# 意見書

2019年12月26日

氏名後藤政志靈

#### 目 次

- 1 経歴
- 2 原発の危険性と安全確保策
  - 2-1 原子力発電の仕組み
  - 2-2 原子力発電所の危険性
- 3 「止める・冷やす・閉じ込める」
  - 3-1 「止める」仕組み
  - 3-1-1 制御棒と制御棒駆動機構
  - 3-1-2 木ウ酸水注入系
  - 3-2 「冷やす」仕組み
  - 3-2-2 「冷やす」仕組み
  - 3-2-1 一次冷却材冷却系統
  - 3-2-2 異常な過渡変化時、設計基準事故時
  - 3-2-3 代替冷却系
  - 3-2-4 最終ヒートシンク
  - 3-2-5 使用済燃料プール冷却系
  - 3-3 「放射能を閉じ込める」仕組み
  - 3-3-1 格納容器
  - 3-3-2 格納容器の機能維持の限界
- 4 地震とシビアアクシデント
  - 4-1 地震によって発生する「止める」ことができない事態
  - 4-2 地震によって発生する「冷やす」ことができない事態

- 4-3 地震によって発生する「閉じ込める」ことができない事態
- 5 ものの損傷の仕方ー破壊モードーについて
  - 5-1 多様なものの壊れ方
  - 5-2 構造材料の破壊
  - 5-3 安全係数あるいは安全率は実構造では不可欠
  - 5-4 材料試験と実構造の挙動の違い
  - 5-5 荷重制御型変形と変位制御型変形
  - 5-6 実構造の破断ひずみは材料試験の破断ひずみよりはるかに小さい
- 6 東海第二原発における地震による過酷事故発生の具体的危険性
  - 6-1 設計基準地震動を超える地震動が発生し得ること
  - 6-2 圧力容器スタビライザの機能と仕組み
  - 6-3 圧力容器スタビライザの耐震裕度
  - 6-4 原子炉圧力容器スタビライザの損壊とその結果
  - 6-5 原子炉圧力容器が転倒するかしないかの判断基準
  - 6-5-1 原子炉圧力容器が載る原子炉本体基礎部の構造が耐えられるか
  - 6-5-2 改めて圧力容器スタビライザ破断の影響を考える
  - 6-5-3 原子炉遮へい壁は損傷する可能性が高い
  - 6-5-4 原子炉圧力容器をかろうじて原子炉遮へい壁で支えることができた場合の影響
- 7 東海第二原発における格納容器とその機能喪失による具体的危険性
  - 7-1 東海第二原発の格納容器の概要及び機能並びに脆弱性
  - 7-1-1 沸騰水型(BWR)格納容器の機能と型式および特徴

- 7-1-2 圧力抑制プールの機能と機能喪失限界
- 7-1-3 BWR 型原発の中で格納容器ベントまでの時間的余裕が最も少ない
- 7-2 耐震性が乏しい重要箇所の損壊
- 7-2-1 格納容器胴部の座屈強度
- 7-2-2 格納容器胴部の座屈とその影響
- 7-2-3 座屈許容応力と降伏応力の違い
- 7-2-4 実際に発生したタンクの座屈事例
- 7-2-5 格納容器の座屈に伴ってペネが破壊される
- 7-2-6 格納容器座屈の結論
- 8 シビアアクシデント(炉心溶融)発生後の格納容器の状態
  - 8-1 原子炉が高圧で破損する格納容器雰囲気直接加熱とその結果
  - 8-2 格納容器の圧力・温度の上昇による過圧破損と過温破損とその対策 「フィルターベント」
  - 8-3 日本では導入が遅れたフィルターベント
  - 8-4 複雑なフィルターベント装置は故障し易く操作ミスを誘発する
  - 8-5 格納容器のパッシブセーフティーな仕組みの信頼性を阻害
  - 8-6 格納容器内における水蒸気爆発および格納容器外における水素爆発 の危険性
- 9 地震動の影響およびその後のシビアアクシデントの進展に関するまとめ
- 10 結論

#### 1 経歴

1949 年生まれ。沼津工業高等専門学校機械工学科卒業後、広島大学工学部船舶工学科卒業。1973 年より海底石油掘削リグ等の海洋構造物の設計に従事したのち、1989 年に株式会社東芝に入社した。入社後十数年間にわたり原子力プラントエンジニアリング部門で原子炉格納容器の設計と耐性評価研究に従事し、1995 年から 2000 年にかけて原子炉格納容器設計の責任者の立場にあった。現在適用されている過酷事故時の格納容器の限界圧力(2Pd:設計圧の 2 倍の意味)や限界温度(200°C)の設定の主要な技術的根拠を論文で発表した。また、米国サンディア国立研究所で 1996 年 12 月に行われたマーク II 型鋼製格納容器の加圧破壊試験の日米共同研究の委員、多度津工学試験所で 1997 年から 1998 年にかけて実施された鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の耐震実証実験等の委員を歴任した。福島第一原発事故後、2011 年から 2012 年にかけて原子力安全保安院ストレステスト意見聴取会委員、同じく 2012 年に国会事故調協力調査員としても活動しており、原発の安全性に関する専門的知見を有している。なお、2005年東京工業大学より、「大規模構造物の設計とリスクを考慮した評価方法に関する研究」で博士(工学)の学位を授与されている。

#### 2 原発の危険性と安全確保策

#### 2-1 原子力発電の仕組み

沸騰水型原子力発電所は、原子炉内に直径約 10 mm、長さ約 4m の核燃料集合体 754 体 (1体の燃料集合体は燃料棒 74 本 (または 72 本)をひとつに束ねたもの)が設置されており、原子炉内の水の中で燃料棒の中のウラン 235 等が核反応を連鎖的に起こし、その熱で原子炉内の水を沸騰させて蒸気にしてタービンへ送り、タービンに直結した発電機を回転させることによって発電をする仕組みになっている。

なお、天然に存在するウランは、約99.3%が核反応を起こさないウラン238

であり、約0.7%が核反応を起こすウラン235である。原子力発電用の核燃料は、ウラン235の濃度を約3%から5%程度に濃縮し、二酸化ウランとして直径約10mm、長さ約10mmの円柱型に焼き固めたセラミックであり、これをペレットという。ペレットが燃料被覆管の中に収められて燃料棒を形成している。燃料棒の束を燃料集合体という。

核燃料は、一定以上の量(臨界量という)で自発的に核反応を生じるが、ウラン 235 から出た中性子は高速で動くため、そのままでは核連鎖反応を維持できない。燃料の周囲に水(減速材という。黒鉛等を使う場合もある)があると、中性子の速度が減速され、熱中性子となって連鎖反応を起こし易くなる。日本で使用されている原子炉は、減速材にこの水つまり軽水を使用しており、軽水炉と呼ばれている。減速材である水は、核反応により発生した熱を冷却するためにも使用されている。

#### 2-2 原子力発電所の危険性

原子力発電所は、下記の理由によって、他の発電システムとは比較にならない レベルの危険性がある。

#### ① 高密度の核反応エネルギー

100 万 KW の発電所を 1 年間運転するのに必要な核燃料の重量は約 21 トンとされており、同規模の石油火力に換算すると必要な石油の量は 155 万トンとなる。重量比にすると約 7 万 4 千倍である。したがって、核反応の制御に失敗すると、想像を絶する膨大なエネルギーが放出されることになる。核燃料が高温になって溶融すると、厚さ約 15 cmの鋼鉄製の原子炉圧力容器さえも短時間で溶融貫通してしまう。

#### ② 運転停止後の崩壊熱

原子炉の核燃料は、出力運転中に制御棒を挿入して核反応を停止させても、停止直後で5%から7%程度の熱を出し続け、時間と共に減衰する。この熱を崩壊熱というが、停止した後も冷却を続ける必要があり、これが原子力の安全確保を難しくしている。原子炉の運転出力に対する崩壊熱の割合は、炉停止1分後で3.6%、1時間後で1.3%、1日後で0.5%である。崩壊熱の減衰は、時間が経つにしたがってゆるやかになるため、原子炉停止から1年後でも約0.2%は残る。たとえ0.2%でも、原子炉の熱出力は非常に大きいので、長期にわたって冷却を続けないと炉心溶融を起こしてしまう。

#### ③ 放射能の危険性

放射性物質は、放射線を出して異なる核種に壊変するが、この放射線を浴びると生物の細胞にある遺伝子 (DNA) を損傷する。DNA にはもともと修復機能があるが、強い放射線を浴びると DNA は修復に失敗し、突然変異を起こし癌や遺伝的障害を発生する可能性がある。放射線を浴びることを被ばくというが、人体の被ばくは、体細胞、生殖細胞、胎児への被ばくに分類される。体細胞の被ばくは被ばく者本人にのみ障害が発生するものだが、生殖細胞や胎児への被ばくは生まれてくる子どもたちに影響を及ぼすものである。体細胞への被ばくによる障害は、3ヵ月以内に発症する「急性障害」と、半年から1年以降に発症する晩発障害に分けられ、さらに受けた放射線量とその影響によって「確定的影響」と「確率的影響」に分類される。確率的影響には、それ以下の線量であればがんの発生や遺伝的影響がない「しきい値」が存在しないことが特徴である。

原子力発電所では、通常運転中も放射性物質の漏洩は避けられないが、特に事故時に格納容器が機能喪失すると、大量の被ばくが避けられない。放射線を体の外部から浴びるだけ(これを外部被ばくという)ではなく、食事や呼吸により口や鼻から体内に取り込まれた放射性物質が、体の中から被ばくし続ける内部被ばくがあるため、放射線の被ばくを避けることは容易ではない。

また、放射性物質は目に見えず、匂いもしないため、知らない間に被ばくして

しまう危険性がある。そうした放射性物質を大量に広域に拡散してしまうのが 原発事故である。

#### 3 「止める・冷やす・閉じ込める」

#### 3-1 「止める」仕組み

核反応は、臨界量に達すると連鎖反応が持続する。核反応を止めるには、中性子を吸収する物質でできた制御棒を核燃料の間に挿入する。また、制御棒が挿入できず、原子炉の冷温停止ができない場合に備えて、中性子を吸収するホウ酸水を原子炉に入れるホウ酸水注入系が設けられている。

#### 3-1-1 制御棒と制御棒駆動機構

制御棒は、ボロンカーバイド(炭化ホウ素)やハフニウムの中性子を吸収する材料でできており、沸騰水型原発(BWR)では、原子炉の燃料集合体の間に下から挿入して核反応を制御する。原子炉運転時に制御棒を引抜くと、中性子が飛び交って核反応が進む。BWRでは、核反応の制御は、制御棒の出し入れと炉心流量の調整によって行われている。制御棒駆動機構(CRD:Control Rod Drive という)は、制御棒の出し入れ時および原子炉緊急停止(スクラムという)時にすべて水圧で作動する。特に、スクラム時には、水圧制御ユニット(HCU:Hydraulic Control Unit という)のスクラム弁を開けてアキュムレータに蓄圧されている窒素ガスをピストンの挿入側に急激に入れることによって、制御棒を挿入する仕組みが採用されている。

BWR の制御棒は、重力に逆らって下から挿入されることから、落下防止のツメを備えているが、挿入しようとツメを外した際に、水圧を受けるピストンに想定外の背圧がかかると、制御棒が落下することがある。運転時ではないが、過去に

10回を超える制御棒誤作動があり、その内2回は臨界に達したことがある。

3-1-2 ホウ酸水注入系 (SLC: Standby Liquid Control System)-制御棒のバックアップとして機能するまで約30分かかるー

ホウ酸水注入系(SLC系)は、ホウ酸水タンク、ポンプ、テストタンク、配管、弁等から構成されており、制御棒が機能せず、核反応の制御が困難になった場合に、中性子を吸収するホウ酸の入った水を炉心に入れることで、核反応を止める仕組みである。しかし、SLC系は、通常運転時に「制御棒の挿入不能により、原子炉を冷温停止ができない場合に、原子炉に中性子吸収材であるホウ酸水を注入して負の反応度を与えて約30分間で原子炉を停止する(原子カプラント工学 p. 154)下線筆者。」ように設計されている。したがって、事故等緊急に核反応を止める必要が生じたときには、少なくとも2~3秒で作動する制御棒のバックアップ装置としては全く役に立たない。

#### 3-2 「冷やす」仕組み

原子炉を冷却する一次冷却材冷却系統は、原子炉圧力容器(RPV: Reactor Pressure Vessel)、原子炉冷却材再循環系、主蒸気系および給水系から構成される。異常な過渡変化や設計基準事故時には、緊急炉心冷却系(ECCS)や、原子炉格納容器冷却系の働きが必要とされ、ECCSが稼働しない場合には、代替冷却系の働きが必要である。そして、原子炉で発生した熱は最終的に海に移行しなければならない。また、使用済燃料になった核燃料は、崩壊熱を発していることから、原子炉と同様に、長期にわたって冷却する必要がある。

3-2-1 一次冷却材冷却系統

#### (1)原子炉圧力容器(RPV)

原子炉圧力容器は、直径約6m、高さ約22m、厚さ約160mm程度の鋼鉄製の容器であり、核燃料から発する熱で水を蒸気に変え、主蒸気系配管で蒸気をタービンに送っている。原子炉圧力容器の下部では、支持スカートが基礎ボルトでコンクリートペデスタルに固定され、また上部では、原子炉圧力容器が転倒しないように、圧力容器スタビライザで水平方向に支えられている。

また、原子炉圧力容器には、大小多くの配管が接続されており、もし、いずれかの配管が損傷すると、原子炉一次系の水が急激に蒸気となって噴出し、原子炉の水位が低下して冷却材喪失事故(LOCA: Loss of Coolant Accident)が起きる。

#### (2) 原子炉再循環系

原子炉再循環系は、炉心で発生する熱を効率的に除去するため、原子炉冷却材 (水)を強制的に循環させている。また、流量を大きくすると核反応が上昇し、 少なくすると核反応が下がるため、核反応の制御も担っている。原子炉の水を炉心出口側から原子炉圧力容器外に取り出し、再循環ポンプという大型のポンプで昇圧し、再び原子炉圧力容器内に戻す外部ループと、原子炉圧力容器内で送り込まれた原子炉水を炉心内に導く配管(約500~600m程度の大口径のステンレス製の配管が2系統または3系統ある)、ジェット・ポンプなどで構成されており、常時水を循環させているため、機械的に厳しい系統である。なお、事故時には、核反応を止めるために再循環ポンプを停止させる。

#### (3) 主蒸気系

原子炉で発生した蒸気をタービンに運ぶ直径約 600 mm前後の配管で、格納容器の内外に主蒸気隔離弁という大型の弁を設けており、事故時等には原子炉をタービンから隔離する。主蒸気系配管は4本ある。

#### (4)給水系

原子炉の運転中に原子炉の水位を一定に保つための系統として、原子炉給水 系がある。原子炉停止後も冷却し続けないと崩壊熱によって核燃料が溶融して しまうため、原子炉の水位を維持することは極めて重要である。なお、配管破断 事故時には、緊急炉心冷却系が作動する。

#### 3-2-2 異常な過渡変化時、設計基準事故時

#### (1) 緊急炉心冷却系(ECCS)

多重化された高圧系 ECCS、高圧の原子炉から蒸気を逃がして減圧する主蒸気逃がし安全弁、原子炉を減圧した後に使う低圧系 ECCS が複数系統用意されている。配管破断事故の場合、最も厳しい大型配管のギロチン破断を想定すると、一気に原子炉内の水が失われるが、低圧系 ECCS を作動することで、直ちに原子炉の水位を回復するように設計されている。また、小規模な配管破断あるいは逃がし安全弁の開固着が起きると、炉水は蒸気になって漏えいするが、大規模 LOCAと違って原子炉が高圧に保たれているため、低圧系 ECCS は使用できない。そこで、高圧系 ECCS で原子炉に注水することになる。ただし、複数ある ECCS も、例えば全交流電源喪失になると、電動モーターが使用できなくなるため、原子炉の蒸気で駆動するシステムしか使えない。しかしながら、福島原発事故では、交流電源のみならず、直流電源(バッテリー)も喪失したために、計器が表示できず、冷却するためのバルブ操作が困難を極めた。また、一旦は蒸気で作動した高圧系 ECCS も、原子炉の蒸気が減少すると停止してしまった。

多重化した ECCS も、様々な偶然や地震で機能喪失したり、地震ではなくとも機器故障が発生したり、あるいは非常に緊迫した状況の中でヒューマンエラー等が重なるといった条件次第では、原子炉を冷却できないことが有り得る。原子炉の水位が維持できず、燃料棒が気中に露出するようになると、燃料被覆管のジルコニウムが水蒸気と反応し、大量の水素が発生する。また、冷却水が原子炉に入らない状態がさらに続くと、核燃料がメルトダウンして原子内の炉内構造物

を融かし、これが核燃料溶融デブリとなって原子炉圧力容器の下部を融かし、格納容器内に落下することになる。

#### (2) 原子炉格納容器冷却系

事故時に原子炉を冷却した水や配管破断箇所から噴出した水蒸気は、事故の進展に伴って格納容器の圧力抑制プールに移行し、プールの水温を上げる。同時に、ドライウェル(気中部)の温度も上昇する。そこで、格納容器スプレイを作動させて格納容器のドライウェルと圧力抑制室を冷却する。なお、格納容器スプレイは、ポンプ等は多重化されているが、スプレーヘッダー(噴霧する穴の開いた配管)が多重化されていないため、ほこりや錆がたまると穴が詰まってしまい、機能喪失して格納容器の温度を下げることができなくなる可能性がある。

#### 3-2-3 代替冷却系

ECCS は、多重化されているものの、共通要因故障や潜在的な欠陥による多重故障が起きると炉心溶融に至るので、そのような事態を防ぐために代替冷却装置を追加している。この代替冷却装置は、人が扱う可動式のものと、一部常設型のものがあるが、もともと設置されている ECCS に比べて信頼性が低く、あらゆる形態の事故に対して確実に機能するとは断言できない。つまり炉心溶融の発生確率を小さくすることはできるが、炉心溶融発生を確実に防ぐことはできないのである。

#### 3-2-4 最終ヒートシンク

原子炉で発生した熱は、格納容器に移行し、圧力抑制プールの水温を上げる。 海水系冷却用ポンプと熱交換器を作動させて熱を海に放出(移行)しないと、炉 心溶融や格納容器過温破損に至る。この熱の最終的な移行先である海を最終ヒ ートシンクといい、「原子炉⇒格納容器⇒海」へ至る熱の移動経路がすべて健全 であることが、原子炉を冷却するにあたり必要である。

福島第一原発 1 号機は、原子炉を冷却する目的で、電源を動力としない非常 用復水器 (IC) を設けていたが、非常用復水器プールに蓄えられた熱を大気に放 出する仕組みにしていた。つまり、最終ヒートシンクが大気であった。しかしな がら、福島原発事故では、この非常用復水器が思うように作動しなかったという 問題が生じた。

#### 3-2-5 使用済燃料プール冷却系

使用済燃料プールを冷却するための系統であって、燃料プール冷却浄化系と もいう。何らかの原因で、燃料プール冷却浄化系の冷却能力を超える場合には、 他の原子炉冷却系をバックアップとして使う。

- 3-3「放射能を閉じ込める」仕組み
- 3-3-1 格納容器

#### (1)格納容器の概要

原発は、通常運転時も若干の放射性物質を放出している。事故時には大量の放射性物質が出るので、格納容器を設け、放射性物質の放出を抑制する。東海第二原発の格納容器はマークII型であり、直径 25.9m、高さ 47.9m、板厚約 38mmの鋼製の容器である。格納容器には多くの配管が接続されており、事故時には隔離弁を閉じて格納容器を隔離する。BWRでは、配管破断による蒸気を圧力抑制プールへ吹き出すことで、圧力の上昇を抑制している。

#### (2) 放射性物質の拡散を防ぐ「五重の壁」は間違い

格納容器は、事故時に放射性物質の拡散を防ぐ最後の砦とされている。被告 は、閉じ込め機能について、ペレット、燃料被覆管、原子炉圧力容器、格納容器、 原子炉建屋という五重の障壁で守られていると主張するが、現実には、事故時 に放射性物質を閉じ込めるように設計されているのは、格納容器だけである。 ペレットは核物質を焼き固めただけであり、燃料被覆管はペレットを中に収め たものであって、冷却ができなければ燃料は損傷し、放射性物質が一次冷却水 の中に放出される(燃料被覆管にピンホール等が開いていたときも、同様の事 態が生じる)。事故時には、放射性物質を含んだ一次冷却水が、原子炉圧力容器 から格納容器の中に放出される。格納容器は、最も厳しい配管破断が生じたと しても、緊急炉心冷却系を用いて原子炉に水を入れて冷却ができれば、格納容 器の壁を貫通する配管のバルブ(隔離弁という)を閉じることで、外部に放射性 物質が出ることを防ぐように設計されている。具体的には、設計圧力(厳密には 最高使用圧力という)310kPa、設計温度(最高使用温度)171℃までの条件下で は、格納容器からの放射性物質の漏えいを一日で格納容器全容積の0.5%以下に 抑えるようにしている(格納容器は、貫通部からの微小漏えいが避けられない ため、漏えい率を0%にすることができない)。なお、その外側の原子炉建屋は、 気密構造にはなっているが、その耐圧機能はせいぜい 7kPa 程度(ブローアウト パネルの設定圧:建屋の内圧が大気圧より上がると、建屋の壁がもたなくなる ので、ブローアウトパネルが開き、蒸気やガスを外部に放出する) にすぎず、事 故時の放射能の閉じ込め機能など全く無い。五重の壁による閉じ込め機能は、 意図的に構築された安全性神話の典型である。

