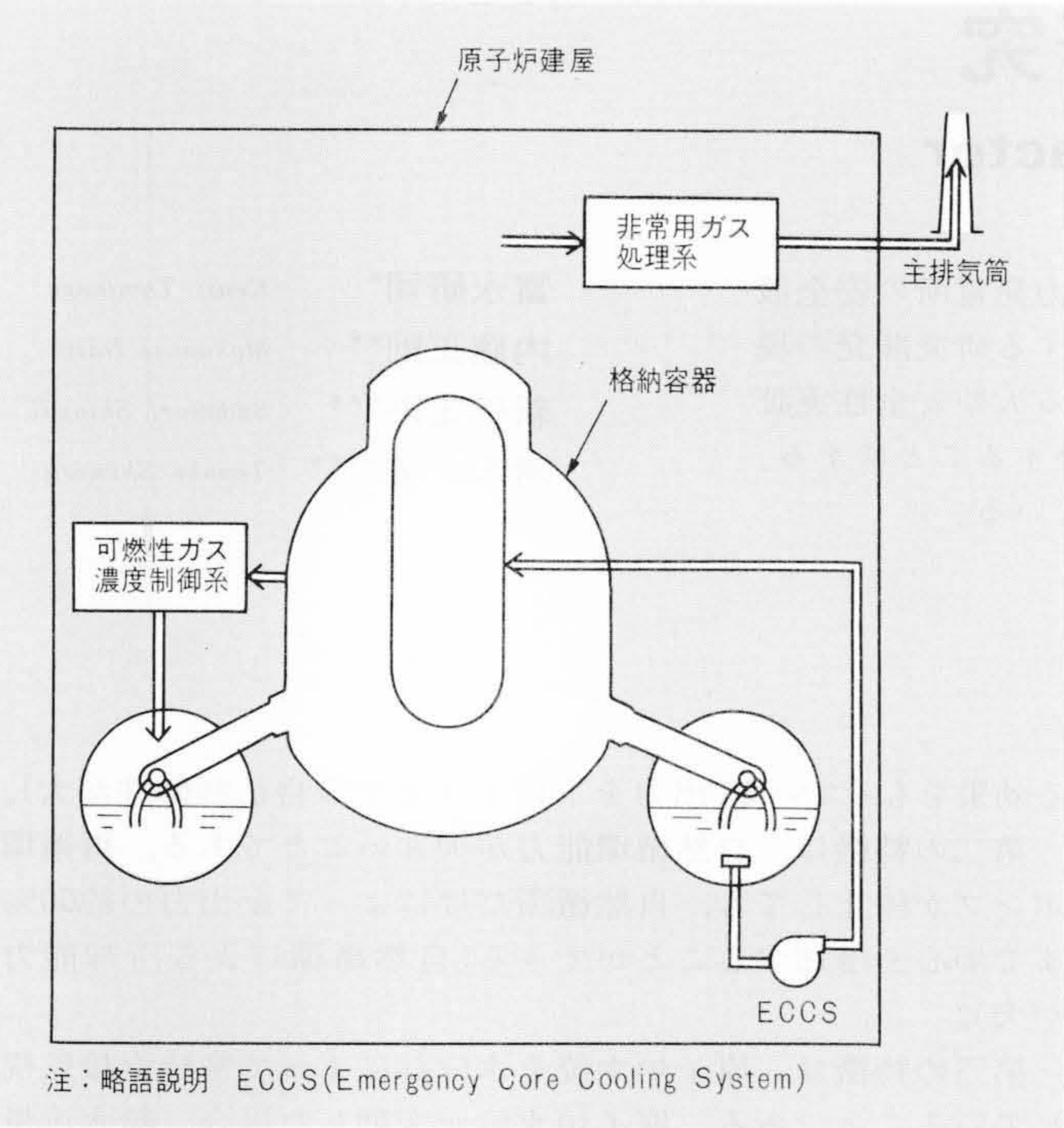


図2 BWRの安全設備の一例 BWRでは事故時炉心を十分に冷却するとともに、放射線の影響が公衆に及ばぬように多重の安全設備を設置している。

2.3 BWRの安全研究

以上述べたような安全設備の性能などは、基礎的な研究の積み重ねや大規模装置による実験などで、十分に実証されてきた。ここでは、日立製作所が実施してきた基礎的な安全研究及びBWR産業界で実施している大型安全性実証試験について述べる。

(1) 原子炉冷却材バウンダリーの健全性に関する研究

原子炉の冷却材バウンダリーの健全性は、原子炉の安全性を確保する上で極めて重要なものである。このため、原子力プラントの設計に際しては、これらのバウンダリー構成機器が運転時に破損することのないように万全の対策をとっている。したがって、技術的見地から、これが破損するという事態は考えられない。にもかかわらず、万一の事故を想定しても、一般公衆に被害を与えないように安全上万全の対策を講じておくことが要求される。これは、原子力プラント設計に固有の「深層防護」と呼ばれる考え方によるものである。この見地から、日立製作所では、冷却材バウンダリー構成の機器・配管の破壊強度の研究¹⁾を積極的に推進している。図3はその一例で、万一配管にき裂が発生した場合を想定し、その破断強度をき裂形状に対して求めたものである。実機配管が破断するには、き裂形状が極めて大きくなければならないが、実際にはこのような大きなき裂は、既に非破壊検査で検出されるので存在しない。したがって、実機は十分な裕度をもっていることが分かる。このほか、圧力容器や配管の疲労強度、格納容器の衝撃強度などについても明らかにし、その安全性を実証した。

(2) 大型安全性実証試験²⁾

原子炉の冷却材バウンダリー構成機器は、十分な設計余裕をもっており、破断することは考えられないが、原子炉の安全性評価の観点から、これら構成配管の破断を想定した場合の炉心冷却特性を、実験的に把握しておくことは安全研究上重要なことである。このためBWR産業界では、大規模装置に