#### 3-3-2 格納容器の機能維持の限界

BWR 型の格納容器は、事故時に圧力抑制プールが機能しない事態になったり、 長期的に海水冷却による最終ヒートシンクの機能が失われれば、格納容器の圧力・温度が上昇し、やがて格納容器の過圧破損・過温破損に至る。こうした格納容器の過圧・過温破損は、格納容器の最も代表的な破壊モード(壊れ方)であり、 福島原発事故でも格納容器の過圧が進行し、格納容器から放射性物質と共に水蒸気やガスを放出する格納容器ベントを実施せざるを得なくなった。

そこで、格納容器ベントに際して、放射性物質の放出を抑制するため、格納容器フィルターベント(格納容器圧力逃がし装置)をつけることにした。しかしながら、それで格納容器の技術的な問題が解決したわけではない。

詳細は8で述べる。

#### 4 地震とシビアアクシデント

#### 4-1 地震によって発生する「止める」ことができない事態

過大な揺れで燃料集合体と制御棒の相対変位が40mmを超えると制御棒が入らないことになる(詳細は6-5-4②)。ホウ酸水注入系も直ぐには原子炉を停止させることができず、核反応停止に失敗して燃料が損傷する。膨大な熱の除去ができなくなり、メルトダウンに至る。

#### 4-2 地震によって発生する「冷やす」ことができない事態

地震で外部電源が断たれて全電源喪失に至り、同時に配管破断や機器の機能 喪失や計測制御系が誤作動すると、ECCS が機能しなくなり、代替冷却系も同時 故障を起こしてメルトダウンに至る。

地震で複数の配管が破損し、ECCS の能力を超えて原子炉の冷却に失敗するとメルトダウンに至る。大口径配管の破断による大 LOCA (冷却材喪失事故)では、原子炉は急速に減圧するので、低圧系 ECCS が働くはずだが、地震やその他の要因による故障で代替冷却系も含めて冷却に失敗した場合には、メルトダウンに至る。

必ずしも大口径破断ばかりが問題になるわけでもない。中小口径の破断や逃がし安全弁開固着等、一次系の配管やバルブに穴が開いた状態(中小 LOCA)で、高圧系 ECCS が機能しなかった場合には、原子炉が冷却できなくなり、さらに減圧ができないとメルトダウンに至る。米国のスリーマイル島原発事故以降、大LOCA だけでなく、むしろ中小 LOCA の危険性が重視されている。

地震によって、原子炉の支持構造物や炉心支持構造物が破損し、冷却材喪失事故に至るケースとして、以下①②③が想定される。

①耐震裕度が小さい支持構造物が損傷する。原子炉圧力容器は、耐震上、下部を原子炉スカートと基礎ボルトで固定し、上部を圧力容器スタビライザ、原子炉遮へい壁、格納容器スタビライザ、格納容器シアラグ、原子炉建屋で支えられているが、以上の機器のいずれかが損傷すると、原子炉圧力容器を支えることができなくなる。その結果、原子炉圧力容器が落下もしくは転倒すると、冷却ができなくなる。

②原子炉圧力容器が載っている原子炉本体の基礎(原子炉ペデスタル)が、急激なパルス状の衝撃荷重(強振動パルス:原告準備書面(67)18頁以下)を受けて損傷すると、原子炉圧力容器の自重を支えられなくなり、原子炉圧力容器が落下もしくは転倒し、冷却が不可能になる。

③格納容器が、同様な急激なパルス状の衝撃荷重を受けて崩壊すると、多重の機能喪失により原子炉の冷却ができなくなる。

#### 4-3 地震によって発生する「閉じ込める」ことができない事態

格納容器は、釣鐘状の鋼製円筒胴が原子炉建屋の基礎に定着されているが、水平地震動によって、転倒しようとする側、つまり圧縮力がかかる側の格納容器シェル(円筒胴板)に圧縮応力がかかる。同時に、円筒胴板には、自重と上下動による圧縮応力も同時に発生する。また、固い岩盤から急激なパルス状の衝撃荷重

がかかることもあり、想定をはるかに超える圧縮応力がかかることが有り得る。

格納容器の鋼製円筒胴は、鋼板の厚さ t が 38 mm前後だが、格納容器自体の半径 R は約 14m と非常に大きいため、R/t が約 350 を超える。このように、半径に比べて板厚が極端に小さい構造は、大きな圧縮荷重を受けると、材料の強度(例えば降伏荷重や引張強さ)に比べて数分の一以下の応力で、座屈(鋼板が急激に面外に飛び出し皺がよって壊れること)を起こす。格納容器の胴板が座屈を起こすと、自重に耐えられなくなり、格納容器はその脚部で破壊する。

格納容器が損傷するほどの地震が襲った時には、外部電源をはじめ配管や機器等あらゆる部分で損傷や機能喪失が起きている可能性が高い。したがって、格納容器が損傷すると、同時かあるいはその前後で多重故障が起こり、冷却が困難になって放射性物質が大量に発生する。格納容器はすでに壊れているので、放射性物質を内部に閉じ込めることができず、大規模な放射能放出に至る。

#### 5 ものの損傷の仕方ー破損モードーについて

#### 5-1 多様なものの壊れ方

物の壊れ方にはいくつもの形がある。実験室で金属の棒の一端を固定して荷重をかけ続けてその金属棒が切れるまでを観測するのは、延性破壊の一例であるが、それは実験室における延性破壊の一知見に過ぎない。金属を成形し、組み合わせてできた構造物は、成形によるひずみ、構造物の形状による応力集中等、金属棒の知見では測りえない強度の変化が存在する。また、入力する力の大きさ、周期、速度、構造物の置かれた環境条件によっても、思いがけない壊れ方をする。そして、何よりも、連結した構造物の最も弱い箇所が壊れることを忘れてはならない。

地震による破壊を考えるにあたっては、降伏による過大な変形、延性破壊、 脆性破壊、衝撃破壊、疲労破壊、共振による過大な揺れ等を意識する必要があ る。そして、過去の経験による強度にかかわる知見として、安全率が定められていることを無視してはならない。物が壊れる方式及び限界を絶対的に知りえたならば、それに従って物を作ればいいが、それは未だに不明である。そこで、ここに得られた経験値をもとに、安全に物を使用するために安全率を定め、それに従って物を作ることにしている。この経験値は、科学者或いは技術者を拘束する科学的知識である。安全係数(安全率と同義)の設定については、「各破損様式に関する破損限界のばらつき、および荷重の発生頻度を考慮して、設計上の安全係数を設定する」(甲C第77号証~総合材料強度学講座8「機械構造強度学 朝田泰英、鯉渕興二共編 オーム社」p.9)。

過去におけるいくつかの破壊例を挙げると以下のとおりである。

- ① タコマ橋が風で壊れた 共振による過大な揺れ (構造物や配管、機器などの固 有周期と、流れによる振動や地震動の周期が一致すると共振現象を起こし、大きな揺 れを発生し破壊に至る)
- ②タイタニック号 脆性破壊(低温で衝撃的な荷重受けると、鋼材は変形することな < 割れてしまう。これを脆性破壊という)
- ③阪神淡路大震災 衝撃破壊 (原発は硬い地盤に立っているので、一般に揺れが小さいとされているが、衝撃的な地震動は減衰せずにそのまま伝わり衝撃破壊を起こすことがある)
- ④阪神淡路大震災 座屈 (容器を支える細長い支持柱などでは、地震による上向き圧縮荷重が一定値を超えると座屈破壊が生じる可能性がある。薄肉容器 (直径と板厚の比率が大きい容器) も圧縮力やせん断力および外部からの圧力で容器の壁にしわが寄る座屈破壊を起こすことがある。つまり、形状によっては材料の強度よりも相当小さい荷重で構造部材が壊れる座屈破壊を生じるため、設計想定を超えて大きな荷重がかかると急激な座屈破壊が生じる)

#### 5-2 構造材料の破損

主として金属材料でできた構造物や配管などの壊れ方・破壊モードについて 考えてみる。通常機器や配管に使用されている鋼材(軟鋼)は、試験片を作っ て引張試験を行ない、力と伸びの関係を求めると、図1のようになる。試験片 を引っ張ると、荷重の増加に比例して直線状に伸びるが、荷重を断面積で割っ た「応力」を縦軸に、変位(伸び)を元の長さで割った「ひずみ」を横軸にプ ロットして、いわゆる「応力―ひずみ線図」ができる。ゼロ点から荷重すなわ ち応力が大きくなると、これに比例してひずみが増加する。この勾配をヤング 率(縦弾性係数)といい、材料の変形しにくさを表す。応力が大きくなり降伏 点に達すると、応力の増加がないまま、ひずみが少し増大する(図1ではあま り大きく描いていないが、降伏点では応力ひずみ線図が水平になる部分があ る)。降伏点以下を弾性域といい、これ以下の応力であれば、荷重(応力)を かけることをやめると(これを除荷という)、材料は元に戻る。しかしなが ら、降伏点を超えて応力を増加させると、ヤング率が小さくなり塑性域に入 る。降伏点を越えると除荷しても塑性変形(永久変形)が残る。また、降伏点 以上で材料を使うのは、発生頻度の少ない大地震や事故などで多少の損傷があ っても崩壊しなければよい、といった場合だが、材料に亀裂が入らないことが 大切である。

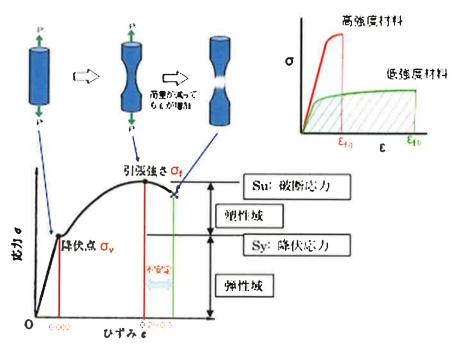


図1 鋼材の応力一ひずみ線図

通常の弾性解析では、図2の赤い線で示した材料特性を使う。つまり、材料では応力とひずみが比例関係(これを線形解析と言い、設計で使うコンピュータ解析も大半は線形解析である)にあるとして、降伏応力に達すると荷重(応力)をそれ以上増やさなくても変形が進み破壊してしまう、と想定して設計する。なお、ひずみでいうと、降伏時のひずみは約0,2%であり、引張強さ(材料の極限の強さ)に相当するひずみは、材料にもよるが、約20~30%程度である(図1参照)。

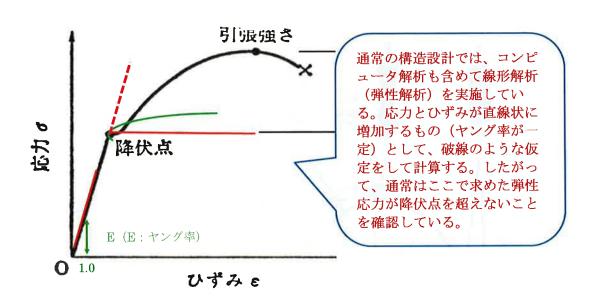


図2 弾性設計

降伏点を超えて引張強さまでの特性は、塑性変形が進むので通常は考慮しない。降伏点から引張強さまでの応力の上昇は、材料により様々で、図2の緑の線のような降伏点と引張強さが近い材料もある。また、塑性域の解析、弾塑性解析は、荷重の増大に応じてヤング率を変化させていくことになり、弾性解析に比べて桁違いの解析時間を要し、解析結果の精度も大幅に落ちる。弾塑性解析の場合、実構造の試験データか他の類似の解析結果がないと結果が妥当であるかどうかの判断が難しい。したがって、実際の設計で弾塑性解析を行うことは極く限られた場合で、限定的に、かつ慎重に行うべきものである。

ここで、図1に戻り、ひずみに着目してみる。降伏点を超えると、応力の上昇により塑性変形しながらひずみが増大していく。通常、降伏点におけるひずみ(降伏ひずみという)は、約0.2%程度である。降伏点のない材料の場合も、ひずみが0.2%のところの応力を耐力と称して、降伏点と同様の扱いをする。降伏点を超えて応力が上昇して引張強さに達すると、試験片が急速にくびれを起こし(ネッキングという)、それ以上荷重が増加することなく、ひずみが増大して破断する。

強度についてまとめると、構造解析は降伏応力以下の弾性設計が大半であり、降伏点に達すると、急激にヤング率が落ちてひずみが大きくなり永久変形が残る。ただし、実構造では、応力集中部などで部分的に降伏に達しても、構造設計がきちんとしていて亀裂が発生しなければ、塑性変形に伴い、応力の再配分が起こり、それ以上変形は進行しない。しかしながら、降伏点を大幅に超えると変形が進み、構造によっては、応力集中部や検査で発見できなかった欠陥や溶接による硬化や脆化したところから亀裂が発生することがある。特に、高強度の材料で、降伏比(降伏点/引張強さ)が大きい材料は、降伏点を超えると直ぐに引張強さに達するので、慎重な設計を必要とする。

なお、強度を考えるにあたっては、材料の性質による伸び(変形能)の違いも認識する必要がある。図1の右上に、高強度材料と低強度材料の材料特性の模式図が示してある。一般的に、高強度材料は高い引張強さをもつが、破断ひずみ(材料が破断した時点で形成されたひずみ)が小さい傾向にある。低強度材料は、引張強さはあまり大きくないが、十分な変形能があり、破断ひずみが大きい。両者を比較すると、強度は高強度鋼の方が強いが、破壊するまでの吸収されるエネルギー(応カーひずみ線図の面積)は、変形能が十分ある低強度鋼の方が大きい。地震などのエネルギーを吸収する能力は後者の方が高く、強い地震に耐えられる可能性が高い。つまり、構造強度では、単に強度が強いだけではなく、変形能も重要な要素であって、変形能が十分でないと亀裂が発生し、場合によっては破壊することになる。

#### 5-3 安全係数あるいは安全率は実構造では不可欠

前述した甲C第77号証の p. 18~19 には、引張応力による延性破断(引張破断、引張強さと同じ)の防止について、次のような記述がある。

「(1)構造系の破断は重大な結果を招くので、過大な変形の防止よりも大きな安全係数より、より高い信頼度で防止すべきである。(2)材料によって降伏比(降伏点と引張強さの比)が異なるので、降伏点基準の許容応力では、

延性破断に対して必ずしも十分な安全係数をとったことにはならない。」

第77号証19頁に搭載されている以下の安全係数の表によると、鋼材の種類にもよるが、降伏点に対して1.11以上1.6程度の安全係数をとるのに対して、引張強さに対して3乃至4の安全係数をとっていることである。これらの安全係数の考え方は、米国機械学会 ASME Boiler and Pressure Vessel Code SECIII 1983をベースにしており、原子力の構造基準の基本を表している。ここで特に重要なことは、応力に対する構造基準の考え方は、降伏点を超えないことであり、引張強さ(実質的に引張破断)に対して安全係数として3または4という値をとっていることである。

	2 • 2	許容応力基準	の体系(Ⅰ)		19
	表 2 · 5	安全係数 了。	および ƒ。の例		
許 容 応 力	材料区分	降伏点に関する安全係数 fv		引張強さに関する安全係数 f。	
$\sigma_{\mathbf{s}}$		常温における 民材等伏点に 対して	当该混集の設 計降伏点に対 して <sup>1</sup>	室温における 規格引張強さ に対して	当該温度にお ける引機強さ に対して**
設計応力強さ*! S <sub>e</sub> ,	フェライト系綱	1.5	1.5	3	3
	オーステナイト系 ステンレス 調	1.5	1.11	3	3
設計引展報告**	フェライト系鋼	1.6	1.6	4	4
	オーステナイト系 ステンレス 釧	1.6	1.11	4	4

安全係数や安全率は、実構造における材料や製造上の目に見えない欠陥 (溶接に伴う材料の劣化を含む) や解析精度のばらつき等を考慮しても構造上の破壊や機能喪失を起こさないために設置している。実構造の重要性を含めて、技術的な背景を基に、社会的な約束事として、いわば『技術分野と一般社会との契約』として広く社会に普及しているものである。

#### 5-4 材料試験と実構造の挙動の違い

## 破断ひずみは特定が困難

### 一材料試験と実構造の違いを考慮しない評価は間違い―

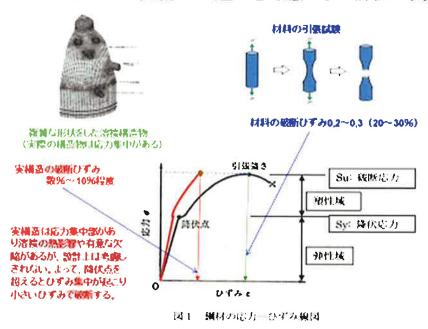


図3 応力ーひずみ線図

図3は、材料の応力ーひずみ線図と実構造の応力―ひずみ線図を比較したものである。前者で用いた材料試験片は、単なる丸棒であって、応力集中やひずみ集中のない表面のなめらかな構造であるのに対して、後者すなわち左上の有限要素法で用いた解析モデル(図は格納容器のモデル)は、板厚や形状の様々な違いをできるだけ忠実に再現したものである。もちろん、解析モデルであっても、溶接形状などを完全に再現できるわけではなく、場合によっては存在する小さな欠陥を見落とすことは避けられないが、そうした解析モデルの限界を踏まえたうえで、現実的なモデル化を行なっている。形状の不連続な部分や溶接の熱による冶金学的な材料物性の変化による構造の破損挙動は、研究レベルではともかく、実構造では、破損・破壊レベルまで予測することが困難である。特に、降伏点を超えて応力が増えていったときに、実構造物の破断ひずみ

がどこでどの程度発生するかを特定することは困難である。したがって、5-3で説明した安全係数を用いることが重要なのである。

#### 5-5 荷重制御型変形と変位制御型変形

部材に力をかける場合、2つの荷重のかかり方がある。一つは荷重制御型で、通常の外力がかかる場合に相当し、部材の変形とは関係なしに一定の力がかかるもので、材料が降伏し始めるとそのまま変形が進み、破断してしまう。この時に発生する応力を一次応力という。それに対して、変位制御型は、部材の端部を強制的に変位させるもので、変位に応じた内力が生じる。変位を止めると、その状態を保つことになり、たとえ塑性変形をしても、それ以上変位を加えなければ変形は進行しない。この時に発生する応力を二次応力といい、代表的なものが熱応力である。

5-6 実構造の破断ひずみは材料試験の破断ひずみよりはるかに小さい

原発に関しては、格納容器を対象にした破壊試験が行われている。その例として、一次応力を用いた試験(以下a、b)と二次応力を用いた試験(以下c)に関する結果は、以下のとおりである。

a. マークⅡ改良型鋼製格納容器の過圧試験における破断ひずみ

1996年12月、旧米国サンディア国立研究所において、旧原子力開発技術機構 (NUPEC) と米国 NRC との共同研究として、日本製マーク II 改良型格納容器 1/10 モデル試験が行なわれた。その過圧破壊試験結果を示したものが図4と図5である。

これは内圧による一次応力を用いた試験である。機器ハッチ開口部での亀裂 等発生状況を図4上の図面に示す。また、図4下のグラフは、各部位のひずみ 履歴を記録したものである。一般部でのフープひずみ(円周方向の一般膜に生 じたひずみ)が約2%弱であったときに、機器ハッチ周辺の板厚変化部における応力集中によって、開口部の左側では、局所的なひずみが約5.3%で亀裂が発生した。また、同時に右側の板厚変化部では、局所的なひずみが約8.8%で板厚の減少(ネッキング)が生じ、破断直前であった。

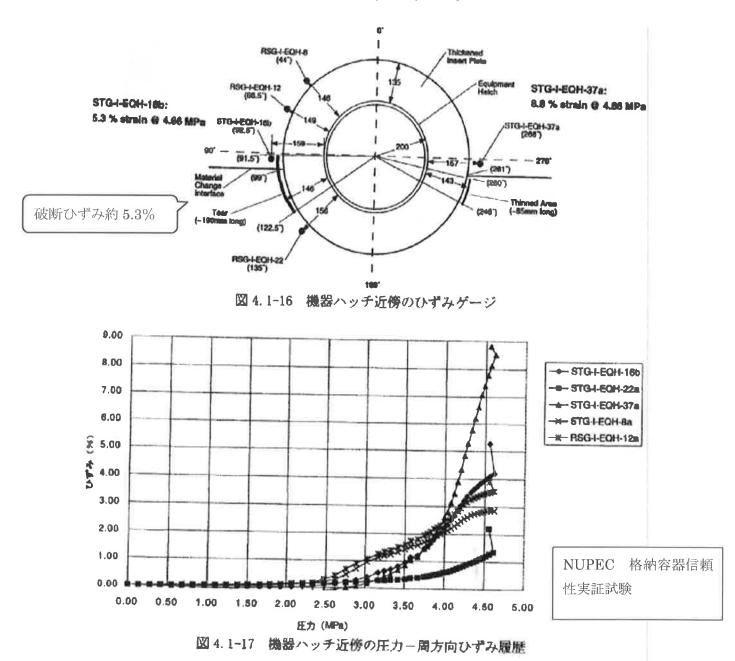


図 4 1/10 マークⅡ改良型格納容器の過圧試験結果

上記の機器ハッチ周辺部の図4の上図に対応する写真を図5に示す。なお、本試験は筆

者が当時、日米共同研究の日本側メーカー代表の一人として実施したものである。

## 

出典) NUREG/CR-6906

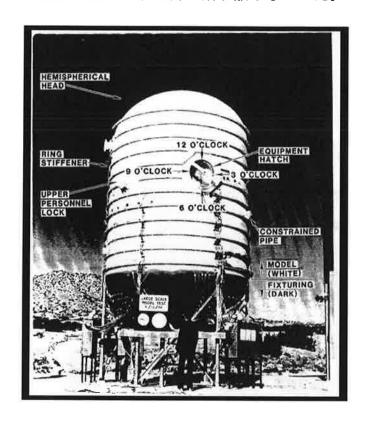
図5 1/10 格納容器ハッチ部破壊状況

個 4.1~14 機器ハッチ補強板溶液部に生じた破断

#### b. PWR 型鋼製格納容器の過圧試験における破断ひずみ

1984年11月、PWR 型鋼製格納容器 1/8 モデルの過圧試験が、同じく米国サンディア国立研究所で行われた。この試験では、機器ハッチ周囲のスティフナー(補強部材で防撓材という)の付け根が局所ひずみ約 5.4%にて破壊している。図6に試験体を示す。このときのフープひずみは約 2.25%程度とされている。なお、この過圧破壊試験では、破壊した鋼材の破片が 400~500m 程度飛び散っており、鋼製の圧力容器が空圧で破壊すると、爆発的な破壊を生じることが分かった。この試験例があったために、その後行われた前述のマークⅡ改良

型試験は、地下にサイロを掘って試験をしたが、試験体周囲に遮へい壁を模擬的に設置したため、破片は飛び散らなかった。



SNL PWR 1 / 8 鋼製格 納容器加圧試験

図 6 PWR 型鋼製格納容器 1/8 モデルの過圧試験

#### c. 鉄筋コンクリート製格納容器の鋼製ライナーの地震時の破断ひずみ

旧 NUPEC 多度津工学試験で 1998 年から 2000 年代はじめにかけて実施された 地震荷重による鉄筋コンクリート格納容器 (RCCV) 実証試験がある。

この試験は、鉄筋コンクリート格納容器の内張である鋼製ライナーの破断状況を検証したものである。鋼製ライナーは、実機の厚さ 6.4 mmの 4 分の 1 に相当する 1.6 mmの薄板であって、鉄器コンクリートにスタッドやスティフナーで定着されている。鉄筋コンクリート格納容器は、圧力や地震力が加わると、鉄筋コンクリート躯体が荷重(一次応力)を受けて変形するが、ライナー自体も、躯体の変形に追従すること(二次応力)によって変形し、さらには破断に至る。

図7にRCCV試験体と図8にライナーの破断個所を示す。最終的なコンクリート構造の破壊と同時に、ライナーに亀裂が発生し、そのときのハッチ周辺のライナーの板厚変化部の局所ひずみは約3.8%であった。ライナー破損部の亀裂は、長さ数mmの貫通亀裂でネッキング(板厚減少)も生じており、開口周辺の厚板との溶接線に近いところで、かつ、フラットバー溶接の近傍で発生していた。なお、この時コンクリートのせん断ひずみは、約7/1000であった。



図7 ABWR 型鉄筋コンクリート製格納容器の耐震試験モデル

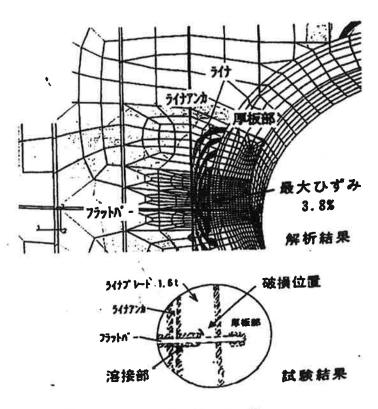


図5-56 ライナー破損部位と最大ひずみ

図8 鉄筋コンクリート製格納容器のハッチ部のライナー破断個所 後藤政志「学位論文:東京工業大学 20005 授与 p.4-42

#### d. まとめ

以上によると、鋼製容器の過圧によるa、bの破壊試験(一次応力)では、 局所ひずみ集中部が約5%内外(大きいところは10%弱)で亀裂が発生してい る。また、鋼製ライナーに関するcの破壊試験(二次応力)においても、局所 ひずみ集中部が約4%で亀裂が発生している。

すなわち、5-2で説明したとおり、一般の引張試験片による試験結果によれば、引張強さでのひずみは20~30%程度とされているところ、実構造では、その1/4から1/6程度のひずみで亀裂が発生することが判明したのである。

しかも、aの破壊試験によれば、開口部の左側では、局所的なひずみが約5.3%

で亀裂が発生したのに対して、右側の板厚変化部では、局所的なひずみが約 8.8%で板厚の減少(ネッキング)に留まっており、幾何学的な形状や冶金学的 な物性の違いによって、どこが先にどの程度のひずみで亀裂が発生するのか特 定することができないことも判明している。

なお、cの破壊試験の対象となった鋼製ライナーは、鉄筋コンクリート躯体の 変形に追従して変形するだけで強制変位を受けるが、亀裂が発生しなければ漏 洩防止機能は維持されることから、各荷重状態におけるひずみの制限値を守る ことが求められている。つまり、ライナーのひずみ基準以下のひずみであれば、 ライナーが破断することはない。図9に「原子カ用コンクリート格納容器設計指 針案・同解説」を示す。

## -プレートの設計は「ひずみ度」が基本

**— 102 —** 

原子力用コンクリート格納存動設計指針寮・同解説

荷重時および荷重状盤		S 44	応力度・ひずみ度の許容値				
国人・日本   日本   日本   日本   日本   日本   日本   日本			198,380,4	VES	<b>A</b>	矮 + 曲 げ	
*		Z		附	$f_{11} = f_{1c} = 2/3 \cdot S_y$	$f_{st} = f_{sc} = 2/3 \cdot S_y$	
正 常	49		46	800	€ <sub>46</sub> =0.0007	est=0.0014	
		状	器	$\epsilon_{rc} = 0.0013$	4 <sub>85</sub> =0.0026		
集時	46	419	<u>.</u>	e <sub>66</sub> =0.0010	c = 0.0020		
	4٨	NA.	^	$\epsilon_{\rm pc}=0.0020$	$\epsilon_{trt} = 0.0040$		
似 時	44	4R	В	en = 0.0015	e <sub>ec</sub> ≈ 0.0045		
	P4	4^	E SH		$\epsilon_{sc} = 0.0030$	$\epsilon_{\rm sr} = 0.0090$	
終	局	ы	欽	112	$r_{41} = 0.0030$	sat = 0.0100	
	/30)			n.ax	$s_{AC} = 0.0050$	e <sub>16</sub> =0.0140	

**了**心 許容引張忘力度

4点:脾寒引張ひずみ度

S。: 規格降伏点または耐力

fa:許容圧縮応力度 sic: 許容圧縮ひずみ度

上記は一般部。局部は膜で1.5倍、膜+曲げで2.0倍まで許容。

「原子カ用コンクリ

一卜格納容器設計指

針案・同解説 |

p.102

図9 格納容器ライナープレートの設計許容値

30

ライナーの終局状態におけるひずみは、<u>膜の許容引張ひずみで 0.0030、許容圧縮ひずみで 0.0050</u>である。<u>膜+曲げでも、許容引張ひずみが 0.0100、許容圧縮ひずみが 0.0140</u>である。仮に、<u>局部の膜+曲げとして圧縮ひずみであっても、0.0280 が限界ひずみである(局部の膜+曲げは、表の 2 倍の値)。すなわち、強制変位を受ける部材の破断ひずみの限界は、曲げも含めて, 0.028 以下つまり 2.8%程度が限度である。</u>

以上説明したところによれば、材料試験の結果と比較して、実機を用いた試験では、過少なひずみで鋼材が破断している。そのような結果に沿う内容のひずみ 基準も定められていることからすると、「解析評価値が引張強度に対して十分余 裕があるから安全である」という考え方は、とても受け入れることができない。

- 6 東海第二原発における地震による過酷事故発生の具体的危険性
  - 6-1 設計基準地震動を超える地震動が発生し得ること

どんなに慎重に基準地震動を設定しても「基準地震動を超える地震動に見舞われること」が有り得る。そのことは、2006年の耐震設計審査指針で取り入れられた「残余のリスク」を考えれば明らかであり、基準地震動を超えると圧力容器スタビライザが損傷・機能喪失して炉心損傷に直結する。

原発では、本来、基準地震動に対して十分余裕のある設計をすべきであるが、耐震裕度の小さい支持構造物は、何らかの不確定要因があると損傷する可能性がある。特に、自然現象である地震動が設計基準地震度以下に収まると断定することはできない。このことは、既に阪神淡路大震災や新潟県中越沖地震などを契機に、繰り返し設計基準地震動が見直されてきた経緯からも明らかである。東海第二原発では、地震動 1009 ガルに対する圧力容器スタビライザの耐震裕度が 1.07 と非常に小さい(原告準備書面(80)6頁)。圧力容器スタビライザが破損すると、直ちに原子炉圧力容器が転倒する。圧力容器スタビラ

イザは、原子炉圧力容器の中間より少し上部で水平方向地震力を支える重要な支持構造物で、原子炉圧力容器の転倒をふせぐために設置されている。その圧力容器スタビライザが破損すれば、水平方向に支えることができなくなるので、原子炉圧力容器は転倒あるいは傾き、制御棒が挿入できず、計測系ケーブルが破断して温度圧力水位などが把握できなくなる。さらには、複数の配管が切れて大規模な冷却材喪失事故に至る。また、上記のような事態をもたらす地震動であれば、それと同時に、耐震裕度の小さい格納容器シェル下部の座屈破壊が生じ、それに伴う多くの格納容器貫通部(ペネトレーション部)の生体遮へい壁(原子炉格納器の外側に隣接する鉄筋コンクリートの壁)との接触によるギロチン破断が生じ、想定困難な広範囲の多重故障、多重機能喪失となる。

#### 6-2 圧力容器スタビライザの機能と仕組み

圧力容器スタビライザは、地震時に水平方向の荷重を受け、原子炉の転倒を防ぐ役割を担う。圧力容器スタビライザの力は、原子炉遮へい壁の上部で、その外側にある原子炉格納容器スタビライザに伝達される。つまり、水平地震力による原子炉圧力容器の転倒を防ぐために、水平地震力は、原子炉圧力容器→圧力容器スタビライザ→原子炉遮へい壁→格納容器スタビライザ→格納容器シアラグ→生体遮へい壁から原子炉建屋に伝達され、その構造により支えられている。図 10に圧力容器スタビライザと原子炉圧力容器との関係を、図 11に原子炉圧力容器の支えの構造を示す。図 12に圧力容器スタビライザと格納容器スタビライザを示す。

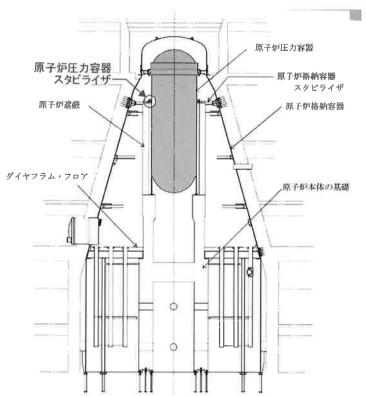


図 2-1 原子炉格納容器。原子炉遮蔽。原子炉本体の基礎。原子炉圧力容器等の概要図

図 10 圧力容器スタビライザと原子炉圧力容器

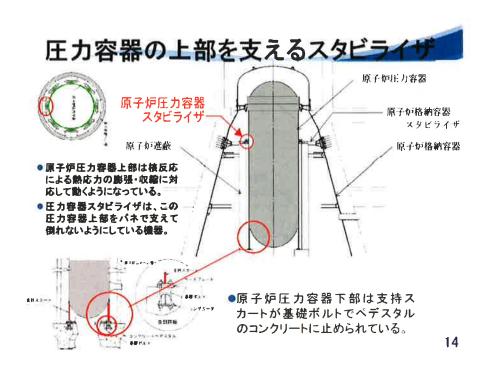


図 11 原子炉圧力容器の支え

## (参考)「圧力容器スタビライザ」(赤)と「格納容器スタビライザ」(青)

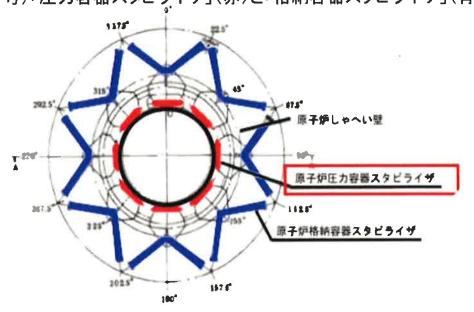


図 12 圧力容器スタビライザと格納容器スタビライザ

なお、図13に圧力容器スタビライザの配置を示す。

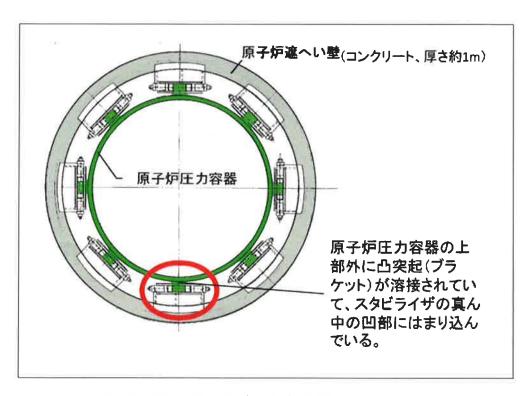


図 13 圧力容器スタビライザの配置

このように、原子炉遮へい壁の役割は、圧力容器スタビライザから格納容器 に荷重を伝達することであって、原子炉遮へい壁それ自体は強度を期待されて いるものではない。

#### 6-3 圧力容器スタビライザの耐震裕度

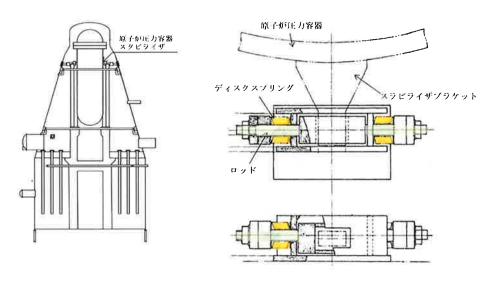


図1 原子炉圧力容器スタビライザ外形図

図 14 圧力容器スタビライザ の構造

まず、図14に圧力容器スタビライザの詳細構造を示す。

基準地震動を受けた際の圧力容器スタビライザ8本にかかる水平方向地震荷 重 $W_h$ は、

8.98×10<sup>6</sup>N であり、

最大の荷重を受けるスタビライザ1本への水平方向地震荷重 F<sub>h</sub>は、

 $F/4 = 8.98 \times 10^6/4 = 2.24 \times 10^6 \text{ N}$  である。

 $F_h$  は、圧力容器スタビライザを構成する2本のロッドの1本には引張荷重  $F_h$  / 2として、もう1本には圧縮荷重  $(-F_h$  / 2)として作用する。引張荷重が作用する側のロッド1本にかかる荷重 $W_h$  は、 $F_h$  / 2 = 1.12×10 $^6$  N に初期締め付け荷重  $F_o$  = 1.69×10 $^6$  N を加え、

 $(1.12 \times 10^6 \text{ N}) + (1.69 \times 10^6 \text{ N}) = 2.81 \times 10^6 \text{ N}$  である。

これをロッドの断面積( $6.84 \times 10^{-3}$  m) で割って引張応力を求める。

引張応力
$$\sigma_t = \frac{2.81 \times 10^6}{6.84 \times 10^{-3}} = 410.8 \times 10^6 \, \text{Pa}$$
  
= 410 MPa···6

これが、基準地震動 1009 ガルによって 1 個の圧力容器スタビライザのロッド 1 本にかかる引張応力である。引張応力の限界値が 440 MPa であるから、基準地震動 1009 ガルに対する裕度は、440/410=1.07 となる。なお、図 15にスタビライザの発生応力と許容値を示す。



表 5-2 評容応力状態 WaSに対する評価結果(D+Pa+M+S。)

				IV.	S	
評価対象設備		評価部位	応力分類	発生値	許容值	判定
				(MPa)	(MPa)	
原子炉圧力容器 スタビライザ	P 1	ロッド	引張応力	410	440	0
			曲げ応力	1	207	0
	P 2	スプリング支持板	せん断応力	23	103	0
			組合せ応力	10	179	0

図 15 圧力容器スタビライザのロッドの許容値と発生値

29

以上のとおり、圧力容器スタビライザの基準地震動に対する裕度は小さく、わずか 1.07 にすぎない。これは、基準地震動を超える地震動が東海第二原発に到達した場合、圧力容器スタビライザが容易く破損することを意味する。

## 6-4 圧力容器スタビライザの損壊とその結果

圧力容器スタビライザが破損すると、原子炉圧力容器は、スタビライザの水平方向の全荷重 F が支えを失い、水平地震力で転倒あるいは傾こうとする(図 16、図 17 参照)。

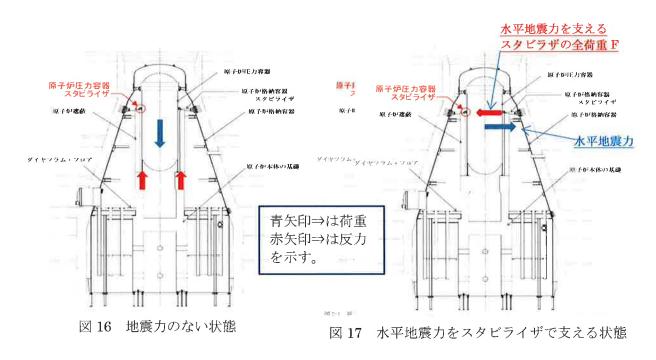


図 18、図 19 にスタビライザ・ロッド破断後の影響を示す。

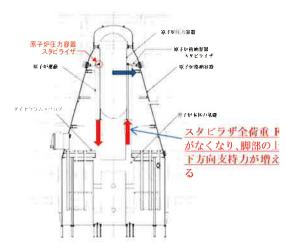


図 18 スタビライザが壊れた状態 圧力容器下部の上下方向の力で支持

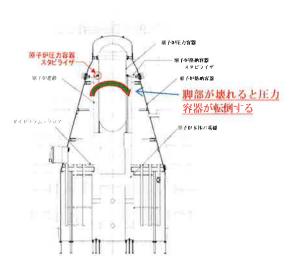


図19 圧力容器下部の上下方向の力で支えきれない場合は転倒する

スタビライザ全水平荷重:F

スタビライザ高さ : h

スタビライザによる圧力容器を転倒させようとするモーメント:  $\mathbf{M}=\mathbf{F}\times\mathbf{h}$  この曲げモーメント  $\mathbf{M}$  は、原子炉圧力容器の下部の曲げモーメンント  $\mathbf{M}=\mathbf{U}\times\mathbf{b}$  の上下方向の力  $\mathbf{U}$  に変換される(図 20 参照)。

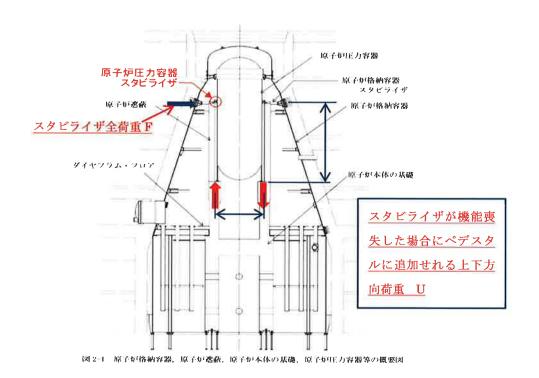


図 20 転倒モーメントを上下方向の U に変換して支える

転倒モーメントによる圧力容器スカート部の上下方向の荷重 U は、模式的に 1 点で受けたとしているが、実際は引張側の基礎ボルト等価円筒による荷重  $W_t$  と圧縮側のベアリングプレート荷重  $W_c$  になって、応力計算上はスカート部の円筒 d (約 6.4m) とスカート部の板厚  $t_s$  (mm) の曲げ応力として計算できる(図 21 参照)。なお、強度評価には、上下方向の地震力等も考慮する必要がある。

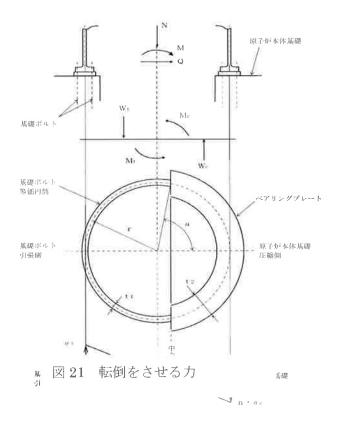


図15-2 基礎ポルトの等価円筒及び応力分布

## 6-5 原子力圧力容器が転倒するかしないかの判断基準

## 6-5-1 原子炉圧力容器が載る原子炉本体基礎部の構造が耐えられるか

圧力容器スタビライザ8本の内、最も大きな荷重を支えていた1本が破断すると、他の周囲のスタビライザも次々と破断あるいは変形し、全スタビライザで支えていた水平力が失われ、その水平力による転倒モーメントMを、原子炉本体基礎上部のコンクリートの圧縮力Wc(下向き)と基礎部ボルトの引張力Wt(上向き)で支えることになる。