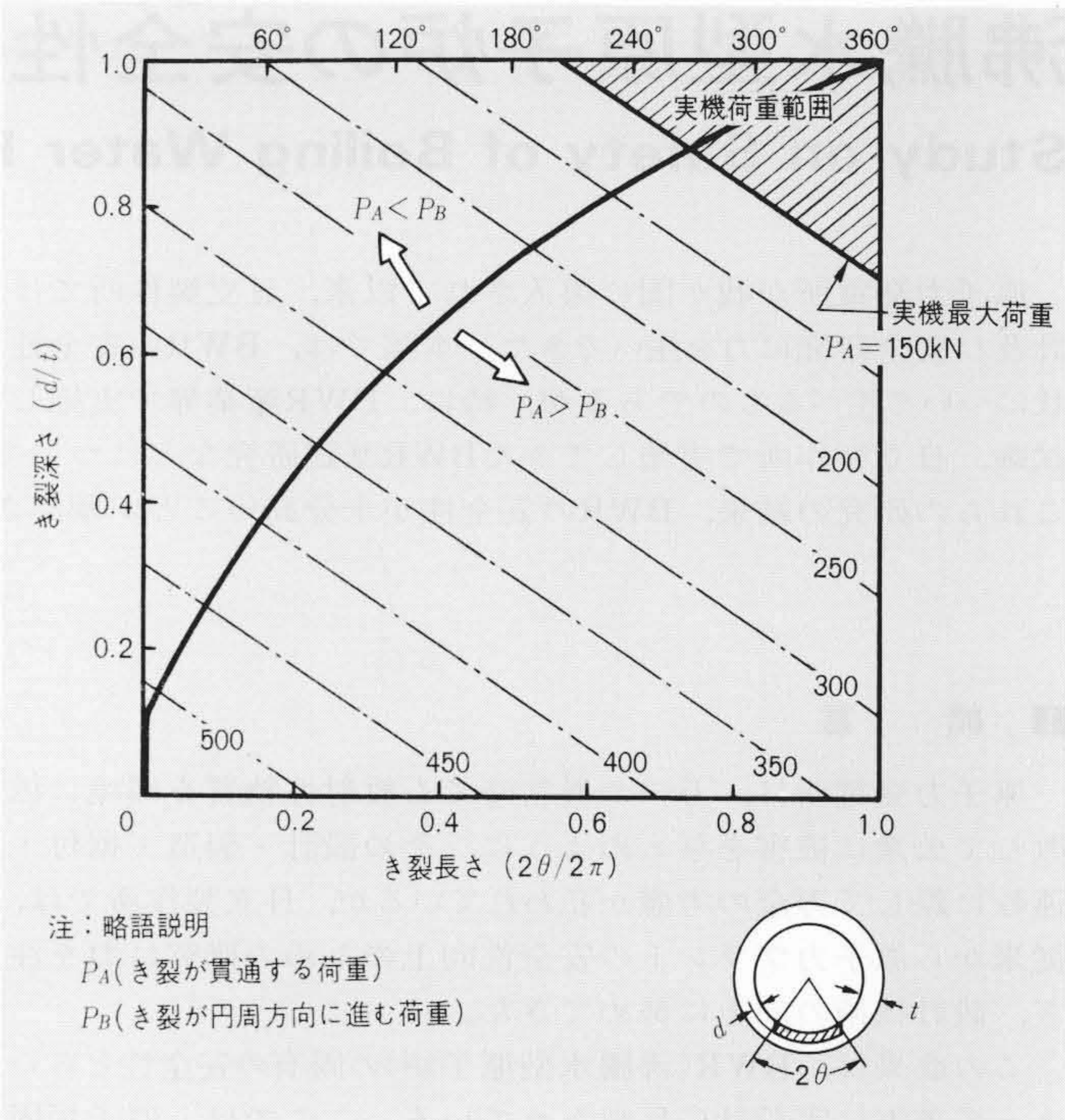


図3 304ステンレス鋼配管(2B sch80)のき裂貫通荷重線図 配管にき裂が発生した場合の破断強度を示し、実機荷重範囲では大きな初期き裂が存在しない限り、き裂が拡大しないことが分かる。

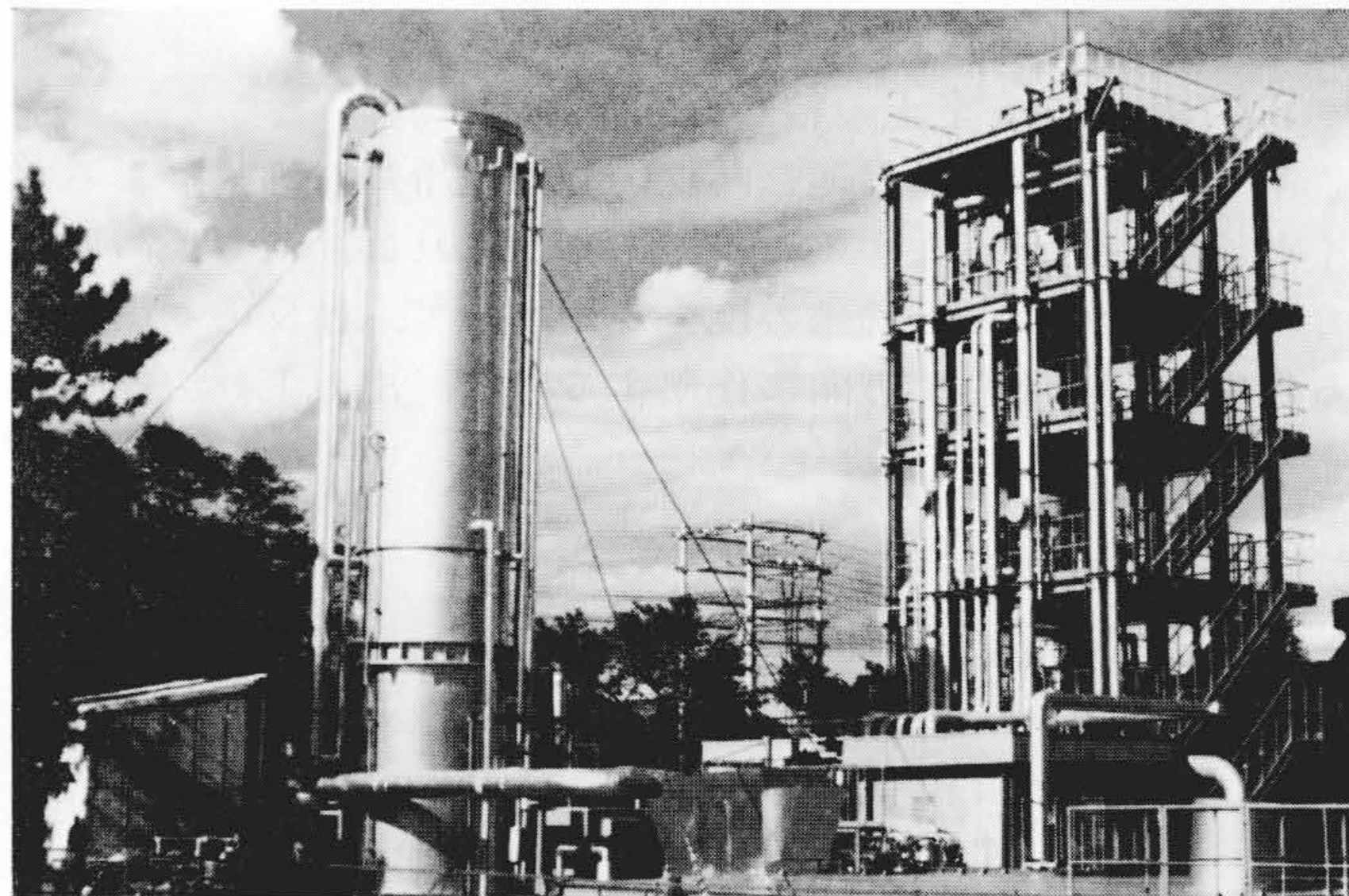


図4 TBL(大型実証試験装置)の概観図 電気加熱の実寸大模擬燃料集合体2体を装荷し、LOCA発生時から炉心再冠水までの一連の炉内熱流動特性を、総合的に確認する。

表1 TBLと実機BWRの仕様比較 TBLはBWR-5型電気出力1,100 MWプラントを模擬し、炉心部を $\frac{1}{764}$ に縮尺模擬している。

項目	実験装置	実機	装置/実機
圧力容器の高さ	13m	22m	1/1.7
圧力容器の内径	0.4m	6.4m	1/16
圧力容器の内容積	1.6m ³	596m ³	2/764
集合体の員数	2	764	2/764
集合体の熱出力	10MW	3,323MW	2.3/764
集合体の寸法	実寸大	—	1/1
燃料棒の発熱方式	電気加熱	核反応	—
燃料棒の発熱長さ	3.7m	3.7m	1/1
燃料棒の外径	12.5mm	12.5mm	1/1
運転圧力	7.3MPa	7.3MPa	1/1
運転温度	286℃	286℃	1/1
再循環ループ	2ループ	2ループ	1/1