したがって、下記の強度確認をする必要がある。

- ①圧縮側原子炉圧力容器スカート部の座屈強度
- ②ベアリングプレートの曲げ強度

- ③原子炉本体基礎上部のコンクリートの圧縮強度
- ④原子炉本体基礎上部の基礎ボルトの引張強度

ただし、日本原電は、強度計算に必要な諸寸法の大半を「白抜き」にしているため、たとえ専門的な知見を有する者であっても、直接、強度評価ができない。

## 6-5-2 改めて圧力容器スタビライザ破断の影響を考える

図 20 で示した圧力容器スタビライザで支えられる全水平力が、転倒モーメントになり、ペデスタル上部への上下方向力U(仮想的に一点で支えたとして)に変換されるとき、荷重が h/d の比率で大きくなる。

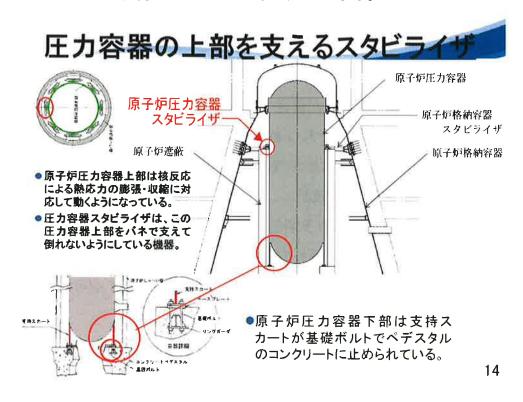


図 11 原子炉圧力容器の支え(再掲載)

水平方向地震荷重  $W_h = 8.98 \times 10^6 \text{ N}$ 、ペデスタル上部からスタビラザまでの距離 h = 13,000 mm、原子炉圧力容器下部の直径 d = 6,360 mm、以上の数値を元に算定すると、上下方向力  $U = W_h \times h / d = 8.98 \times 10^6 \times 13,000 / 6,360 = 1,84 \times 10^7 \text{ N} で$ 

ある。

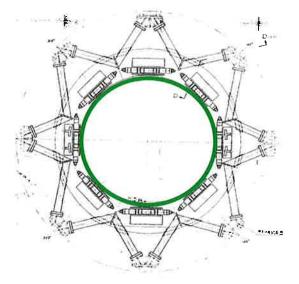
すなわち、上下方向力が水平力の約2倍に達している。原子炉圧力容器がこ の荷重と自重および上下方向地震力の合計に耐えることは困難であろう。

仮に、一旦何とか転倒を避けられたとしても、再度地震がきた時に、動的な揺れで転倒する危険性がある。そもそも、地震で原子炉圧力容器が転倒しないように圧力容器スタビライザを設けているにもかかわらず、それが壊れても問題が生じないのであれば、そのような圧力容器スタビライザは不要であることになる。

- 6-5-3 原子炉遮へい壁は損傷する可能性が高い
  - 一構造強度上、原子炉遮へい壁が局部的な荷重に耐えうるか疑問である—

原子炉圧力容器の基礎部が破壊すると、重さ 1200~1500 トン(推定)近い原子炉圧力容器が傾き、原子炉遮へい壁に倒れかかるが、原子炉遮へい壁は、原子炉圧力容器が部分的にぶつかり、それを支えるように強度設計されていない構造であることから、破壊する可能性が否定できない。原子炉遮へい壁は、耐震解析モデルに組み込まれているが、それはあくまで縦方向の梁としての剛性を評価しただけであって、下記のような接触時の強度は計算されていない。

圧力容器スタビライザ A と B が破断し、他の圧力容器スタビライザも急激な荷重の増加で耐えられなくなり、原子炉圧力容器が原子炉遮へい壁の矢印の部分に衝突する。原子炉遮へい壁は、面外方向(面に対し直角方向)の集中荷重を受けるが、もともと、強い強度部材ではないため、局部的に破壊する可能性が高い。



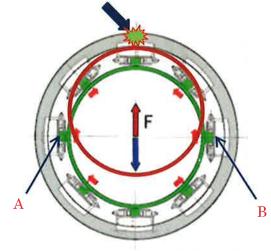
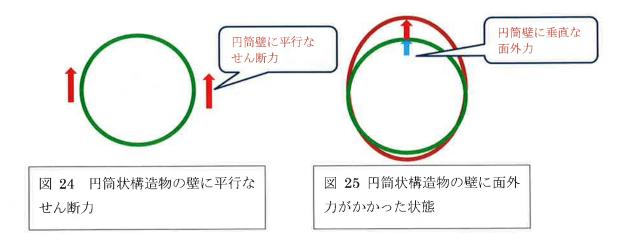


図 22 スタビライザ平面図

図23 遮へい壁にかかる荷重

圧力容器スタビライザは、原子炉圧力容器や原子炉遮へい壁に地震力がかかると、平行な部分の壁に力を伝えるが、壁厚に垂直方向の荷重を伝達するようには設計されていない。図 22 に平面図を、図 23 に原子炉圧力容器が転倒し、原子炉遮へい壁に倒れこんだ状態を示す。図 23 では、左右のAおよびBの部分で図の上下方向の荷重を伝えるが、圧力容器スタビライザAおよびBが壊れて図の上部の遮へい壁にぶつかると、面外方向は強度的には脆弱であるため、構造設計上はこのような荷重のかかり方は避ける。図 24 は円筒状の構造物を上から見た図で、円筒胴の荷重と平行な左右の壁で荷重を伝える場合のものであって、大きな力をかけても変形しにくい。これに対して、図 25 のように、円筒胴の壁に対して直角方向に力をかけると、小さな力でも面外へ大きく変形してしまう。もし、被告が主張するように、原子炉圧力容器が傾いても原子炉遮へい壁で支えることを期待するのであれば、このようにきちんと強度評価をした上でなければ、構造工学的に説得力を持たない。仮に、新しく構造物を設計する場合には、このような面外集中荷重を受けるような設計は、構造設計上あり得ないことである。



構造設計者であれば、上記の図 25 のような設計はしないし、そのような力のかかり方が許されるならば、そもそも圧力容器スタビライザや格納容器スタビライザなどという複雑な荷重伝達機構を設置する必要などない。原子炉圧力容器が傾いたときに、原子炉遮へい壁で支えることができなければ、原子炉圧力容器は倒壊するし、その影響は計り知れない。

# 6-5-4 原子炉圧力容器をかろうじて原子炉遮へい壁で支えることができた場合の影響

上記のとおり、原子炉遮へい壁の強度が不確かであり、むしろ構造工学的に疑念があるから、その強度と支持機能を確認することがまず優先されるべきであるが、ここではそのことをひとまず置いておいて、原子炉遮へい壁が原子炉圧力容器をかろうじて支えることができた場合について考察する。

①支持構造物としてのせん断ひずみ限界の 1 0 倍から 2 0 倍も大きく傾く原子炉建屋には、支持構造物としての安全機能を確認するために、下記のようなせん断ひずみの基準がある(図 26 参照)。原子炉建屋のせん断ひずみは、水平力を受けて構造物が水平方向に変位した値をその高さで割った無次元の値(単位のない比率)で、許容せん断ひずみで  $2\times10^{-3}$ 、終局せん断ひずみは  $4\times10^{-3}$ である。

- ○原子炉建屋等の耐震設計上重要な施設については、<mark>堅固な岩盤への支持、剛構造の採用</mark>など、耐震性に配慮した構造を採用している。
- ○このように耐震性に配慮した構造の下で、耐震設計を行うなどして安全機能を確認している。

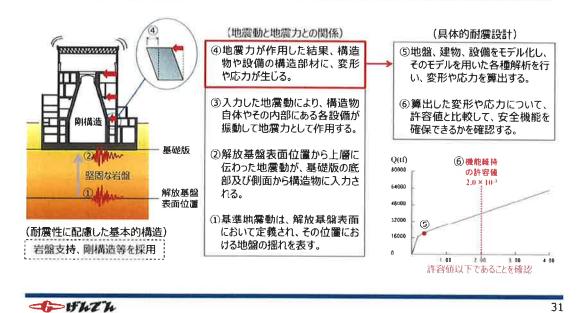


図 26 原子炉建屋のせん断変位の許容量

他方、原子炉圧力容器の高さ h が約 13m であり、原子炉圧力容器と原子炉遮へい壁内側の隙間  $\delta$  が約 564 mm (添付資料①「改良標準化ベースプラント東京電力株式会社福島第二原子力発電所 2 号機の特徴」日立評論 VOL.66 No.4 9 頁)であるから、原子炉圧力容器の傾き  $\gamma$  は、 $\delta$  / h = 4.3 ×  $10^{-2}$  と算定される。

図 27 に原子炉圧力容器の転倒角度と原子炉建屋のせん断ひずみの許容値を 比較する。

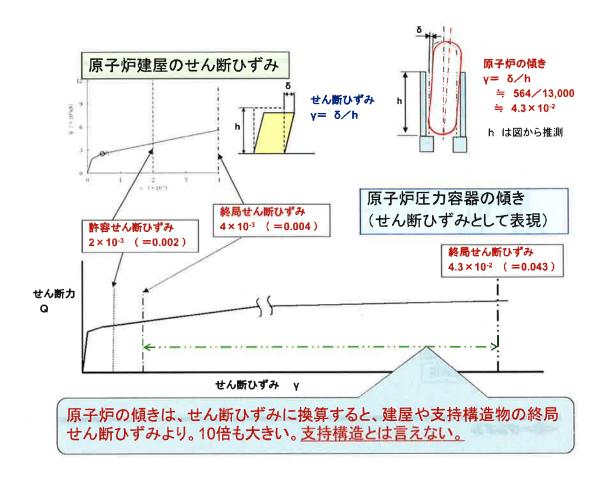


図 27 原子炉建屋のせん断ひずみと原子炉の傾斜角度

すなわち、原子炉圧力容器の傾き γ と原子炉建屋のせん断ひずみとを比較したならば、原子炉建屋の許容せん断ひずみの 20 倍以上、終局せん断ひずみと比較しても 10 倍以上の大きな開きがある。原子炉圧力容器を支持構造として考えた場合(配管や制御棒等が原子炉圧力容器に支えられていることを念頭に置く)、せん断ひずみの限界をはるかに超えている。

## ②制御棒が挿入できなくなる

原子炉圧力容器が転倒または傾いた場合を、図 27 の右上に示す。原子炉圧力容器の傾きを角度に換算すると、 $\tan^{-1}(4.3\times10^{-2})$   $\Rightarrow$  2.5° となり、2.5° 傾く  $(1\,\mathrm{m}$ の棒であれば、先端部の変形が 44mm)ことで、物理的に制御棒駆動機構が機能喪失する可能性が高い(図 28 参照)。

制御棒駆動機構は、図 29A、29B の写真にあるように、原子炉下鏡から真下に

大きく突き出しており、原子炉が約 2.5 度傾くと、制御棒駆動機構ハウジングが変形する。次の図 30 『制御棒駆動の概念図』に示す制御棒の脱落を防止するコレットフィンガー等の機械的な部品が変形することから、制御棒が挿入できず、核反応を停止できなくなる可能性が高い。

制御棒については、機能上核反応停止に最も影響の大きい 1 本の制御棒が入らなかった場合にも、核反応停止に支障がないよう、単一故障基準が適用されている。しかしながら、原子炉圧力容器が傾き、一斉に多数の制御棒駆動機構が機能を失うと、もはや核反応の制御は全くできなくなる。これは極めて深刻な事故である。

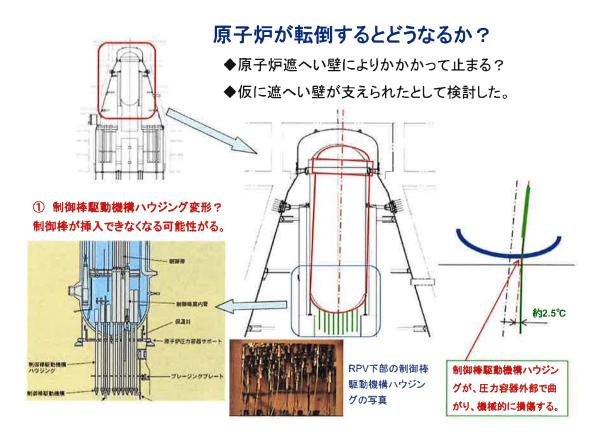
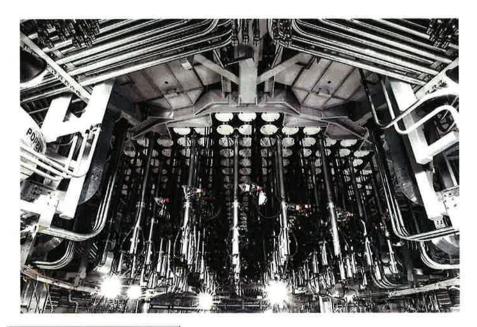
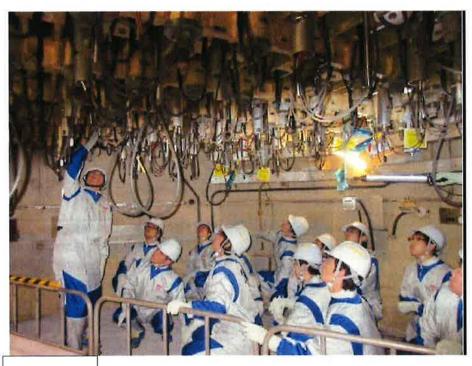


図 28 原子炉の傾斜角度と制御棒駆動機構ハウジング



島根原発 原子炉下部 写真 制御棒駆動機構が下へ突き出している。 ABWR(電気事業連合会) 2016 年 vol 20

図 29A 原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジング



東京電力

図 29B 原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジング

## 制御棒駆動の概念図 制御体上の運結部 制御棒の固定概念図 水圧により上下助 上部は制御棒、 下部は疑惑ビストンと コレット フィンガー 6 個のツメでイン デックスチューフ を固定 (落下防止) 制御棒の通常の引き抜き 11インデックスチューブを挿入側に動作させる 2コレットフィンガを水圧で外倒に押し広げる 原子炉底部に駆 動機構を配置 3 引き抜き側に水圧を加える AESJ PROFILE ことで可能となる

制御棒駆動機構は複雑な形をしており、原子炉が傾き、制御棒 駆動機構ハウジングが変形するとコレットフィンガー等が噛み込 みスクラムをかけても、制御棒が入らないことがあり得る。

図 30 制御棒駆動機構の概念図

なお、制御棒は燃料集合体の間に挿入されるため、燃料が約40mm変形(機能確認済相対変位)すると制御棒が入らなくなる。機能確認済相対変位は、昭和53年までに当時の株式会社日立製作所(現在の日立GEニュークリア・エナジー株式会社)にて実施した挿入性試験で取得したもので、燃料集合体の相対変位が約40mmの場合、90%ストロークスクラム時間(制御棒の長さの90%分が挿入されるまでに要する時間)は3.5秒以内である。この試験結果により、燃料棒の機能確認変位が決められている。

図31に制御棒駆動機構の作動原理を示す。バルブの開閉により水圧を制御して制御棒を出し入れする。図32に制御棒と燃料集合体の関係を示す。制御棒は十文字構造であって、燃料集合体の間に入った状態で核反応を止めている。制御棒駆動機構のバルブを操作し、水圧により制御棒を下方向に引き抜くことによって、核反応が進む。

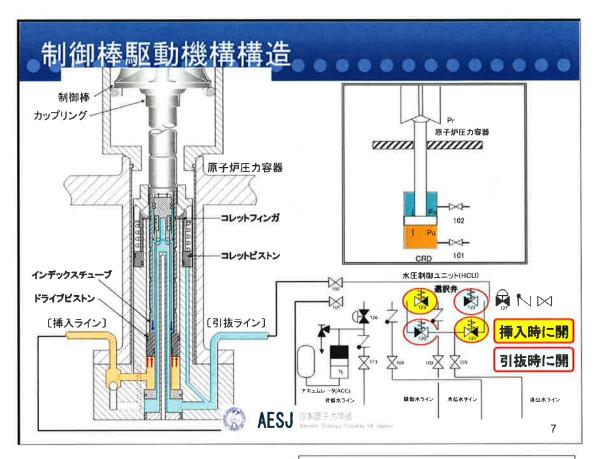
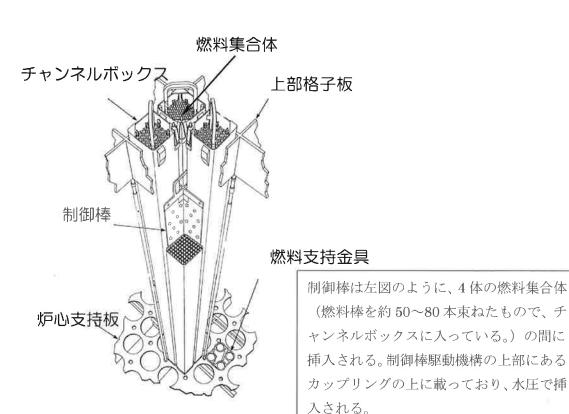


図 31 制御棒駆動機構の作動原理

「制御棒引き抜け事象調査委員会 (2) 機構解明 WG 報告」日本原子力学会 2007 秋の大会



制御棒挿入時模式図(イメージ)

「5 号機耐震安全評価について (機器・配管系)」平成 22 年 4 月 28 日新潟県設備小委 37·5·3

図 32 制御棒挿入時の燃料集合体との関係

さらに、図 33 に示すとおり、制御棒の挿入時にかかる下向き力摩擦力 1509N が、制御棒駆動機構ハウジングが変形することによって、大幅に増加する。結果として、下向き力合計 3783N が上向き力合計 5155N を超えると、制御棒が挿入できなくなる。下向き力合計が上向き力合計を超えなくても、両者が近接した値になれば、制御棒挿入時間は 3.5 秒以上になる。これは、安全上見過ごしできない問題であり、原子炉が傾斜した場合にも制御棒挿入性が確保できると主張するのであれば、試験により確認しなければならない。制御棒の挿入機能の確保については、「原子力発電所耐震設計技術指針重要度分類・許容応力編(JEAG4601・補-1984)にしたがって、地震時における制御棒の挿入性についての検討を行い、基準地震動SSに対し制御棒の挿入性が確保されることを試験に

より確認する。」と規定されており、日本原電もそれを承知している。(資料番号 工認-432 改 1 提出年月日 平成 30 年 7 月 13 日 V-2-6-2-1 制御棒の耐震性に ついての計算書 P.1、3 行目)

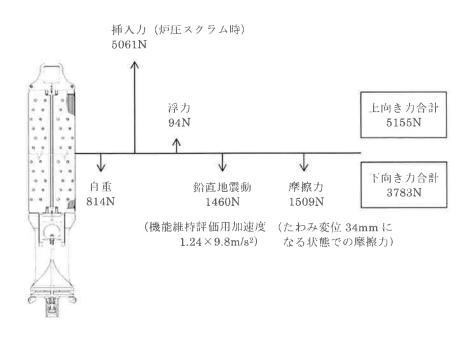


図3 制御棒に作用する鉛直方向荷重

図 33 制御棒にかかる鉛直方向荷重

東海第二発電所 工事計画審査資料 資料番号 補足・340·13 改 30 提出年月日 平成 30 年 8 月 31 日 「工事計画に係る補足説明資料耐震性に 関する説明書のうち」 補足・340·13【機電分耐震計算書の補足に ついて】p.8

なお、このように原子炉圧力容器の傾斜が摩擦力を増大させ、制御棒挿入性の可否や挿入時間に影響を与えることが明らかである以上、その安全性を証明するには、制御棒駆動ハウジングが変形しても機構部分の機能が維持されることを、様々な条件で試験を実施して確認することが必須である。

## ③原子炉圧力容器に接続する多数の配管が破断する

原子炉圧力容器に接続されている代表的な配管を図34に示す。なお、この図は、各種資料より配管径と肉厚、材質を調べて作成したものであるが、これらのデータが必ずしも正確であるとは言い難い。なぜなら、配管径や肉厚などは呼び径か外径かによって異なり、肉厚も実際の配管肉厚か公称値かなどにつき、まとまった資料が提示されていない、あるいは提示されていても、寸法関係が基本的に白抜きになっているためである。にもかかわらず、ここで原子炉圧力容器が転倒・傾斜した場合にどのような配管が影響を受ける可能性があるか示すには十分なデータであるため、多少の誤りがあることを承知のうえで掲載した。

原子炉圧力容器が傾いて水平方向に大きく傾斜した場合、細い配管は曲がりやすいので破断しにくいが、大口径配管に関しては損傷する可能性が高く、しかも配管が高い位置にある程、変位量が大きく破断する可能性が高い。原子炉圧力容器基礎上部から約 15000mm (15m) 程度上方にある主蒸気配管 (図の蒸気出口ノズル) は、水平方向に約 650mm (=564×15/13) 変位することになる。