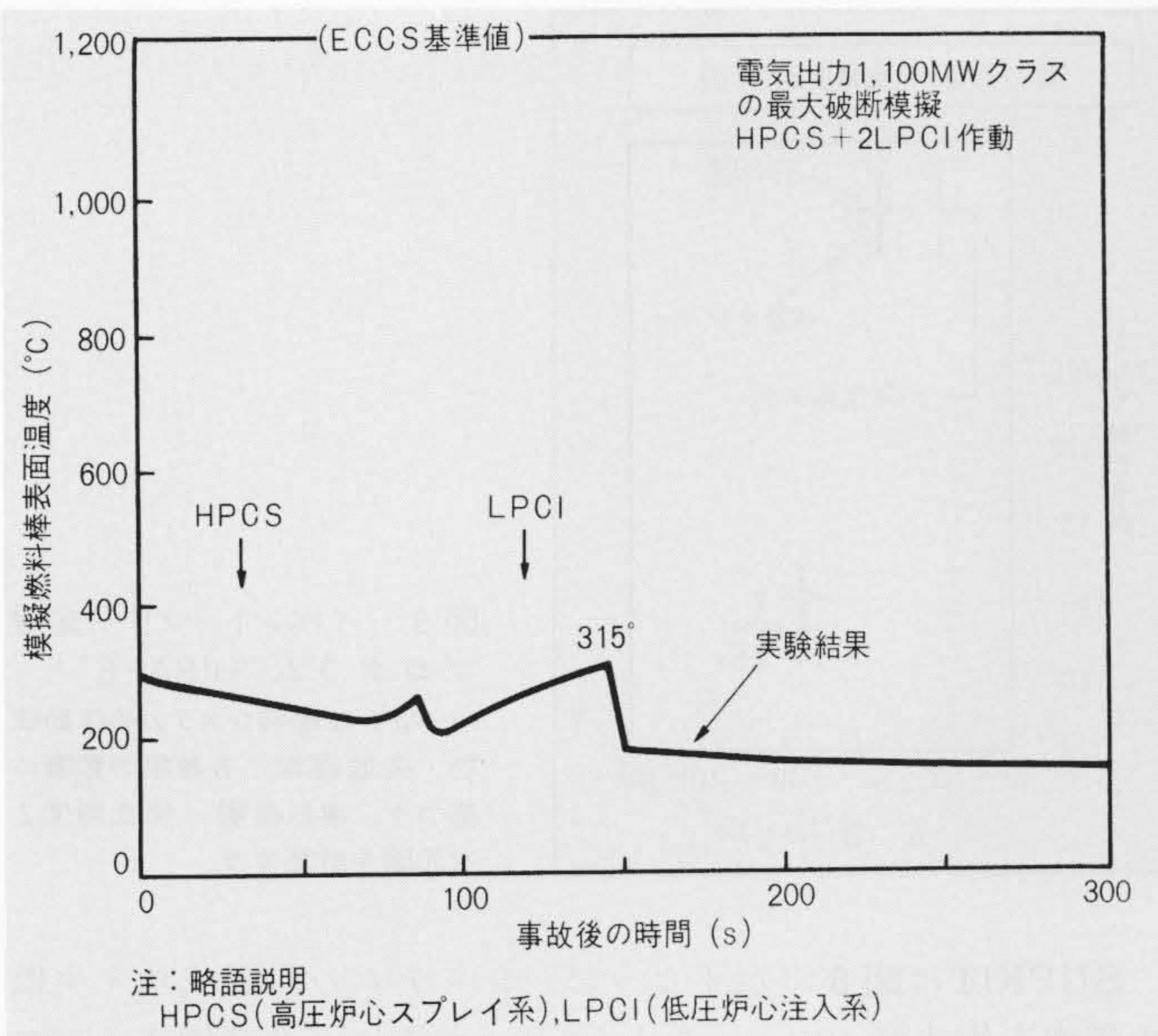


図5 TBL装置による実験結果 模擬燃料棒の最高温度(315℃)が、ECCSの評価基準値(1,200℃)に対し十分低いことを示す。

よる原子炉の安全性実証試験を積極的に進めてきた。日立製作所が参画したTBL(Two Bundle Loop: 大型安全性実証試験装置)の概観を図4に、実機BWR-5との比較を表1に示す。TBLはBWR-5型電気出力1,100MWプラントを模擬した試験装置で、電気加熱の実寸大模擬燃料集合体2体を圧力容器内に装荷している。

TBLは、配管破断事故の模擬試験装置であり、ブローダウン時から炉心再冠水までの一連の炉内熱流動特性を、総合的に確認することができる。試験結果の一例を図5に、主要な結果を以下に述べる。

- (a) 模擬燃料棒の最高温度は、300～600℃程度でECCS評価の基準値(1,200℃)に対し600～900℃の余裕がある。
- (b) 下部プレナムからの蒸気吹き上げにより、炉心入口部でCCFL(Counter Current Flow Limiting: 水—蒸気対向流)が生じ、このため模擬燃料集合体内に冷却材が蓄積され、燃料棒がかなり冷却される。

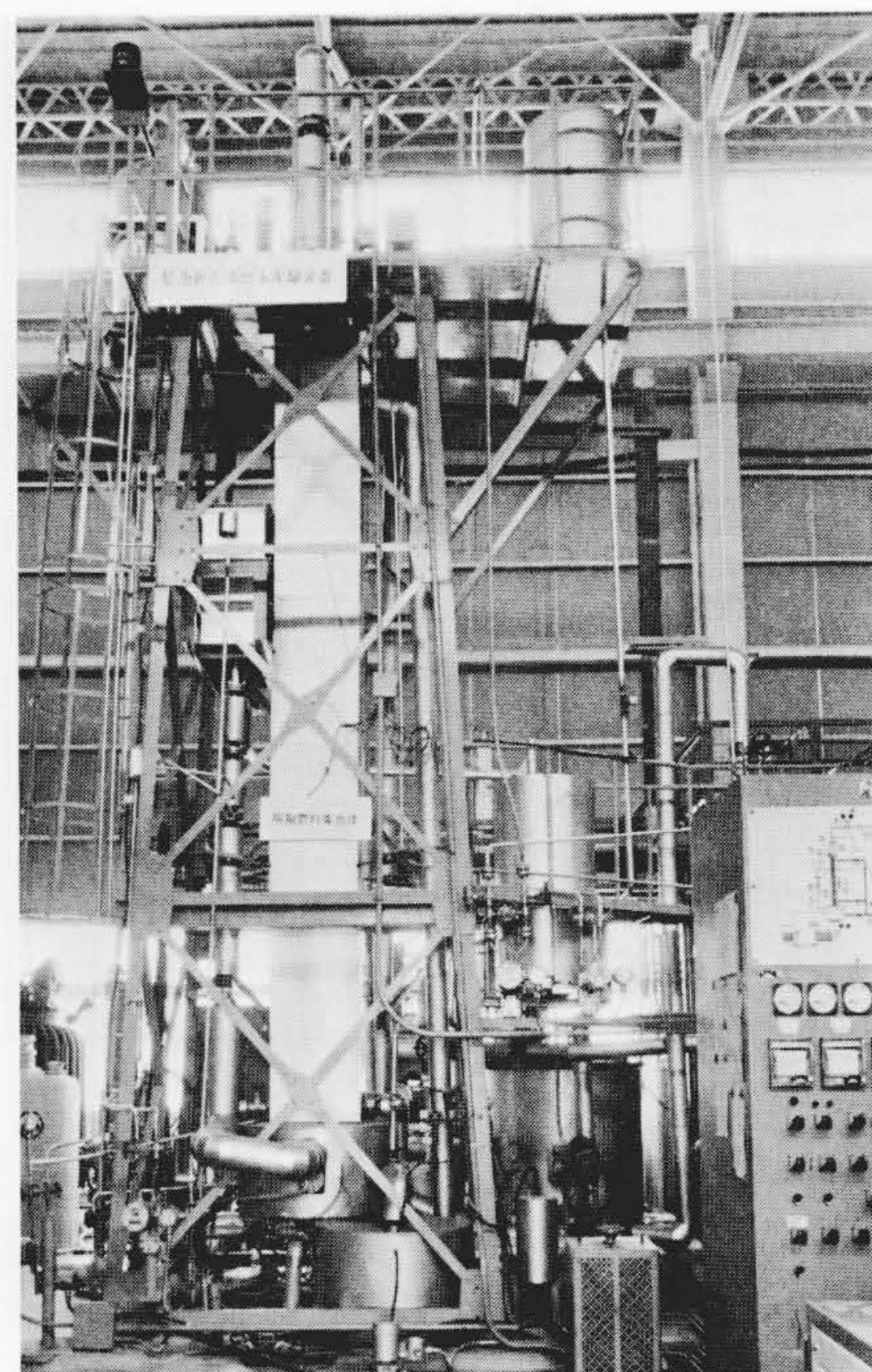


図6 基礎確認試験(その1) ECCSの炉心冷却特性を確認する試験装置で、スプレイ熱伝達係数やCCFL相関式に関する知見を得た。