# 原子炉が傾斜すると複数の配管が破断する

一原子炉上部に接続された配管や大口径の配管が破断する可能性が高い一

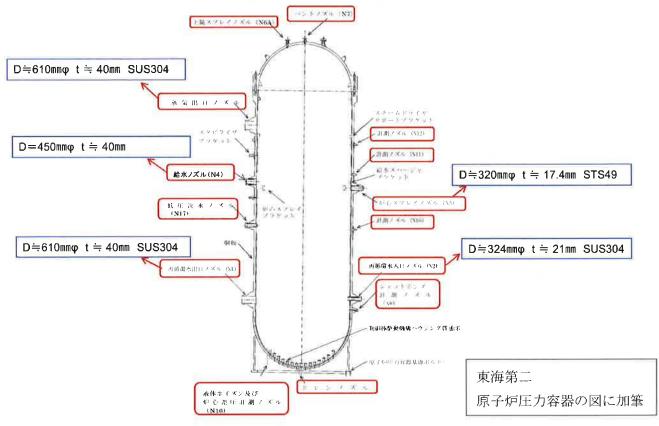


図34 圧力容器に接続された配管とそのノズルの一部

例えば、主蒸気配管(上図左上。推定外径 610 mm、肉厚約 40 mm)は、原子炉圧力容器の周囲 4 ヶ所で接続されており、水平方向への変位は、一つのノズルのセーフエンド(原子炉と配管の接続部)が圧縮されると、反対側のノズルが引張側になる( 図 35 参照 )。変位の方向が 90° 異なると、ノズルセーフエンドは大きく水平方向に曲げられることになる。

運転状態ⅢASで、応力裕度順

動	耐震性計算書	thile:					一次加	-次応力(膜+曲	曲(f)		次+二次応力	4
文書番号	区分	表番号		<b>学</b>	对数	運転状態	発生値	許容限度	海	彩生値	許容限度	洛爾
V-2-3-4-1-3	2002	その2 表4-1	再循環水入口ノズル (N2)	ノズルセーフエンド	SUSF304	III AS	178	187	1.05	274	348	1.27
V-2-3-4-1-3	2003	その2 表3-1	再循環水出口ノズル (N1)	ノズルセーフエンド	SUSF304	III AS	167	184	1.10	315	348	1.10
V-2-3-4-1-3	2003	その2 表6-1(1)	低圧炉心スプレイノズル (N5)	ノズルセーフエンド	SFVC2B	III AS	148	249	1.68	426	383	0.90
V-2-3-4-1-3	2002	表9-1	上鏡スプレイノズル (N6)	ブブンジ	SFVC2B	III AS	178	258	1.45	426	383	0.90
V-2-3-4-1-3	2003	その2 表6-1(2)	高圧炉心スプレイノズル (N5)	ノズルセーフエンド	SFVC2B	III AS	148	249	1.68	412	383	0.93
V-2-3-4-1-3	2003	表13-1	ドレンノズル (N15)	ノズルセーフエンド	SFVC2B	MAS	118	267	2.26	382	383	1.00
V-2-3-4-1-2	201	その1 表2-1	給水ノズル (N4)	ノズルセーフエンド	SFVC2B	III AS	196	251	1.28	380	383	1.008
V-2-3-4-1-3	2003	表12-1(1)	計装/ズル (N11)	ノズルセーフエンド	SUSF304	III AS	112	193	1.72	345	348	1.009
V-2-3-4-1-3	2003	その2 表12-1(3)	計装/ズル (N16)	ノズルセーフエンド	SUSF304	III AS	112	193	1.72	345	348	1.009
V-2-3-4-1-3	7003	表12-1(2)	その2 表12-1(2) 計装ノズル (N12)	ノズルセーフエンド	SUSF304	IIIAS	116	187	1,61	343	348	1.015
V-2-3-4-1-3	2003	その2 表8-1	低圧注水 / ズル (N17)	ノズルセーフエンド	SFVC2B	IIIAS	200	249	1.25	373	383	1.027
V-2-3-4-1-3	402	その2 表10-1	ベントノズル (N7)	フランジ	SFVC2B		161	281	1.75	362	383	1.058
V-2-3-4-1-3	その2 表5-1	表5-1	主蒸気ノズル (N3)	ノズルセーフエンド	SFVC2B	IIIAS	203	250	1.23	353	383	1.085

この表は、原子炉圧力容器に接続されているノズルの運転状態皿& における「一次応力」と「一次応力+二次応力」の発生値と許容限度から、裕度(許容限度/発生値)を求め、比較的裕度が小さいノズルを示したものである。「一次応力+二次応力」の厳しいノズルで、低圧炉心スプレイノズル、高圧炉心スプレイノズル、低圧炉心注水ノズルなど ECCS(緊急炉心冷却系)の重要配管や、給水ノズル、主蒸気ノズル、再循環ノズル等の大口径配管と、計装系の細いノズルが多数ある。これらのノズルが、想定される熱ひずみより大きな強制ひずみを受ければ、ノズルの近傍で破断することが予想される。

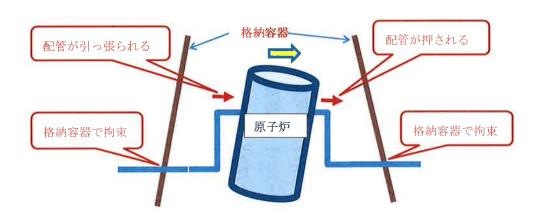


図35 原子炉が傾くと配管が引きずられる

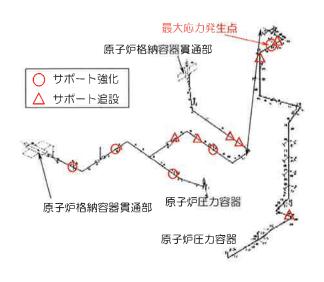


図 36 代表的な配管モデル (耐震補強)

図 36 代表的な配管モデル。原子炉圧力容器から原子炉格納容器までつながっている。耐震設計上配管の揺れが大きいところ(一般に振幅を 40 mm程度に抑える)は、サポートを追設・強化して揺れを抑える。これらのサポートが変位を拘束するため、配管に熱が加わって伸びた場合に、配管が変形できるように設計する。

配管は、図 36 に示すように、地震時に変位を制限するため、3 次元的に拘束するサポート類を設けている。したがって、原子炉圧力容器が傾斜したときに、配管がどのように変形するかは、配管形状とサポートの位置や拘束の仕方に依存するのであって、場合によっては、格納容器やサポートの損傷もありうる。

想定される配管の破損様式は、①原子炉圧力容器が倒れこむ方向の配管を押し、「配管が座屈」する。大きな変形を伴うので「座屈後亀裂が発生」し崩壊する。また、ノズルセーフエンドの「形状急変部で亀裂」が発生する。②原子炉圧力容器が倒れこむ向きの反対側では、配管が引っ張られて、「引張と曲げによる亀裂や破断」が生じる。③原子炉圧力容器が倒れこむ方向と 90°違う方向の配管は、原子炉圧力容器の水平方向の移動で、ノズルセーフエンドの断面急変部で曲げおよびせん断により大きく変形し「亀裂を発生」する。図 37 に代表的なノズルセーフエンドの図を示す。

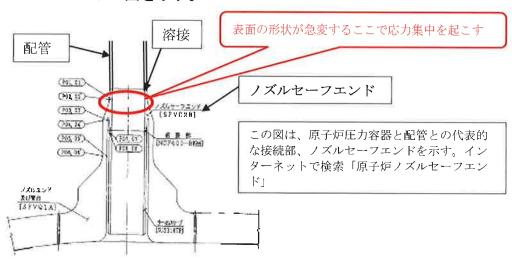


図37 代表的なノズルセーフエンド

ノズルセーフエンドは、厚い原子炉圧力容器と相対的に薄肉の配管を溶接するために、その間に挿入された複雑な形状をした部品である。そのため、仮に原子炉圧力容器が変位して配管が曲げられた場合には、断面が急変しているノズルセーフエンドが損傷しやすい。

図 38 で再循環系配管の概要とそのノズルのセーフェンドの模式図を示す。再 循環系配管は、多くの分岐管と大型の原子炉再循環ポンプが接続されており、熱 応力の発生を抑えるため、床に固定しないで吊り下げるような構造になっている。また、主蒸気配管や給水配管より下の方にあるため、原子炉圧力容器が傾いたときの水平方向の変位は、図から推測すると約 200mm 前後と比較的小さいが、それでも熱による変位よりはるかに大きい。原子炉圧力容器が傾き、多くの配管ノズルが大きく強制変形されると、それぞれのノズルセーフエンドや配管の分岐点およびポンプの接続配管にも損傷が生じる可能性が高い。

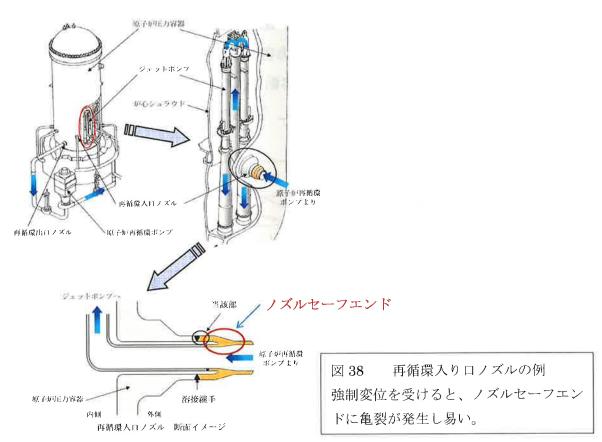


図 38 代表的な配管モデル (耐震補強)

## 40一次応力と二次応力の違いとひずみの大きさ

外から加えられた外力による応力を一次応力といい、熱応力のような自己拘束的な応力を二次応力として区別している。その意味するところは、外力が加わり変形した後、さらに外力を増やすと破壊するので、破壊に直接寄与する応力を一次応力としている。それに対して、二次応力では、材料に変形能力があれば変形は進むが、直ちに破壊するわけではない。しかしながら、大きなひずみを生じ

ると亀裂が入り破断してしまう。

⑤ 熱による変位に比べて、原子炉圧力容器の転倒による強制変位ははるかに大きい

原子炉の温度を約 300°Cとして、室温を 25°Cとした場合での、長さ 5m の配管の伸びを求めてみる。ステンレス配管では、熱膨張率が約  $19 \times 10^{-6}mm / mm$ °C(旧告示 501 別表第 12、オーステナイト系ステンレスより)である。

## 【ステンレス鋼が 25℃から 300℃に温度が上昇した場合の伸び】

伸び  $\delta = 5000 \text{ (mm)} \times 19 \times 10^{-6} \text{ (mm/mm°C)} \times (300-25) \text{ (°C)} = 26\text{mm}$ ひずみ $\varepsilon = \delta / L = 26 / 5000 = 0.0052$ 

原子炉圧力容器が 2.5 度傾くと、原子炉上部の主蒸気配管において水平方向変位  $\delta$  = h×tan  $\theta$  = 14.9 m×tan 2.5° = 約650 mm、ないし、下部の再循環配管においては、 $\delta$  = h×tan  $\theta$  = 4 m×tan 2.5° = 約175 mm 程度の変位が生じることになる。この場合、主蒸気管の位置で熱膨張による変位の 25 倍から、下部の再循環配管の位置でも少なくても 6.7 倍程度の大きな変位が生じることを意味する。直線状のひずみとしても、主蒸気管位置で、 $\epsilon$  = 650/5000 = 0.13、再循環配管の位置で  $\epsilon$  = 175/5000 = 0.035 と熱ひずみ 0.0052 よりはるかに大きなひずみとなる。また、原子炉傾斜に伴う強制変位によるひずみは 0.13 や 0.035 は、格納容器のライナーひずみ基準で規定されているところの、引張ひずみの許容値 0.003 または圧縮ひずみの許容値 0.005 はもちろん、曲げを含めた局部ひずみの許容値 0.003 または圧縮ひずみの許容値 0.005 はもちろん、曲げを含めた局部ひずみの許容値 0.005 に配管ルートやサポート配置を設定しているが、熱変位を 0.7 倍 0.005 倍も超える変位を吸収できるはずがない。変位を吸収できなければ、配管が破損するかサポート支持その他が破損することになる。

下記の図 39 の写真は、BWR 型プラントの主蒸気配管が、原子炉の保温材から出たところを示しており、こうした配管(直径約 610mm 前後)に直径と同じ程度の大きな強制変位が生じた場合には、配管自体が大きく肉厚も大きいため、変形

が追従できずに破断する危険性が高い。なお、配管の周囲は保温材が巻かれているので、見かけ上は少し大きめに見えている。



直径610m程度、肉厚40mm提訴の主蒸気配管が原子炉圧力容器から出ている ところ。原子炉が転倒し、この配管直径と同程度の水平方向の移動があった場 合に、これらの大型配管は、変形を吸収できず、破断すると考えられる。

写真は原子炉の保温材から 出た主蒸気配管の例

> 図 39 代表的な主蒸気配 管が原子炉から出ている

- 7 東海第二原発における格納容器とその機能喪失による具体的危険性
  - 7-1 東海第二原発の格納容器の概要及び機能並びに脆弱性

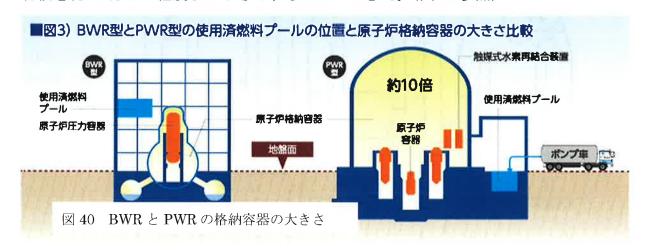
東海第二原発は、BWR5、110万kWe、マークⅡ型格納容器である。

7-1-1 沸騰水型 (BWR) 格納容器の機能と型式および特徴

BWR型格納容器は、圧力抑制プールを設置しており、異常な原子炉圧力の上昇に対しては、逃がし安全弁を設け、原子炉内の蒸気を圧力抑制プール水中に設置したX型クエンチャー(小さな穴の開いた配管)から噴出して凝縮させる。また、配管破断事故が起きた場合には、配管破断部から吹き出した蒸気を、ダイヤフロムフロア下部に設置した 108 本ある垂直ベント管から圧力抑制プール水中に吹き出すことによって凝縮する。すなわち、原子炉内の高温の蒸気を圧力抑制プール水中で蒸気凝縮することで格納容器の圧力上昇を抑える仕組みが採用されている。

7-1-2 圧力抑制プールの機能と機能喪失限界

BWR 型原発は、圧力抑制プールを設置することによって、PWR 型格納容器の容積を約 10 分の一程度まで小さくすることができた。(図 40 参照)



出典:(一財)亮度情報科学研究機構(RIST)のホームページを基に作成

しかしながら、圧力抑制プールが何らかの原因(水位低下等)で機能喪失すると、格納容器の圧力抑制機能が失われ、格納容器の圧力・温度が最高使用圧力、最高使用温度を超えてしまう。図 41 に示すように、配管破断によって①LOCA(冷却材喪失事故)が発生すると格納容器内の圧力が上がり、②垂直ベント管を通して非凝縮性ガス(水で凝縮しない気体)が圧力抑制プール水中に排出される(ベントクリアという)。その後、③水中に気泡が形成され、水中の圧力上昇が起こる。以下では④から⑦までの図を省略する。さらに、⑧蒸気が水中で凝縮するときに起きる蒸気凝縮振動(COという)や、⑨蒸気の不安定な吹き出しによるチャギングという周期の少し長い圧力振動が発生する。圧力抑制プールは、こうした様々な圧力変動や振動によって損傷しないように設計されている。

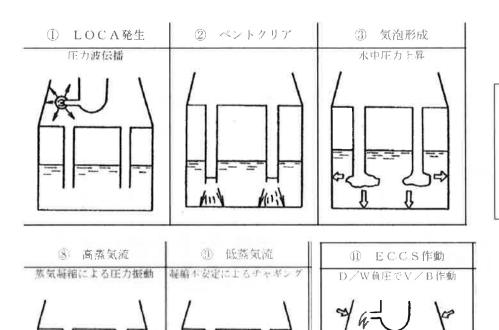


図 41 マーク II 水力学的動荷重 原電 資料番号 TK-1-271 改 2 より

これらの過程を経ることによって圧力抑制機能が維持されるが、例えば、プール水面が下がってベント管の先端が水面に近くなると、蒸気が凝縮できなくなる。特に、水位が下がった状態で、地震によるスロッシング(水面揺動)が生じると、蒸気凝縮機能が阻害される。また、上記の図⑪のように、ECCS(緊急炉心冷却系)が働き、ドライウェル(D/W)が負圧になると、垂直ベント管の途中にある真空破壊弁(V/B)が開き、圧力抑制室からドライウェルに気体が逆流し、負圧を解消する。つまり、真空破壊弁は、格納容器内が負圧にならないために設置されている。この時、真空破壊弁が閉固着し負圧が約6.9kPa以下になると、格納容器の鋼製の胴板(シェル)が座屈してしまう可能性がある(格納容器外圧による座屈限界は約14kPaであるので、その約半分6.9kPaの負圧を下回らないように真空破壊弁は設計されている)。したがって、真空破壊弁は、格納容器の内部が負圧になり外圧で格納容器全体がクラッシュしてしまうことを防止する非常に重要な機能を有している。また、過酷事故の後期で、外部からの注水により圧力抑制プール水面が上昇して真空破壊弁が水没し

てしまうと危険であることから、水面が真空破壊弁に近づくと格納容器スプレイなどを止めるのであるが、この場合には格納容器の冷却ができなくなる。そして、プール水温度が上昇しすぎると、圧力抑制機能も低下してくる。このように、BWR 型格納容器は、様々な制約条件の中で圧力抑制機能が働くのであるが、一定の条件を逸脱すると、圧力抑制機能を失って格納容器としての機能喪失に至る。

7-1-3 BWR 型原発の中で格納容器ベントまでの時間的余裕が最も少ない

東海第二原発は、出力 110 万 kW で格納容器はマーク II型(G E 設計の原型)であるところ、出力の割に格納容器の体積が小さいため、日本の全原発のなかでは、過圧・過温時に格納容器ベントするまでの時間が最も早い。BWR の格納容器には、GE が設計したマーク I 型とマーク II 型があるところ、日本では、格納容器内のスペースを広げたマーク I 改良型とマーク II 改良型がある(これらはすべて鋼製である)。また、新型の BWR として、日米で共同開発された ABWR の RCCV(鉄筋コンクリート製格納容器)がある。すべての格納容器が、設計基準事故の範囲では、最高使用圧力、最高使用温度に収まるように設計されている。下表(図42 参照)は、格納容器の全空間容積や S/P 水量(圧力抑制プール水量)を原子炉の熱出力で割った値を、代表的な格納容器の型式毎に比較した表である。

## 過酷事故時の格納容器の性能比較

格納容器	M	IARK-	Ī	MAR	ABWR	
型式	GE		改良型	東海第2	改良型	RCCV
熱出力 (MV/t)	1380	2387	3293	3293	3293	3926
全空間容積 (m³)	6030	7400	14100	9800	14400	13400
全空間容積 /熱出力 (m³/MWt)	4.37	3.11	4.28	2.98	4.37	3.41
<b>S/P水量</b> (m³)	1750	2980	3800	3400	4000	3600
S/P水量 / <b>熱出力</b> (m³/MWt)	1.27	1.25	<u>1.15</u>	1.03	1.21	0.92

筆者作成 講演資料より

東海第二は熱出力当たりの格納容器空間容積が最低。

図 42 格納容器の性能比較(過酷事故時)

東海第二原発は、熱出力当たりの全空間体積が 2.98 であり、全型式中最も小さい。このことは、過酷事故時において、東海第二原発が最も早く格納容器圧力が高くなること、したがって、格納容器ベントまでの時間が最短であることを意味する。また、熱出力当たりの圧力抑制プール水量が、改良発展型 BWR(ABWR:Advanced Boilling Water Reactor)についで少ないため、ABWR を除くと最も早くプール水温度が高くなり、早期での格納容器ベントが必要になる。要するに、過酷事故時における安全上の再重要な格納容器のベント開始までの時間は、全BWR 型原発の中で東海第二原発が最も余裕がないのである。

## 7-2 耐震性が乏しい重要箇所の損壊

東海第二原発では、圧力容器スタビライザ以外にも、耐震性の乏しい部分が多数存在する。下記に耐震裕度が 1.1 を下回る部位をいくつか挙げる。①原子炉格納容器スタビライザのフランジボルトの引張破断、②スタビライザのトラスの圧縮強度(座屈強度)、③原子炉格納容器胴部の一次十二次応力強さ、④格納容器胴部座屈強度、⑤格納容器上部シアラグと格納容器スタビライザ等(添付資