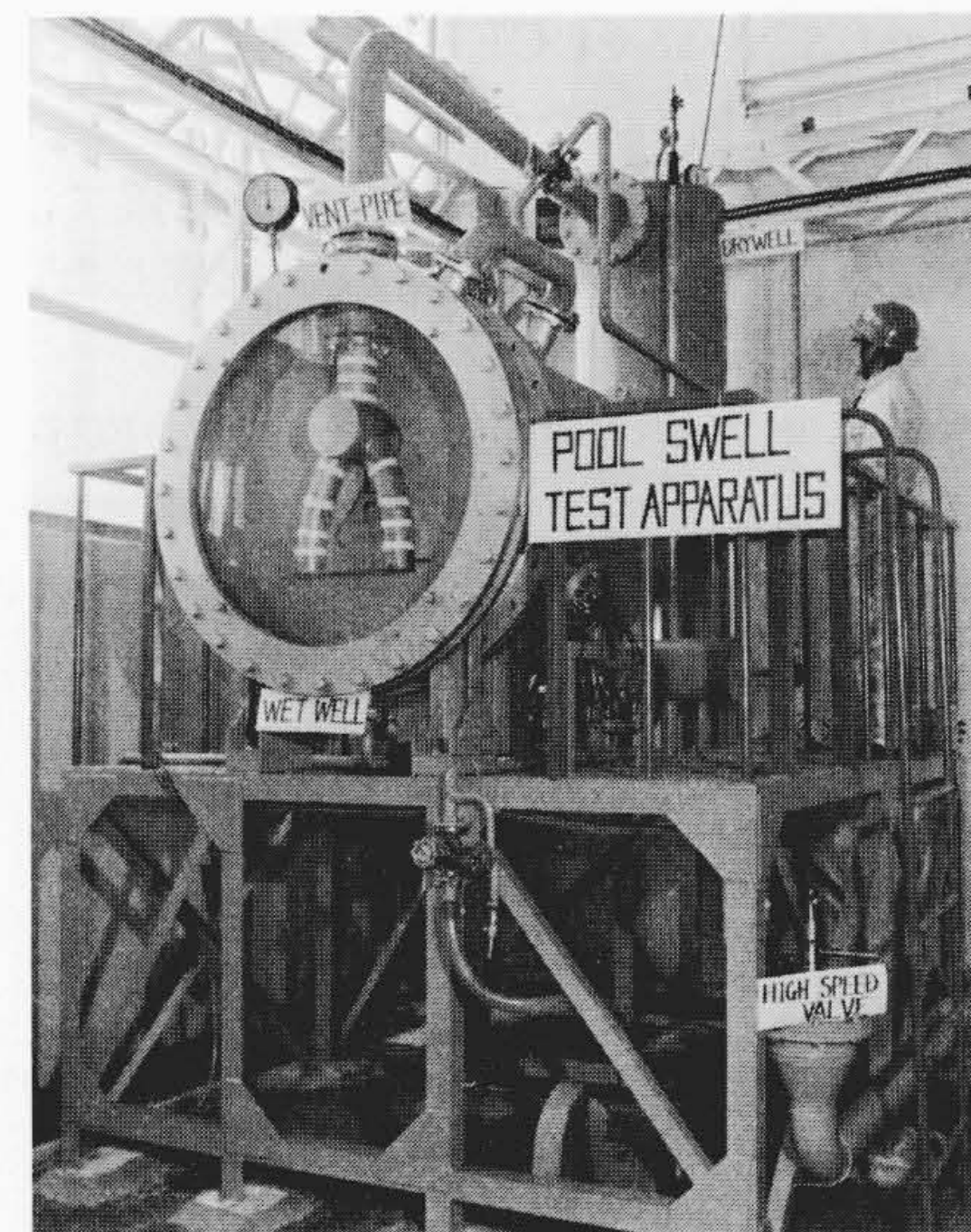
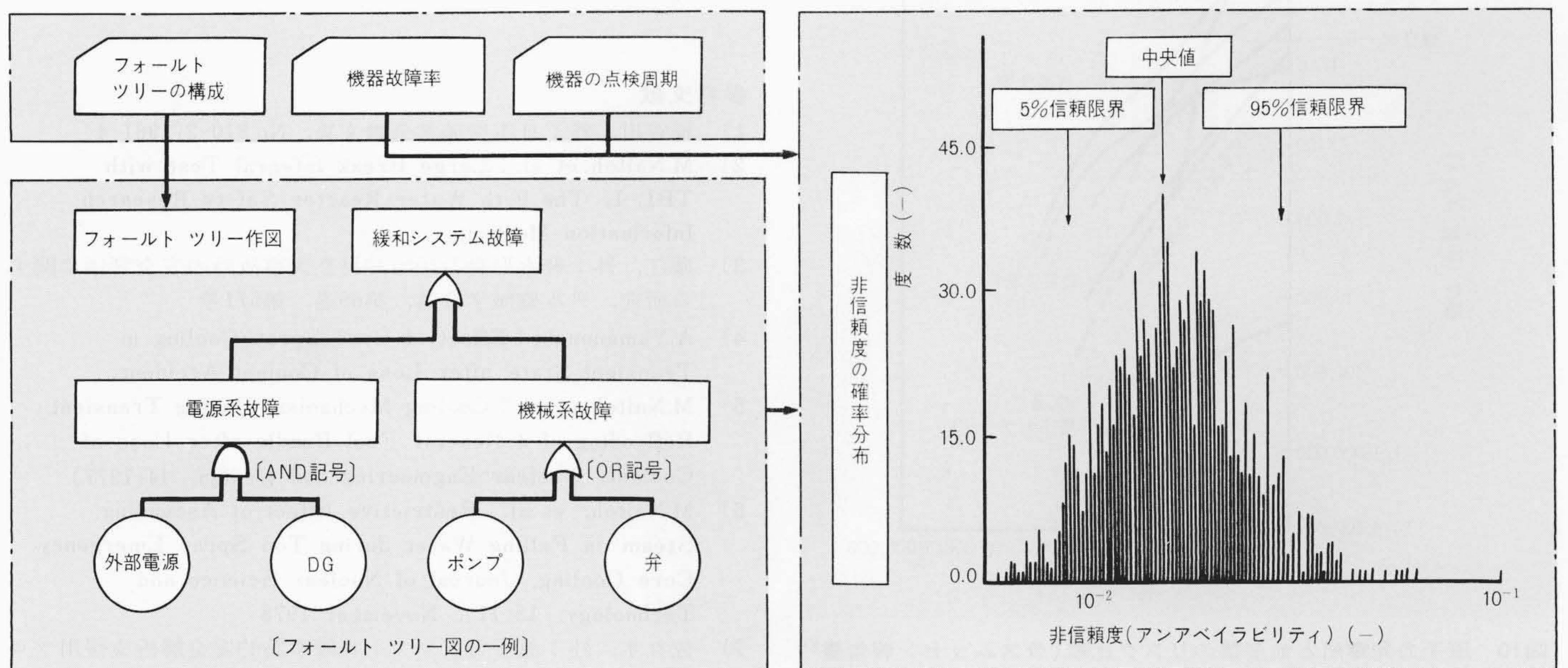