料①参照)。設計基準地震動が大幅に上昇した場合には、こうした格納容器の各部位が損傷する可能性が高い。この中で、特に②格納容器スタビライザのトラス材は、座屈裕度が 1.081 と小さく(図 44 参照)、もし座屈すると瞬時に破壊するため、その影響は厳しい。しかし、この中でも地震時に格納容器の荷重を支える主要な部分であると同時に放射性物質の拡散を防ぐ事実上の最後の砦である格納容器胴部(本体シェル)の座屈強度(図 43、図 45、図 46 参照)は、その破損したときの影響が他と比較して極めて大きい。よってここでは格納容器シェル本体の座屈強度を論じる。

## 7-2-1 格納容器胴部の座屈強度

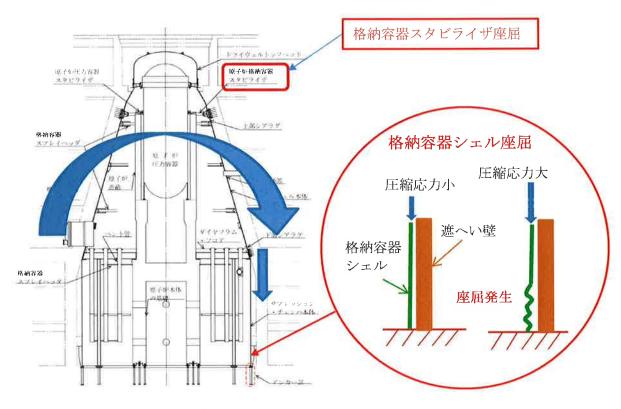


図 43 マーク Ⅱ型 原子炉格納容器

## トラス座屈強度 R6-2CD SPREAD PROFESSION SCHOOL OF PROPERTY STATES AT MINES OF PROPERTY STAT

## 安全裕度:1.081

評価対象設備		34 60 SE(5)	简重	評価べ**	計論性	μĊ	制電	備ち
			圧縮力と	$\frac{\sigma_c}{\Gamma_b} + \frac{\sigma_b}{\Gamma_b}$	0, 925	≤I.	0	
原子垣格納容器 スクピライサ			<b>川げモーメンモ</b>	$\frac{e^{i\theta_{b}-i\theta_{c}}}{f_{t}}$	0,008	21	IÇII	
	I 12	トラス	引用に力 旨	$\frac{\sigma_{c}^{-\frac{1}{2}} \sigma_{b}}{f_{c}}$	0, 816	51	751	
			MIGF-REC - X > III	$\frac{\sigma_{u} - \sigma_{z}}{f_{u}}$	0,008	SE	0	

注記 \*1:設計・建設規格 SSB 3121 1(6)項上り

図 44 格納容器スタビライザのトラスの座屈裕度

格納容器胴部の座屈裕度は、1.02である(図45、図46参照)。

# 原子炉格納容器胴部 座屈強度

表5-1(ロ) 許容応力状態VaSに対する評価結果 (D+Psal+Msal+Sa) **座屈裕度**: 1.02

	s Editi (SS (V			V	S		
計価対象設備			応力分類	<b>卷生值</b>	許容値	- NOSE	備考
				МРа	WРа		
	PI	111 85: 20: C. 111 80: 20: As L & 2s 20:	- 次膜虚力強き + 一次曲げ応力強き	232	380	0	
	30.8	円筒部と円錐部の接合部	次十二次启力強さ	60	393	(2)	
	EL.	111 /46 Aur. v. 24 Marks Hally	一次膜ボカ強きナー次曲げ応力強き	71	380	0	
	P2	円錐部の角度変化部	一次十二次電力強さ	76	393	O	
	NAV.	OLDER Street, his resident to the fire	一次膜ボカ強きモー次曲げぶカ強さ	156	380	35	
	1/3	円錐部の板厚変化部	一次十二次形力強急	13	393	O	
107 - 2-4 13 FO SAL ES 101 M 4		円錐部と円筒部の接合部	一次膜虚力強さ・一次曲げ応力強さ	157	380	O.	
原子炉烙納容器胴	354	門期前至門南部空域合命。	一次+二次応力強さ	138	393	0	
			一次一般模店力強心	227	253	303	
	P5	円筒部 (中央部)	- 次膜応力強きモー次曲げ応力強き	227	380	0	
			一次正二次応力強さ	80	393	- 65	
		13: Mr. 1 - 4 - 7 - 1 - 1 - 1 - 1	一次膜応力強きエー次曲:力心力強き	94	380	0	
	P6	成部のブランシブレート	一次主二次启力强之	168	393	_0_	
		との接合部	<b>库</b> 斯	0, 98*	1	_0	単位なけ

注記 ※: 保守的にD+P<sub>SALI</sub>+M<sub>SALI</sub>+S<sub>S</sub>の評価結果を記載する。

図 45 格納容器胴部 座屈裕度 (Sd)

# 原子炉格納容器胴部 \_\_\_\_ 座屈強度

表示 (CD 許容応力状態V<sub>A</sub>Sに対する計価結果 (D+P<sub>SALL</sub>+M<sub>SALL</sub>+S<sub>S</sub>) **座屈裕度**: 1.02

				Vo	S		備考
評価対象設備		<b>海鱼</b> 部位	虚力分類	伦生值.	許容值	制定	
				MPa	MPa		
	321	141 675 70° 1. 141 96 70° 0 5 875 75 70°	- 次膜応力強きテー次曲げ応力強さ	116	381	XX	
	3878	円筒部と円錐部の接合部	一次+二次応力強き	92	393	0	
	1100	円錐部の角度変化部	次膜応力強き 一次曲(的な力強さ	52:	381	0	
	115		一次十二次局力强的	120	393	0	
	Pa	円錐部の板厚変化部	一次膜応力強さま一次曲げ応力強さ	82	381	(0)	
			一次+二次応力強さ	88	393	303	
n a se se se se se este este en en el		11) 46-70: 1-10) 5%: 70: 2-10; 5-50:	次膜応力強き (三次曲) [応力強き	125	381	(0)	
原子炉格納容器胴	ŢЯ	円錐部占円筒部の接合部 -	一次十二次是万熊さ	278	393	0	
			一次一般膜心力強さ	143	251	0	
	Pā	四滴源 (中央部)	一次順応力強きエー次曲は応力強き	143	381	Ó	
			一次主二次這力強さ	146	393	0	
		0	次膜応力強き 次曲げ応力強き	86	381	-0-	
	P6	底部カフランシフレート	・次十 次応力強さ	304	393	- 67	
		との核合部	P44-641	0, 98	1	- 0	90,000

図 46 格納容器胴部 座屈裕度(S<sub>s</sub>)

## 7-2-2 格納容器胴部の座屈とその影響

格納容器の鋼製の円筒胴は、鋼板の厚さ t が約 38 mm前後であるのに対して、格納容器の半径 R が約 12.95m と非常に大きく、R/t が約 340 を超える。このように、半径に比べて板厚が極端に小さい構造は、大きな圧縮荷重を受けると、材料の強度 (例えば降伏荷重や引張強さ)に比べて数分の一以下の応力によって座屈を起こす。格納容器下部の胴板では、自重と上下方向地震力による圧縮荷重と水平地震荷重によって、圧縮側脚部が座屈する。座屈に対する裕度は、わずか1.02 である。薄板の座屈は、初期変形の影響等、ばらつきが大きく、弾性座屈する。弾性座屈の場合は、荷重がなくなると元にもどるが、弾性座屈によって支持力が低下(座屈して皺がよっているので、座屈前の健全な状態より剛性が低下する)しているため、格納容器の自重によって圧壊する。また、完全に圧壊していなくても、大きく下方向に変形しているため、生体遮へい壁のコンクリートの穴に多くの配管や電気配線貫通部等の貫通部 (ペネトレーション)が接触し、ギロチン破断(せん断力による破断)する。いずれにしろ、格納容器バウンダリは破られ、格納容器が機能喪失する可能性が高い。

なお、2019 年 3 月 12 日に茨城県原子力安全対策委員会「東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム」が三の丸ホテルで行われたが、その議事録に西川委員の座屈強度に関する発言がある。【西川委員】「地盤のばらつきが入っているということがここに書いてあるのはわかりましたが、16 ページですが、余裕度がされているところがあるのですが、これで見ると、座屈に対する余裕度がほとんどないですよね。座屈に対してはかなり厳しいので、これでこれぐらいの 0.98 と1というぐらいのところでよろしいのでしょうか。これは一番厳しいときをとられているのかもしれない。根元のところですよね。そのあたりがちょっと気になるなというのがまず一つ。3つぐらいありますので、順番に質問させていただきます。これはどうお考えなのかというあたり(一部略)。」これは、座屈強度に余裕がないことを懸念されている発言である。

#### 7-2-3 座屈許容応力と降伏応力の違い

格納容器の座屈強度を評価するため、耐震設計技術指針 JEAG4601・補一1984 (甲C第78号証)に従って、軸圧縮荷重に対する座屈応力および曲げモーメントに対する座屈応力を求めてみる。座屈応力は、半径Rと板厚tの比率で概ね決まり、さらに R/t が大きくなると、座屈応力は急激に小さくなる。格納容器の材料は SGV480 であるから、降伏点 Fは 27 kg/mn になる。

半径R:12950mm

板厚 t : 38mm

したがって、R/t は約340である。

この R/t を図 47 のグラフで読み取ると、曲げ座屈応力は約 17 kg/mm 、圧縮座屈応力は約 13 kg/mm である。

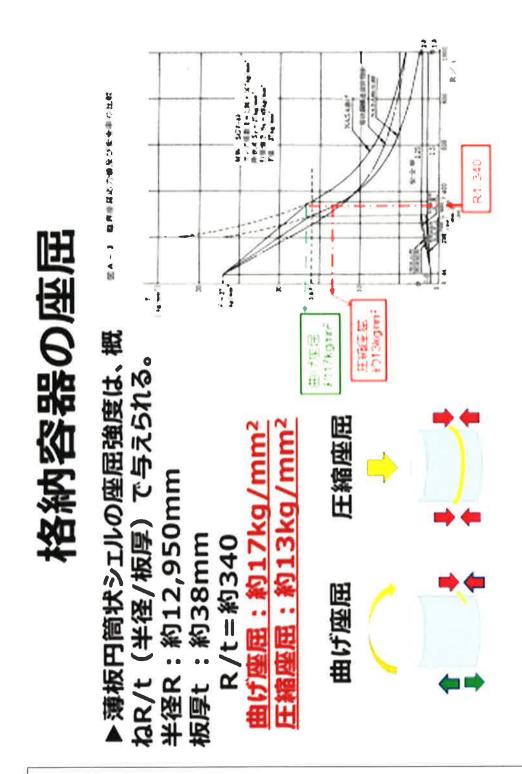


図 47 格納容器の座屈応力

原子力発電所耐震設計技術指針「許容応力編」JEAG4601 補-1984 「第2種容器の座屈評価」添付4 図 A-3 より推定。

上記耐震設計技術指針 JEAG では、安全率は 1.5 とされているので、座屈許容 応力は下記のようになる。

曲げ座屈許容応力 fba = fb/ $\alpha$  =17/1.5 = 11kg/mm² = 110MPa 軸圧縮座屈許容応力 fca = fc/ $\alpha$  =13/1.5 = 8.7kg/mm² = 88 MPa

この結果によれば、東海第二原発の格納容器については、R/t が約 340 と大きく、座屈応力に関しては、降伏応力 27 kg/m㎡に対して、曲げ座屈応力は降伏応力の 0.63、軸圧縮座屈応力は降伏応力の 0.48 に相当する。つまり、材料の持つ降伏強度よりも、はるかに小さい応力で座屈する。

## 7-2-4 実際に発生したタンクの座屈事例

阪神淡路大震災における石油タンクの座屈強度に関する報告書が、当時の自治省消防庁消防研究所より平成8年3月に公表されている(消防研究所技術資料第31号)。図48~図51は「象の脚型」座屈と言われる座屈形態で、もう一つの典型的な座屈が図52、53に示す「ダイヤモンド型」座屈という座屈形態である。

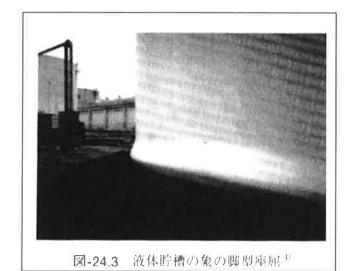


図 48 阪神淡路地震で起きたタンクの像の脚型座屈。柏崎刈羽原発中越沖地震(2007)でも、ろ過水タンクが同様の座屈をしている。

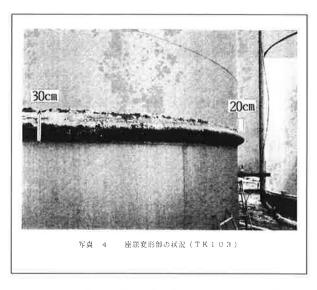


図 49 阪神淡路地震で起きた象の脚型座屈変 形後の様子

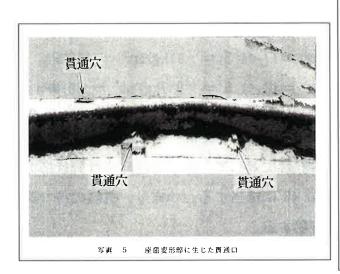


図 50 象の脚型座屈後に貫通穴が複数発 見された。

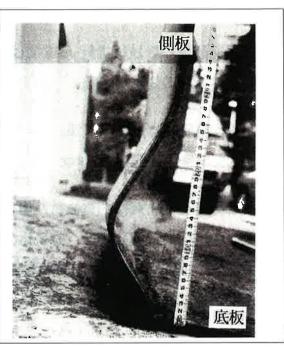


図 51 象の脚型座屈後の断面形状。大きく 外側に膨らんでいる。





図 52 阪神淡路大震災において石油タン クに発生したダイヤモンド型座屈



図 53 阪神淡路大震災において石油タン クに発生したダイヤモンド型座屈の拡大 写真

これらの石油タンクは、貯蔵する液体や大きさも異なるが、力学的な性状は、 類似しており、特にタンクの高さと半径の比率および半径と板厚の比率が重要 である。そのうえで、タンク内の液体の水位や水圧およびスロッシング(液面揺 動)等が座屈に関係している。内圧がある場合には、「象の脚型」座屈を起こす 傾向にあり、内圧が小さい場合には、「ダイヤモンド型」座屈を生じやすいとされているが、必ずしも明確ではない。なお、弾性座屈(降伏点よりはるかに小さい応力で発生する座屈)であれば、荷重がなくなると元に戻る傾向があるはずだが、大きなタンクでは、弾性座屈後に自重等で塑性変形し、場合によっては亀裂が入ることがあり得る。板厚によるが、比較的厚みのあるタンクの場合は、一度座屈すると座屈後に部分的に曲げによる引張荷重が生じて亀裂が入る可能性がある。その意味で、格納容器に座屈が発生した場合には、漏洩バウンダリが切れることも想定しておくべきであろう。つまり、座屈させないことが重要なのである。

また、同消防研究所の報告によると、阪神淡路大震災(兵庫県南部地震)による事例を含めて国内外で発生した主なタンクの座屈変形事例が示されている(図 54)。1980年の Mt. Diablo 地震(Greenville 地震)では、約 100基のステンレス製ワインタンクに座屈が発生した。国内では、それ以前には座屈事例の報告は少なかったが、1993年釧路沖地震、1994年三陸はるか沖地震、1995年兵庫県南部地震、と3年連続でタンクの座屈変形が報告されている。なお、兵庫県南部地震では、水タンクも含めて合計7基のタンクが座屈している。

表6 過去の地震による主な座屈事例

地震名	М	タンク諸元	座屈モード	備考
(年月日)				
Alaska 地震	8. 5	$D=6\sim15$ , $H/D>1$	E. F. B.	6基の鋼製燃料タンク 4)
(1964. 3.27)				
San Fernando 地震	6.5	D=16.5 , H <sub>L</sub> /D=0.73	E. F. B.	鋼製円筒型水槽 4)
(1971. 2. 9)		D=16 , H <sub>L</sub> /D=0.7		鋼製円筒型貯槽 5)
		D=20 , H <sub>L</sub> /D=0.5		"
Mt. Diablo 地震	5. 5	1.5 > H <sub>L</sub> /D	E. F. B.	約100基のステンレス製ワイン
(1980, 1.24)		1.5 < H <sub>L</sub> /D < 2	D, P.	<u> </u>
Loma Prieta 地震	7. 1	D=6.6 , H <sub>L</sub> /D=1.77	E. F. B.	石油タンク ⁴¹
(1989, 10, 17)		D=8.5 , H <sub>L</sub> /D=1	E. F. B.	ステンレス製食酢タンク 4)
釧路沖地震	7.8	D=10.7, H <sub>L</sub> /D=1.14	E. F. B.	アスファルトタンク (1035k Q ) 71
(1993. 1.15)		D=19.4 , H <sub>L</sub> /D=0.94	E. F. B.	重油タンク(5,000k Q) **)
三陸はるか沖地震	7.5	$D=9.7$ , $H_L/D=0.98$	E. F. B.	アスファルトタンク (800k Q ) <sup>8)</sup>
(1994. 12. 28)				
兵庫県南部地震	7.2	$D= 9.7, H_L/D > 1.3$	D. P.	アルコールタンク (990k Q) 3)
(1995. 1. 17)		$D= 9.7, H_L/D > 1.3$	E. F. B.	3基
		D=11.6, H <sub>L</sub> /D =0.99	E. F. B.	植物油タンク(1378k Q)
		1.03 < H <sub>L</sub> /D < 1.21	E. F. B.	水タンク(最下段) 3基

M:マグニチュード、 D:直径(m)、 H<sub>L</sub>:高さ(m) E.F.B:象の脚座屈、 D.P.:ダイヤモンド型座屈

図 54 国内外で過去に起きた地震による主な座屈事例

# 7-2-5 格納容器の座屈に伴ってペネが破壊される

格納容器シェルが座屈すると、下方に大きく変位して格納容器のペネ類を機能喪失させる(図 55 参照)。たとえば、図 51 に示した「象の脚型」座屈後の形を見ると、上下方向約 300mm の範囲で外側に約 200 mm 膨らんでいる。これらの石油タンクと比較すると、格納容器の直径はその数倍あるので、座屈後の変形もさらに大きくなると推測される。他方、格納容器の外側には、ドライウェルでは約100mm から 50 mm程度の隙間が設けられている。事故時には格納容器の温度が上昇して熱膨張で膨らむため、その分の隙間を設けることによって、生体遮へい壁(格納容器の外側の遮へい壁)に格納容器が当たってしまうことを防ぐためである。また、機器ハッチやエアロックなどの大口径のペネトレーション(以下ペネとする)、各種配管のペネ、電気配線用ペネなど、200 近い貫通部が格納容器の壁に溶接されているところ、事故時に格納容器シェルは熱膨張で上方向に延びるのに対して、生体遮へい壁はコンクリート製であるので温度上昇に時間遅

れが生じる。このため、配管やペネと生体遮へい壁の穴の上部との間に格納容器の熱膨張分に相当する空間を設けている。ペネが生体遮へい壁のコンクリートに接触すると、熱応力でペネがせん断破壊されてしまうからである。

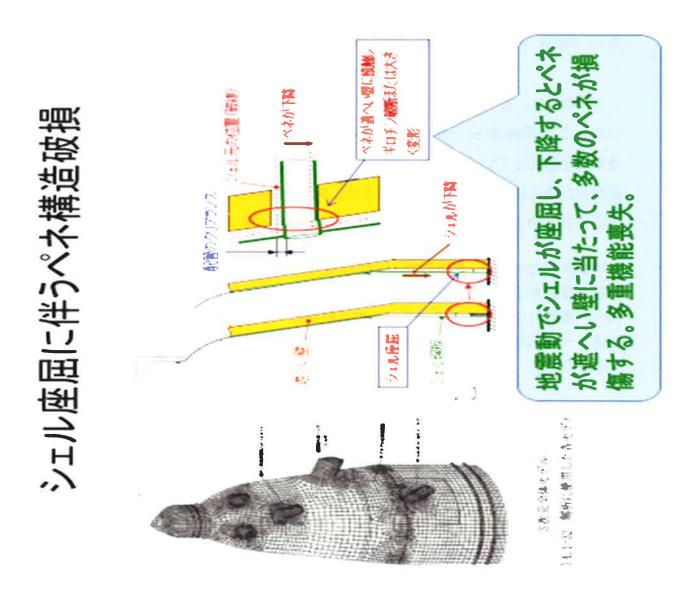


図 55 格納容器シェル座屈にと伴うペネ構造の破損

ここで各ペネと生体遮へい壁の穴との隙間の大きさを計算する。例えば、格納容器底部から約 25m から 38m 内外の高さのところでは、上方向の格納容器の胴部の伸び $\delta$ は、それぞれ次のようになる。なお、温度は室温  $25^{\circ}$ Cから過酷事故時の格納容器内の温度  $200^{\circ}$ Cまで上昇するものと仮定した。

 $\delta_1$ = 25000 (mm) ×15×10<sup>-6</sup> (mm/mm°C) × (200-25) (°C) = 約 66mm

 $\delta_2 = 38000 \text{ (mm)} \times 15 \times 10^{-6} \text{ (mm/mm°C)} \times (200-25) \text{ (°C)} = 約 100 \text{mm}$ 