図7 基礎確認試験(その2) Mark I型格納容器の、LOCA時の水力現象を把握する試験装置である。



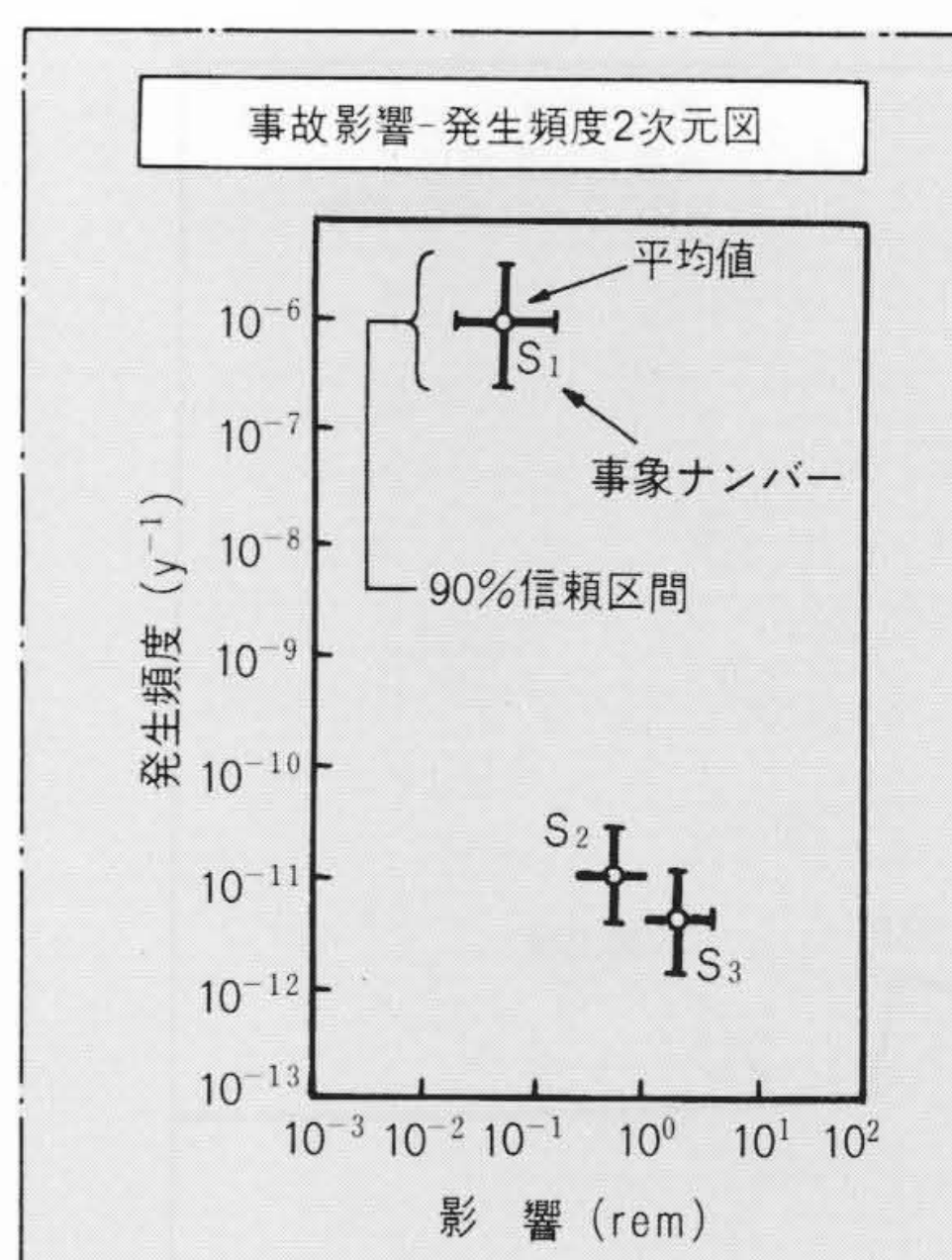
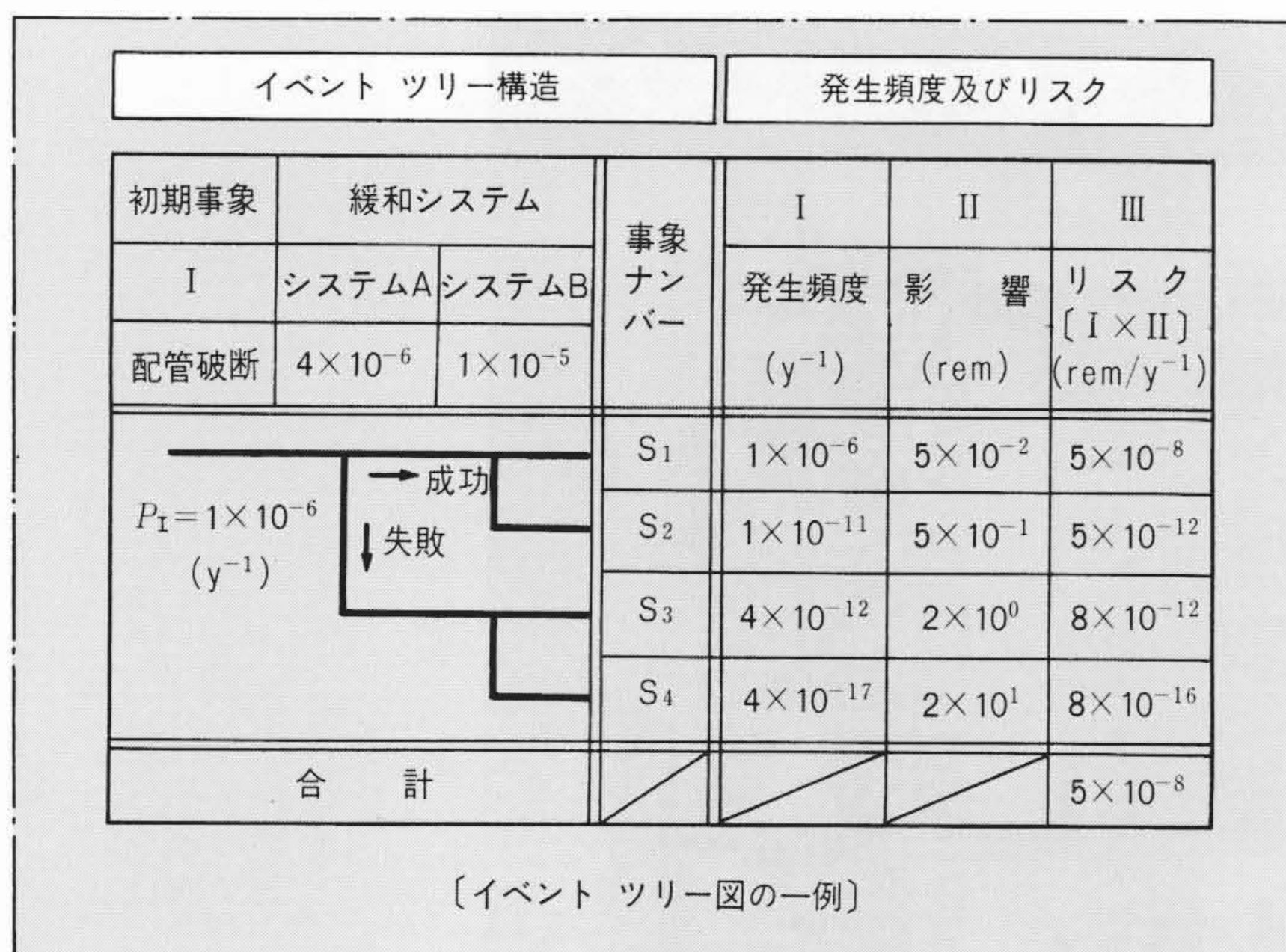


図9 イベント ツリー支援プログラム“HISAFE”
HISAFEは緩和システムの作動成功・失敗確率と各事象の影響に基づき、事故影響-発生頻度2次元図を計算する。

(3) 基礎確認試験

これ以外にも原子炉事故時のプラント挙動を把握するため、日立製作所では従来から種々の基礎確認試験を実施^{3)~6)}してきた。

図6は、電気加熱の模擬燃料集合体1体を装荷したスプレイ試験装置で、スプレイ熱伝達係数やCCFL相関式を求める実験を実施した。

図7は、Mark I型格納容器を $\frac{1}{3}$ に縮小模擬した試験装置で、この装置を用いてLOCA時の格納容器の水力現象を把握した。

(4) PRA(確率論的安全評価)の研究

以上、原子炉で想定される事故時の現象確認のほか、原子力発電所全体の安全性を定量評価することも重要な研究課題であるが、これにはラスムッセン報告でも用いられたPRA(Probabilistic Risk Assessment: 確率論的安全評価)手法が有効と考えられる。

日立製作所では、これに関連しPRA支援プログラム⁷⁾“SUP-KIT”や“HISAFE”などを開発してきた。

SUPKITは図8に示すように、システムの作動成功・失敗の確率を樹木状のフォールト ツリー手法により評価するプログラムである。一方、HISAFEは図9に示すように、初期事象発生後の緩和システムの作動成功・失敗をイベント ツリー図に表記し、各事象の発生確率及び影響の大きさを評価するプログラムである。HISAFEの結果として、図9に示すような事故影響-発生頻度のリスク2次元図を得ることができる。