したがって、各ペネと遮へい壁の穴との隙間は、高いところで 100mm 程度、低いところで 60mm から 70mm 以上あると考えられ、熱膨張によってペネが損傷する事態を防止している。しかしながら、熱膨張ではなく、格納容器下部の胴部が座屈した場合には、図 60 にあるように、格納容器胴部全体が下に向けて一斉に下がることから、多くのペネが損傷すると考えるべきであろう。

格納容器のペネを、図 56 ないし 60 の表 1-1 (1/5) ~ (5/5) に挙げる。格納容器が座屈すると、これらのペネの多くがせん断破壊される可能性が高い。すなわち、機器ハッチやエアロック (人の格納容器への出入り口)、各種配管、電気配線ケーブルなど、格納容器の壁を貫通して出るすべてのペネ類が機能喪失の対象となる。

表 L-1 (1/5) 機械ペネトレーションのグループ化及び代表構製の選定

分類	版準	ベネトレーション			選定基準			
都位			使用用途		最高使用温度 ('C)	配管口径 (A)	選症	選定理由
		X-18A~D	主蒸気系	MS-1, TC*3	302	650	0	重要度
		Х-17Л. В	給水系	MS-1, ∄(*²	302	500		最高使用温度
	ベローズ式	X-20	残留熱除去系 (供給)	MS−1, ∄(*2	302	500		口径
		X-6	高圧炉心スプレイ系	MS~1, [fi,*2	302	300		1
		X-8	低圧炉心スプレイ系	MS-1, 11€*2	302	300		1
125YE KUSOO KU		X-12A~C	低圧注水系	MS−1, ₫ξ*²	302	300		1
		X-19A, B	残留熱除去系 (戻り)	MS-1, 頂**	302	300		1
		X-21	原子炉隔雕時冷却系 (蒸気供給)	MS=1, ∏Ç*2	302	250		1
		X-2	原子炉圧力容器ヘッドスプレイ	MS-1, R**	302	150		1
		X - L - I	原子炉冷却材浄化系	MS-1, if(*2	302	150		1
		X-22	復水ドレン	MS-1, f(**	302	80		1

\*1: 当該機器に要求される重要度クラスのうち。最上位の重要度クラスを示す

図 56 機械ペネトレーション (1/5)

<sup>\*2:</sup>重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表 1-1 (2/5) 機械ベネトレーションのグループ化及び代表機器の選定

分類	基準	ベネトレーション			選定基準			
部位	想式	番号	使用用途	重要度**	最高使用温度 (°C)	配管口径 (A)	遊定	選定理由
		X-38	再循環系ポンプシールパージ, 格納容器計装, 主蒸気配管計装	MS-1, ∰	302	25		
		X-29I)	再循環系サンプリング	MS-1, 頂*2	302	25		
		X-13	ほう酸水注入系	MS-1, 15 *2	302	40		
		X-60	残留熱除去系熱交換器安全弁排気 (閉止)	MS-1, 11€**	171	450**		
		X-62	残留熱除去系熱交換器安全弁排気(閉止)	МS+1, Щ <sup>*†</sup>	171	450°		
		X-57	過酷事故時代替注水系,制御用空気系	MS-1, <u>∏</u> [42	171	100		
		X-52A, B	可燃性ガス濃度制御系、予備	MS−1, if(*2	171	150		
		X-76	可燃性ガス濃度制御系	MS−1, <u>ifi</u> *	171	50		
		X-10A~D	制御棒駆動水圧系 (引抜)	MS-1, ¶(*2	66	20		
记符贯通部	固定式-1	X-9A~D	制御棒駆動水圧系 (挿入)	MS-1, ∰*2	66	25		
ICTE OF TIETE		X-58	脱塩水供給	MS-1, 重"	66	50		
		X-55	制御用空気系、燃料プール水浄化系	MS-1, 1€*2	66	50		
		X-107B	ドライウェル除湿系	MS-1, 3€*0	66	150		
		X-56	ドライウェル除湿系、制御用空気系、予備	MS-1, ∭* <sup>2</sup>	66	150		
		X-71A, B	制御用空気系(真空破壊弁)	MS-1, ₹(*2	66	25		
		X-69A, B	再循環系制御介油丘壓動系	MS-1, <u>iff</u> *2	80	25		
		X-29C	原子炉圧力容器フランジ漏えい検出	MS-1, ∭*2	302	25		
		X-30	主蓝気配管計裝	MS−1, if(*2	302	25		
		X-39	原子炉圧力容器計装、高圧炉心スプレイ系計装	MS-1, 承°º	302	25		
		X=10	格納容器計装,格納容器ガスモニタリング,主 蒸気配管計装,格納容器漏えい試験盤	MS-1. IŘ*⁵	302	25		

# 図 57 機械ペネトレーション (2/5)

表 1-1 (3/5) 機械ペネトレーションのグループ化及び代表機器の選定

分類	基準	ベネトレーション			選定基準				
部位	型式	番号	使用用途	重要度** 最高使用温(°C)		配管口径 (A)	選定	選定理由	
		X-41A, B	原子炉隔離時冷却系蒸氣侧配管計装	MS−1, if(*2	302	25			
	固定式-1	X-42	格納容器計裝。主蒸気配管計裝	MS-1, 1f(*2	302	25		1	
		X-43	了·blifi	MS−1, 4[(^2	302	20			
		X-44A ~D	ジェットボンブ計装	MS-1, मिं(*²	302	25			
		X-54A~D	再循環系計裝	MS−1, i[[*/	302	25			
		Х-66А, В	残留熱除去系配管計装、低圧炉心スプレイ系配 管計装、ボトムライナー漏えい検出	MS−1, i∐*²	302	25			
		X-87∼90	蒸気流量計測	MS-1, if(*2	302	25			
		X-200A, B	主蒸気隔離介漏えい抑制系	MS-1, →[(*2	302	100	0	重要度	
		X-3, 79	不活性ガス系 (排気)	MS−1, if(*2	171	500		最高使用温)	
		X-53, 80	不活性ガス系 (給気)	MS=1, <u>M</u> (*2	171	500_		1178	
紀管貫通部		X-203	可燃性ガス濃度制御系	MS-1, 1€ <sup>42</sup>	171	50			
HG [1 × CAMINA		X-1	原子炉隔離時冷却系	MS-1, 填*2	135	350		1	
		X-23	床ドレン系	MS=1, <u>1</u> €*:	105	80			
		X-24	機器ドレン系	MS-1, if(*2	105	80		1	
	周定式-2	X~32, 35, 36	残留熱除去系	MS-1, ∰*2	100	600		1	
		X-47, 48	残留熱除去系	MS-1, <u>M</u> C*2	100	400		1	
		X-31	高圧炉心スプレイ系	MS-1, T(*2	100	600		1	
		X-34	低圧炉心スプレイ系	MS−1, <u>I</u> <u>R</u> *²	100	600			
		X-49	高圧炉心スプレイ系	MS−1, <u>i∏</u> *2	100	300		1	
		X-63	低圧炉心スプレイ系	MS -1, ([(*2	100	300		1	
		X-77	原子炉隔離時冷却系	MS-1, ∭(*2	88	-50		1	
		X-78	予備	MS−1, ∰*2		80			

<sup>\*1:</sup> 当該機器に要求される重要度クラスのうち、最上位の重要度クラスを示す

# 図 58 機械ペネトレーション (3/5)

<sup>\*1:</sup> 当該機器に要求される重要度クラスのうち、最上位の重要度クラスを示す \*2: 重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

<sup>\*3:</sup>スリーブ径を示す

<sup>\*2:</sup> 重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

表 1-1 (4/5) 機械ベネトレーションのグループ化及び代表機器の選別	95 1-1 B	(4/5)	機械ベネ	トレーションのグルー	一ブ化及び代表機器の選定
---------------------------------------	----------	-------	------	------------	--------------

分類.	基準	ベネトレーション			選定基準			1
部位	型式	番号	使用用途	重要度*	最高使用温度 (℃)	配管口径(A)	選定	選定理由
		Х-11А, В	残留熱除去系 (格納容器スプレイ)	MS-1, ∂TC*2	77	400		
		X-25A, B	残留熱除去系(サブレッション・チェンバスプレ イ)	MS-1, ∰*²	77	100		
		X-33	原子炉隔離時冷却系	MS-1. <u>M</u> (*²	77	200		
1		X-5, 46	原子炉補機冷却系	MS-1, if(*2	66	200		()
		X-26	子備	MS-1, ∰*2	-	100*3		l)
		X59	子偷	MS-1, ∰ <sup>42</sup>	-	400*3		
		X~106A	予備	MS-1, If(*2	-	300*3		
		X~ 7	予備	MS-1, 1[[*2	-	300*3		
		X-67	<b>学備</b>	MS-1, 111 *2	-<	300		(
1. 1	固定式-2	Х-29А, В	γラジエーションセンサ CH A (CH-B)	MS-1, ∭* <sup>7</sup>	171	250*1		
配管貫通部		X-201A, B X-202A, B	T-GH	MS-1, 1€*2	-	80*3		
		Х-37А, В	<b>予備</b>	MS-1, 1€*2	100	50''		
		X-64A∼D	サプレッション・チェンバ計装	MS-1, ₫₫*²	104. 5	50		
		X-83	サンプリング系	MS-1. If(*2	104, 5	20		
		X-65, 68	<b>予備</b>	MS-1, ∰*3	266	50*3		
1 1		X-70	サブレッション・チェンバ計装	MS-1, ∰*3	104. 5	50		
		X-73~75	サンプリング系	MS-1, ¶(*2	171	20		
		X-82	サンプリング系	MS-1, 1€*2	171	50		
1		X-27A∼F	移動式炉心内校正装置ドライブ	MS-1, <u>∓C*</u> 2	66	10		
		X-81	T- (iii	MS-1, M(*2	-	40		
		X-84A∼D, X-85A, BX-86A∼D	原子炉水位および圧力計測	MS-1, ∰*²	302	25		

- \*1: 当該機器に要求される重要度クラスのうち、最上位の重要度クラスを示す
- \*2 重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す
- \*3 スリーブ径を示す

# 図 59 機械ペネトレーション (4/5)

表 1-1 (5/5) 機械ペネトレーションのグループ化及び代表機器の選定

分類是	ÇMÇ	ベネトレーション			選定基準			
部位	型式	番号	使用用途 重要度*1		最高使用温度 胴内 (℃) (mm)		選定	選定理由
tak up lon t		X-15	格納容器機器搬入口ハッチ	MS~1, if(*2	171	3, 658	0	重要度
機器搬入自		X-51	サプレッション・チェンバ機器搬入口	MS-1, 111.	104, 5	1, 982		最高使用温度
エアロック	-	X-16	バーソナルエアロック	MS-1, ∰*2	171	2, 400	0	
ハッチ及びマ ンホール	-	X-28	CRD輸出人口ハッチ	NS~1, 重*²	171	547. 6	0	

- \*1: 当該機器に要求される重要度クラスのうち、最上位の重要度クラスを示す
- \*2:重要度クラスとは別に常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物であることを示す

# 図 60 機械ペネトレーション (5/5)

# 図 61 にベローズ付き(高温にさらされる)配管を示す。

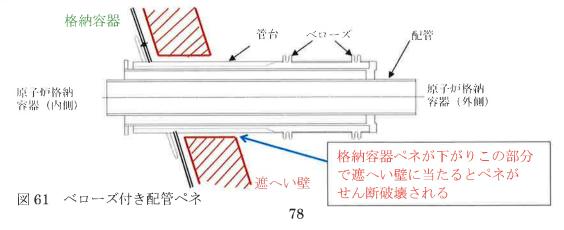


図 62 に CRD 搬出入口を示す。

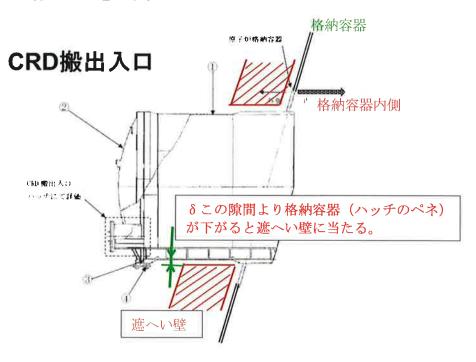
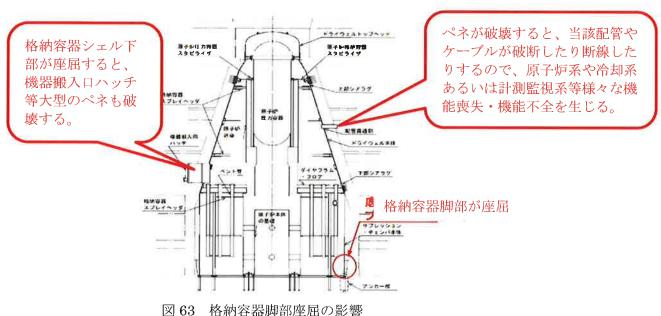


図 62 CRD 搬出入口ペネ (制御棒駆動機構の保守工事用出入口)

一般に格納容器のような円筒シェルが座屈すると、胴部は下方向に下がるが、 特に、水平力地震力がかかって圧縮側脚部が座屈すると、円筒シェルが座屈した 側に傾くことになる。



# 7-2-6 格納容器座屈の結論

格納容器本体胴部は、座屈強度が低く、耐震裕度は 1.02 しかない。想定している基準地震動を上回った地震動を受けた場合に、たとえ圧力容器スタビライザが破断しなくても、格納容器脚部が座屈し、自重と地震動によって格納容器胴部が下向きに変位し、格納容器に 200 本近くあると推定されるハッチや配管およびケーブルの多数のペネが同時にせん断破壊される。この場合、格納容器バウンダリ(耐圧力バウンダリと耐漏洩バウンダリの両者を意味する)が破壊され、格納容器は機能喪失する。このように格納容器本体が破壊されると、格納容器フィルターベントも耐圧ベントも役に立たず、制御棒駆動機構をはじめ原子炉冷却系、格納容器系等々、原子力発電プラントの基本的な機能を複数同時に喪失することになる。なお、どの機能が失われるかは、地震の向きと格納容器の座屈発生状況に依存し、どの配管やケーブルのペネが破壊するかによって、事故の進展も異なってくる。

- 8 シビアアクシデント (炉心溶融) 発生後の格納容器の状態
  - 8-1 原子炉が高圧で破損する格納容器雰囲気直接加熱とその結果

過渡事象時に ECCS 等の安全機能が喪失し、原子炉を降圧する逃がし安全弁 (SR 弁)が機能せず、高圧で原子炉が破壊されると、溶融炉心が格納容器内に 噴出し、周囲の雰囲気が急激に加熱され、格納容器が破損する。これを、高圧溶 融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (DCH; Direct Containment Heating) という。高圧で原子炉が破損する可能性は大きくはないが、全く起こらないという保証はない。事故は、想定外の思わぬ条件下で起こりうる。しかしながら、ここではこの事故シーケンスは主たる問題とはしない。

8-2 格納容器の圧力・温度の上昇による過圧破損と過温破損とその対策 「フィルターベント」

大破断 LOCA が発生すると、格納容器内に高温・高圧の蒸気が噴出する。直ち

に原子炉に注水する必要があるが、ECCS が機能喪失すると、原子炉の水位が低下して炉心損傷に至る。同時に、格納容器内の冷却・除熱手段が喪失すると、格納容器内の圧力・温度が上昇する。被告による有効性評価では、全交流電源喪失を考慮し、「常設低圧代替え注水系ポンプ」による原子炉注水、格納容器スプレイや「フィルターベント設備」による格納容器ベントにより、格納容器破損を防止できる、としている。しかし、それらは、それぞれの設備が健全であることが必要であるところ、確実に機能することが保証されている訳ではないため、フランジ部、ハッチ部、配管や電気配線貫通部の弱い部分が破損し、放射性物質が放出されることが起きる。

# 8-3 日本では導入が遅れたフィルターベント

図 64 にフィルターベント (格納容器圧力逃がし装置)の 系統概要図を示す。 格納容器は放射性物質の拡散を防ぐ最後の砦とされているが、BWR 型の場合に は、事故時に圧力抑制プールが機能しないか、あるいは長期的には海水冷却系最 終ヒートシンク機能が失われれば、格納容器の圧力・温度が上昇し、やがて格納 容器過圧破損・過温破損に至る。こうした格納容器の過圧・過温破損は、格納容 器の最も代表的な破壊モード(壊れ方)であって、福島原発事故でも格納容器の 過圧が進行し、格納容器から放射性物質と共に水蒸気やガスを放出する格納容 器ベントを実施せざるを得なくなった。BWR では、格納容器ベントに際して、圧 力抑制プール水を通して放出(これをウェットウェルベントという) すれば、一 定程度放射性物質を除去できるが、圧力抑制プールの水温が上がり過ぎたり、バ ルブ操作ができないか、あるいは故障してしまえば、圧力抑制プールを介するこ となく格納容器ベント (これをドライウェルベントという) をせざるを得なくな る。福島原発事故でもドライエウェルベントが行なわれた。格納容器ベントが実 施される事態に備えて、新規制基準では、放射性物質の外部への放出を抑制する べく、格納容器ベントラインにフィルターを付けることを義務づけている。なお、 フィルターベントは、ヨーロッパでは 1990 年代から導入されており、遅まき

ながら日本でも設置することになったわけである。

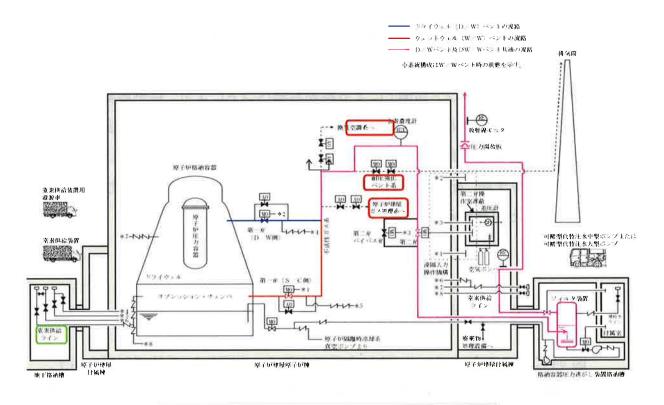


図 64 第 1.3·1 図 格納容器圧力逃がし装置 系統概要図

# 8-4 複雑なフィルターベント装置は故障し易く操作ミスを誘発する

それでは、フィルターが付いていれば、周辺住民の避難が不要となるほど放射 性物質の放出が抑制されるのであろうか。

フィルターは水プールによるものと、金属フィルターの2 種類のものが組み込まれているが、前者は水位と水温を制御せねばならず、かつ、この系統に必然的に流れ込んでくる大量の水素の処理施設も必要であるため、極めて複雑なシステムにならざるを得ない。後者においても金属フィルターを長時間使用する場合には交換が必要であろう。この系統は、「換気空調系」、「原子炉建屋ガス処理系」、「耐圧強化ベント系」とバルブで接続されており、バルブの故障によるリ

一クやバルブの開閉操作ミスが起きてもおかしくなく、安全装置としての独立性が全くない装置である。福島原発事故では、格納容器ベント時に、換気空調系や隣接プラントと接続された配管のバルブから全く違う系統へ大量の放射性ガスが流出したことが分かっている。また、必然的に流れ込んでくる大量の水素(炉心損傷が起きると、燃料被覆管のジルコニウムが水蒸気と反応して大量の水素ガスが発生する)の処理装置も必要であり、さらに、水素爆発を防ぐための窒素供給ライン(図の左下部)であるが、各部に向かう多数の配管が接続された(図では数字の先は配管が省略されている)極めて複雑なシステムになっている。ベントラインも、フィルターベント系と従来の耐圧強化ベント系に分かれており、多くのバルブを複雑な手順でタイミングよく操作する必要がある。福島原発事故では、極く単純な耐圧ベントだけであったが、たった2 つのベント用バルブを開くのに8時間もかかったことを考えても、このような複雑な装置が、しかも過酷事故という緊急事態の最中に、果たして機能するかどうかは極めて疑わしい。

# 8-5 格納容器のパッシブセーフティーな仕組みの信頼性を阻害

そもそも、フィルターベントシステムは、格納容器の圧力抑制プールと基本原理は同じであって、信頼性の疑わしいシステムを過酷事故用に多重化したものとも見做される。さらに問題は、過酷事故時において格納容器から出た後のフィルターベント系は、同系統に属するすべての配管・バルブが格納容器バウンダリと同等の機能・信頼性を要求されることである。もし、フィルターベント系の一部で漏えいが発生すれば、フィルターが機能せず、フィルターベント系は格納容器から隔離されてしまい、やがてフィルター無しのベントに移行することになる。格納容器バウンダリは、シンプルな容器と隔離弁で構成された準パッシブセーフティーな装置であるが、そこに信頼性の低い複雑なフィルターベント装置を追加する設計思想は、設計工学および安全設計の視点からは疑問である。

このような状況の変化(放射能を閉じ込める格納容器からベントせざるを得なくなった)に対して対症療法的な付け足しの改良をすることは、避けるべきである。設計工学の分野では、最初の設計時の条件から大きく変わった段階で、一から全体の設計を見直すことが求められているのである。改めて基本的な設計の視点で見れば、もともと格納容器そのものの大きさが足りないという事実に行き着く。安全設計の根幹は、故障しても安全が保障される設計にすることである。