図10はラスムッセン報告書⁸⁾のリスク評価例であるが、原子力発電所のリスクが他の一般産業のリスクと比較して、非常に小さいことを示している。

3 結 言

以上、BWRの安全設計及び安全研究について、BWR産業界及び日立製作所の実績について紹介してきたが、これらの結果から原子力プラントの安全性が十分高いことがうかがえる。今後ともBWRが我が国の電力設備の主役の一つとして多数建設されることにかんがみ、高信頼度で安全性の高い原子力発電所を設計・建設してゆくため、今後いっそうの研究を推進する考えである。

最後に、大型安全性実証試験に関し、御指導及び御検討をいただいた電力会社の関係各位に対し、深謝の意を表わす次第である。

参考文献

- 1) 長谷川, 外: 日本機械学会論文集, No.810-2(1981-4)
- 2) M.Naitoh, et al.: Large Break Integral Test with TBL-1, The 9-th Water Reactor Safety Research Information Meeting
- 3) 藤江, 外: 軽水形動力炉冷却材喪失事故時の安全評価に関する研究, 日本機械学会誌, 第69巻, 第571号
- 4) A.Yamanouchi: Effect of Core Spray Cooling in Transient State after Loss of Coolant Accident
- 5) M.Naitoh, et al.: Cooling Mechanism During Transient Reflooding of a Reactor Fuel Bundle after Loss of Coolant, Nuclear Engineering and Design, 44(1977)
- 6) M.Naitoh, et al.: Restrictive Effect of Ascending Steam on Falling Water during Top Spray Emergency Core Cooling, Journal of Nuclear Science and Technology, 15(11), November 1978
- 7) 佐々木, 外: 原子力プラントの確率論的安全解析支援用プログラムの開発, 日立評論, 62, 9, 633~636(昭55-9)
- 8) U. S. NRC: Reactor Safety Study, WASH-1400(1975)

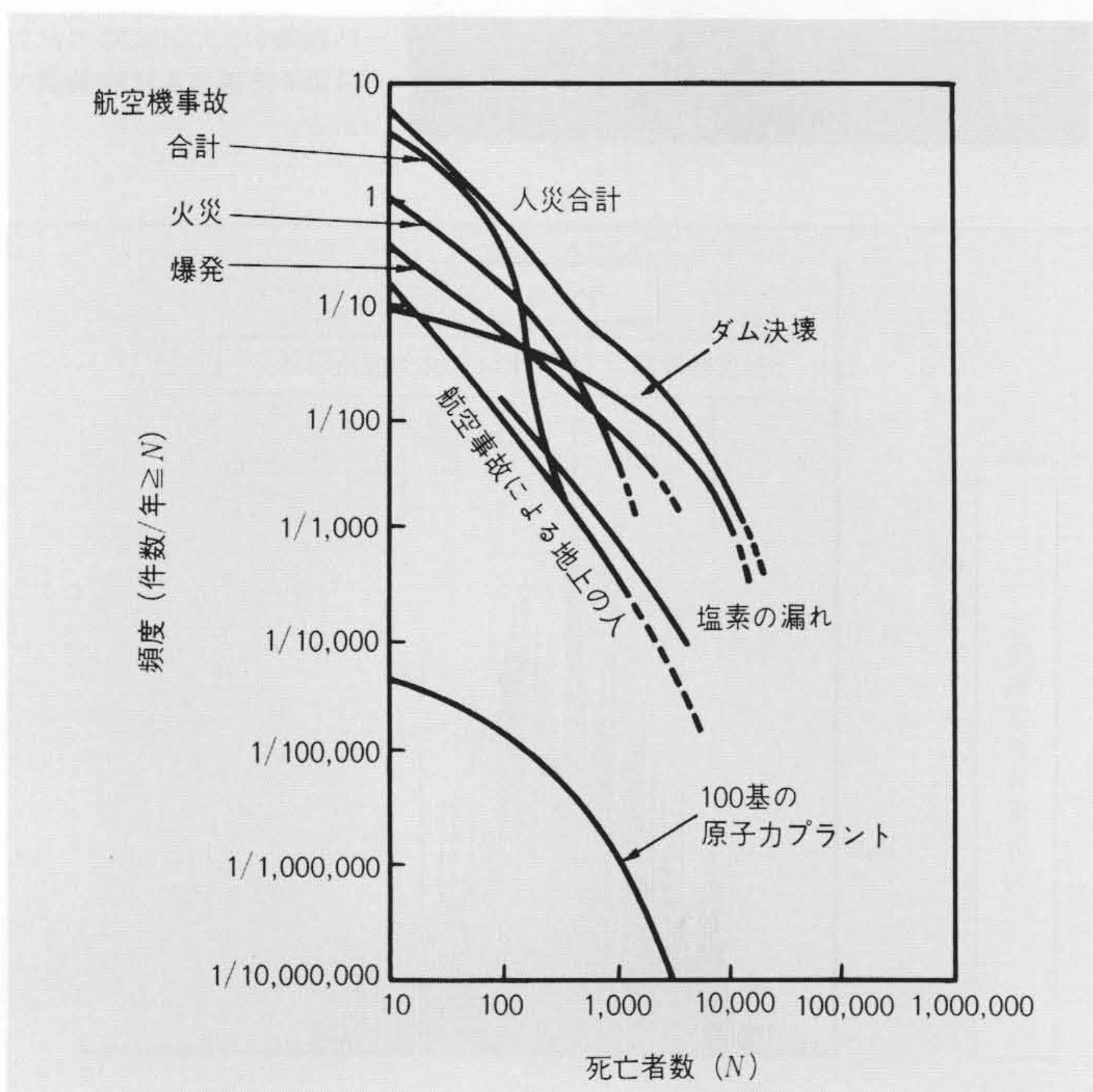


図10 原子力発電所と他産業のリスク比較(ラスムッセン報告書⁸⁾から) 原子力発電所の潜在的事故による公衆へのリスクが、他産業によるリスクと比較して、はるかに小さいことを示す。