本来は格納容器そのものの設計を見直すべきだが、既存の原発を改造して使用するためにやむを得ずフィルターベントを付けることを容認したとしても、東海第二原発における同装置は、単一故障基準が適用されていないことから、あまりにも信頼性がない。たった一つのバルブの故障や配管の漏えいでも機能喪失してしまう東海第二原発のフィルターベント装置は、極めて脆弱であって、とても格納容器の大規模破損を防ぐことなどできない。

なお、東海第二原発のマークⅡ型格納容器は、炉心溶融を起こすと最も早く格納容器ベント(フィルターベントを含む)に至ることは、既に7-1-3で述べた。そのうえで、フィルターベントの信頼性が低いのであるから、大規模な放射性物質が放散される事態は、現実に起こり得るものと言わざるを得ない。

8-6 格納容器内における水蒸気爆発および格納容器外における水素爆発 の危険性

この点については、筆者が作成した 2017 年 10 月 11 日付「東海第二原子力発電所の重大事故対策に関する意見書-水素爆発と水蒸気爆発について一」(甲C第41号証)で詳しく述べたところを引用する。

9 地震動の影響およびその後のシビアアクシデントの進展に関するまとめ<br/>
本意見書で主張した「設計基準地震動を超える地震で原子炉スタビライザが

破断した時の影響と格納容器が座屈した場合の2つの事故シナリオをまとめ、 図A-1に示した。また、炉心溶融以降のシビアアクシデント(過酷事故)の進展シナリオを図A-2に示した。

上記を踏まえて、主要な点だけを抜き出して 1 枚にまとめたものが、図Bである。

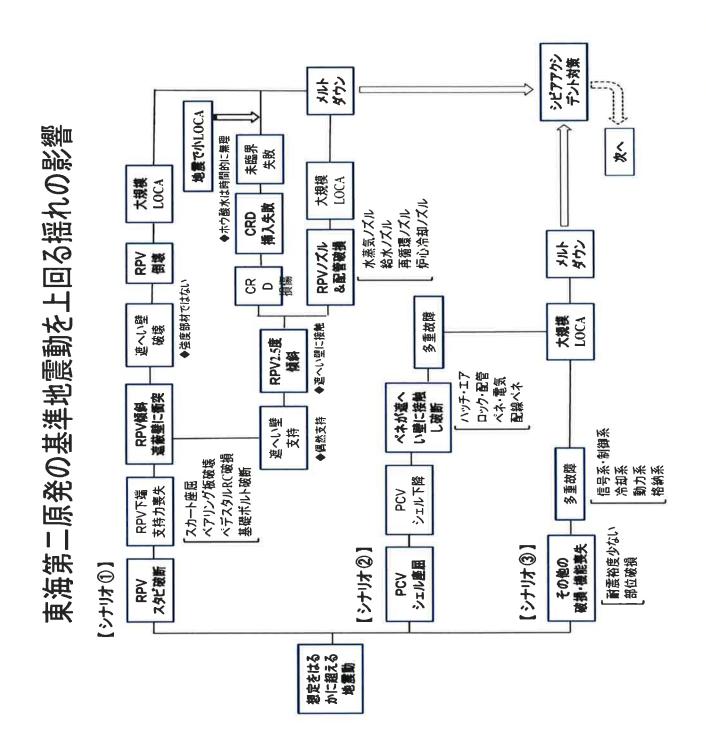


図 A-1 基準地震動を上回る揺れの影響

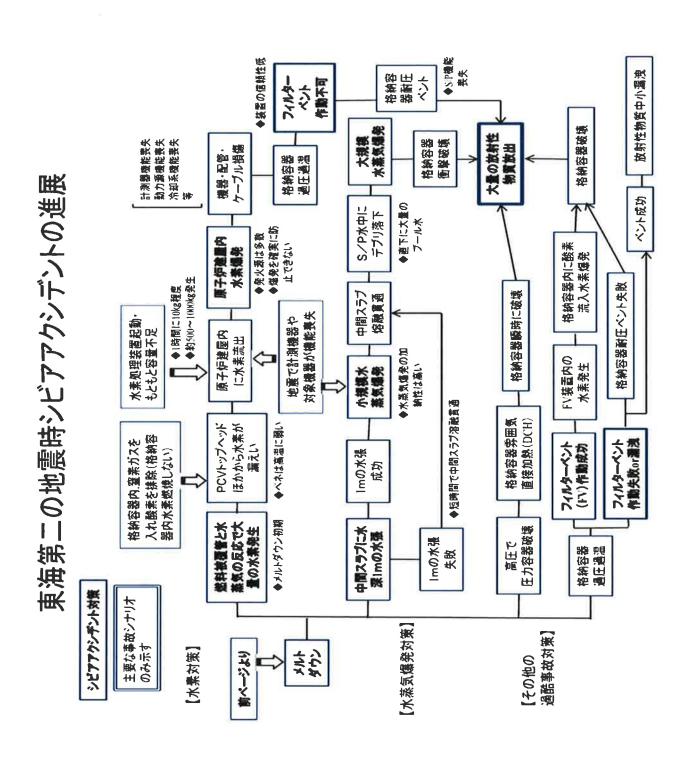


図 A-2 シビアアクシデント(過酷事故)の進展

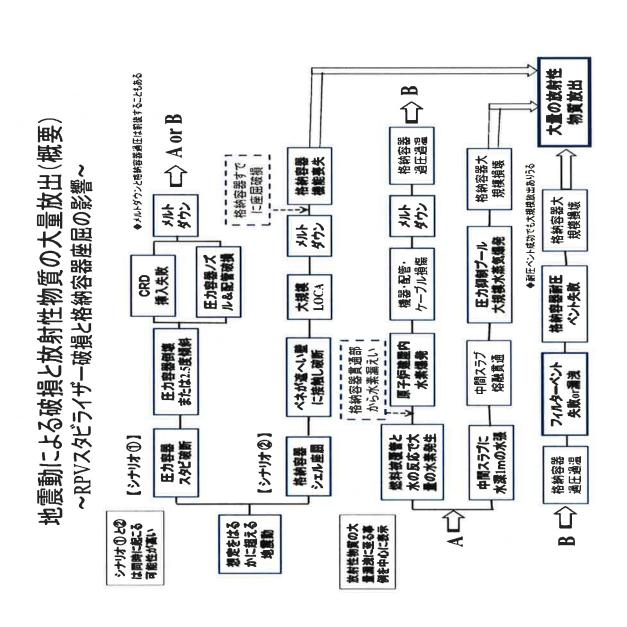


図 B 地震からシビアアクシデント(過酷事故)までの概略シナリオ

# 10 結論

原発が、設計基準地震動を大きく超える地震動に遭遇したとき、耐震裕度が小さい部分は損傷する可能性が高い。特に重大な事故シナリオが2つ想定され、ひとつは、シナリオ①の地震で原子炉スタビライザが破壊することで、もうひとつは、シナリオ②の原子炉格納容器が座屈することである(図 A-1 参照)。

原子炉圧力容器スタビライザが破断すると、地震により原子炉が転倒もしくは大きく傾くことになる。原子炉が傾くような事故が起きれば、原子炉に接続された ECCS 系配管を含めた様々な配管や制御棒駆動系などが損傷し、核反応停止失敗と大規模な冷却材喪失事故に至る。このような事故になると、もはや過酷事故対策も意味を失い、メルトダウンから大規模な放射性物質の放出に至ることが予想される。

もうひとつの事故シナリオは、大規模な地震により、格納容器の脚部が座屈することである。原子炉格納容器は、厚さ 40 mm程度の鋼製のシェルであるが、半径に比較してはるかに板厚が薄いため、座屈強度が弱い。地震で格納容器の脚部が大規模な座屈を起こすと、格納容器の胴部全体が下方向に大きく変形し、格納容器を貫通している 200 本近いペネの多くが、遮へい壁の穴でギロチン破断されることにより発生するが、この事故シナリオは、地震で格納容器が損傷し放射性物質の閉じ込め機能を喪失した状態で、大規模な多重故障により、メルトダウンに至るものである。

この二つの事故は、単独で起きる場合もあるが、両者が同時に起きる可能性もかなり高い。また、フィルターベントに代表される過酷事故対策などは、このような大規模損壊には全く意味がない。メルトダウン後の過酷事故シナリオを A-2 に示したが、事故を収束させるシナリオを現実的に描くことは非常に困難である。

東海第二原発は、100万KWの大型原発であり、格納容器はマークIIで安全性に疑念があると同時に、老朽プラントであり、東日本大震災の被災原発でもある。事故が起きた時の影響を受ける被災住民の数が日本の原発ではもっとも多い、と推測されるプラントでもある。そうした重大な欠陥をもつ東海第二原発であるので、本意見書で示した耐震対策および過酷事故対策の有効性は徹底的に図られるべきである。

U.D.C. 621. 311. 25:621. 039. 524. 44

# 改良標準化ベースプラント東京電力株式会社 福島第二原子力発電所2号機の特徴

Highlights of Improved and Standardized Nuclear Plant, Unit No. 2 of Fukushima Dai-Ni Nuclear Power Station

東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機は、電気出力1,100MWの国内最大級沸騰水型原子力発電設備であり、軽水炉改良標準型ベースプラントとして通商産業省及び電力会社の指導により、国情に合わせて実施した改良標準化の成果を採用するとともに、日立製作所の自主開発技術の多くを採り入れたプラントである。信頼性・稼動率の向上、被ばく低減の改良など多くの特徴をもち、国産化率99%に達している。建設を完了し、試運転が計画外停止もなく順調に終えた本プラントは、昭和59年2月3日から無事に営業運転に入った。この建設経験と運転実績は、我が国改良標準化プラントの指標を確立したものと言える。本稿では、プラントの設計、建設、試運転などの面から主な特徴についてを紹介する。

内ヶ崎儀一郎\* Giichirô Uchigasaki 新 崎 康 一\* Yasuichi Arasaki 日 栄 信 治\* Shinji Hiei

### 11 緒言

国内最大級の電気出力1,100MW BWR(沸騰水型原子炉)による原子力発電設備であり、改良標準化ベースプラントとして日立製作所が昭和54年2月の着工以来鋭意建設を進めてきた東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機(以下、福島第二・2号機と略称)は、昭和59年2月3日に無事営業運転に入った。図1に全容を示す。

石油代替エネルギーとして供給安定性・経済性に優れた原子力発電が、導入技術から脱却して国産技術によって信頼性、 稼動率の向上により、軽水炉の定着化を図ることは重要な課題であった。すなわち、昭和50年から、官民一体となって軽水炉の改良標準化計画が進められている。

日立製作所は,この改良標準化計画に参画し,信頼性向上,



図 | 東京電力株式会社福島第二原子力発電所 2 号機(福島第二・2 号機)(右端)の全容 我が国改良標準化ベースプラントとして昭和54年2月蒼工し,59年2月3日運開した。改良型原子炉格納容器をはじめ、日立製作所の自主技術が多く採用され、電気出力1,100MW BWRとしての建設工程を最短記録で完成した。

放射線被ばく低減、稼動率向上などについて多面的な研究開発の提案推進に努め、製品の品質向上、国産技術の向上、保守点検技術の確立などに努力を傾注してきた。

改良標準化の成果を設計に適用した初号機である福島第二・ 2号機には、改良標準化プラントの指標を確立したとして、 今後の運転が注目されるところである。

本稿では、プラントの主な特徴について紹介する。

## 2 福島第二・2号機の意義

## 2.1 日本型軽水炉の確立

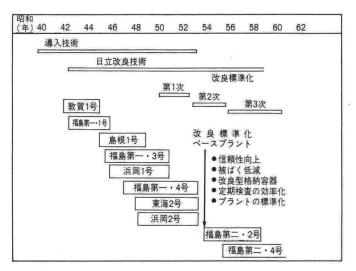
昭和45年運開した導入炉の建設・運転を契機に、我が国のBWRは実用化段階に入った。この当初のBWR型原子炉は、米国GE社から導入した技術によるものであったが、その後の運転経験により、稼動率、保守点検性などの面で必ずしも十分満足できるものでない点が明らかとなり、これらの改善が部分的に実施された。

更に、いっそうの改良を図って国情に合った日本型軽水炉を確立するため、昭和50年から通商産業省、電力会社、メーカーが一体となって稼動率向上、信頼性向上、放射線被ばく低減などを目標とした改良標準化計画が開始された。日立製作所では、当初から自主技術の開発に力を注ぐとともに建設経験、運転実績からの蓄積技術を基に設備・機器の改善に取り組み、その成果は改良標準化計画に提案し、改良プログラムに大幅に採用された。

軽水炉の定着化を図る改良標準化の3大目標として設定した信頼性・稼動率の向上、定期検査期間の短縮及び放射線被ばく低減の主要な改良策は、第1次改良標準化(昭和50~52年度)で具体化され、我が国独自の軽水炉改良技術の調査、検討が開始された。その主な成果としては、保守点検性向上と放射線被ばく低減を図った改良型原子炉格納容器をはじめ、SCC(耐応力腐食)材料の選定、ISI(In-Service Inspection:供用期間中検査)などの自動化、給復水系クラッドの発生防止・除去などが挙げられる。第2次改良標準化(昭和53~55

<sup>\*</sup> 日立製作所日立工場

年度)では、更に機器・システムの改良を進め我が国で開発された耐震設計技術・評価法と併せプラントの標準化、許認可申請図書の標準化を図るとともに、改良炉心設計では日立製作所が提案した上下2領域濃縮度炉心が検討されるなど、ソフトウェア技術でも我が国の独自性をもっている。図2に上述の経緯を示す。



#### 注:略語説明

敦賀1号(日本原子力発電株式会社敦賀原子力発電所1号機) 福島第一・1号(東京電力株式会社福島第一原子力発電所1号機) 島根1号(中国電力株式会社島根原子力発電所1号機)

福島第一・3号(東京電力株式会社福島第一原子力発電所3号機)

浜岡1号(中部電力株式会社浜岡原子力発電所1号機)

福島第一・4号(東京電力株式会社福島第一原子力発電所4号機)

東海2号(日本原子力発電株式会社東海原子力発電所2号機) 浜岡2号(中部電力株式会社浜岡原子力発電所2号機)

福島第二・2号(東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機)

福島第二・4号(同上4号機)

図2 原子力発電所の技術変遷と日立製作所の建設実績 導入炉の建設・運転経験を通して得た教訓を基に、我が国の実情に合った軽水炉技術を確立する必要が痛感され、昭和50年から改良標準化計画が始まった。福島第二・2号機は、改良標準化ベースプラントである。

## 2.2 改良標準型の初号機

福島第二・2号機は電気出力1,100MW改良標準化ベースプラントとして、日本型軽水炉の確立に画期的な意義をもつものである。図3に示すように、信頼性・稼動率の向上、定期検査の効率化、放射線被ばく低減などを目標とする第1次改良標準化計画の成果を設計に採用すると同時に、日立製作所の自主開発技術の多くを採り入れ、製品の品質向上を図るとともに国産機器の拡大採用により国産化率99%を達成している。

建設工法の面でも、我が国初の130t×50m大型ジブクレーンによる重量物一体つり込みなどの工程短縮化を図り、電気出力1,100MW BWRの建設工程を最短記録で完成した。

試運転も順調に終了し、改良設計、新技術の機能・性能が確認され、プラント効率では計画値を上回る結果を得た。この間、起動試験中は計画外停止もなく良好に進捗し、昭和59年2月3日無事営業運転に入っている。

福島第二・2号機が、改良標準化適用の第1号として、その指標を確立した意義は大きく、日立製作所は設計・製作・建設の機会に恵まれ、その名誉を担うことができた。

# ■ 主要な設計及び技術の改良

福島第二・2号機の設計・建設では、多くの面で日立製作所の改良開発技術が採用されている。

主要なものとして、炉心軸方向の出力分布を大幅に改善した上下 2 領域燃料・WNS(No Shuffling and No Shallow炉心:グレーノーズ制御棒を採用した改良炉心)、保守点検性を大幅に向上させたMARK-II改良型原子炉格納容器、被ばく低減を図った炉内構造物・給水加熱器の低コバルト材の採用及び給水 2 段沪過脱塩方式・酸素注入法の併用、運転監視性向上のためのCRT(Cathode Ray Tube)を適用した中央制御盤・計算機システムの採用、信頼性向上のための耐応力腐食材料・原子力用316ステンレス鋼を使用した一次系配管及び自動LSI装置の採用などが挙げられる。国産化率は99%に達し、原子炉再循環ポンプ及び電動機、M-G(Motor Generator)セット及び流体継手の国産化は記録品であった。

改良	項	目	従来のプラント	改 良 標 準 化 (一次)プラント		分 類	項目	適 用 技 術	福島第二・ 2号機
改良標準化(	信頼性 及 び	時間稼動率	63.8%*	約75%	改	向 上	(1) 耐応力腐食材料 (2) ISIの自動化	(1)原子力用316ステンレス鋼一次系配管 (2)日立方式RPVのISI自動化	0 0
1次)の		設備利用率	61.5%* 90~100日	約70%	良 標		(1) クラッドの発生 防止・除去	(1) 給水2段沪過脱塩方式 (2) 酸素注入腐食抑制法	0
目標	(保修工事含まず。) 60 100 1 10		約75%	準化	任 油	(2)低コバルト材	(1) 給水加熱器チューブ (2) 制御棒ガイドローラの無コバルト化	00	
ì:	* 昭和56	6年度運転実績	を示す。		1		(3)ALAP対策	(1) 希ガスホールドアップ装置 (2) タービングランドシールへの清浄蒸気採用	0
					次	校幼宓哭	(1) 作業性向上 (2) 放射線被ばく 低減	改良型MARK-II格納容器	0
			注:略語説明 ISI(In-	Service Inspection)	項目	4. 定期検査 の効率化	保守機器の 自動化など	<ul><li>(1) CRD遠隔自動交換機</li><li>(2) 燃料自動交換機</li><li>(3) 主蒸気ノズル水封ブラグ</li><li>(4) 保守点検ロボット技術</li></ul>	0000
			RPV(原	As Low As Practicab 子炉圧力容器) J御棒駆動機構)	()	5. プラント の標準化	システム・配置 計画などの標準化	(1) 電気出力1,1000 MW標準プラント (2) 補機冷却系の淡水化	0 0

図 3 改良標準化項目と福島第二・2号機への適用技術 改良標準化計画に日立製作所も積極的に参加し、国産プラントの建設経験を通して検討・改善を重ねた信頼性・稼動率の向上、被ばく低減などの改良設計・技術が多く採用されている。

プラント設計にモデルエンジニアリングを採り入れ、特に MARK-II 改良型PCV(原子炉格納容器)の言縮尺モデルでは、 機器・配管・HVAC(換気空調系)ダクト・電気ケーブルなど の総合モデルエンジニアリングによって、設計精度の向上を 図るとともに、建設・保守点検性の改良のための詳細検討に 多大な効果を得ることができた。

建設工法では、我が国で最初の130t×50m大型ジブークレ ーンを採用して、電気出力1,100MW BWRプラントとして我 が国はもちろん世界でも最短工程の建設工期を達成すること ができた。

福島第二・2号機の主要なプラント基本仕様を表1に、主 要な設計及び技術の改良項目を表2に示す。この中で特徴的 な項目を以下に述べる。

## 3.1 改良炉心

日立製作所では、従来炉心の運転実績に基づき運転の融通 性を増大させ、プラント利用率の向上を図るとともに長期化 運転にも適した炉心設計の検討を重ね,上下2領域燃料・グ レーノーズ制御棒を用いた改良炉心を開発した。

福島第二・2号機の初装荷燃料として、上下2領域燃料が 全炉心に初めて装荷された。試運転を通してその効果は確認 され、軸方向出力分布が十分平たん化されて出力ピークは約 20%改善されている。熱的余裕についても、軸方向出力分布 平たん化により最大線出力密度が約20%以上改善されている ことも確認されている。

これらの改善効果は、PCIOMR(燃料健全性を維持するた めのならし運転)下で、制御パターン調整のための出力低下幅 を少なく抑えることができ、プラント利用率として約20%の 向上が期待できる。

表 | プラント基本仕様 我が国最大級の電気出力1,100MW BWRプラ ントには、日立製作所の記録製品が数多く採用されている。

目	仕	様		
出熱	出力	3,293MW		
カ 智	気出力	1,100MW		
	心設計	上下 2 領域炉心		
炉心燃	料集合体	764		
炉心及び燃料 ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	料	8 × 8		
燃幣	) 御 棒 数	185		
	ヤネルボックス	100mil		
再循環系 済	心冷却水流量	4.83×10 <sup>4</sup> t/h		
循ラジ	ジェットポンプ数	20		
系	<b>是量制御</b>	可変速度式		
主蒸蒸	気流量	6.41×10 <sup>3</sup> t/h		
主 蒸 蒸 気 系	し安全弁個数	18		
9	ービン型式	TC 6 F-41"		
舜	電機容量	1,300MVA		
9 9	ービン制御	EHC		
せま	復水器細管	全チタン		
タービン・発電機系	タービン駆動	50%× 2		
電機 ポン	プ電動機駆動	25%× 2		
	水脱塩器	10塔(   塔予備)		
73	水沪過脱塩器	12塔( 塔予備)		
# C	RD交換機	自動(空気電動機)		
サービス機器	料取替機	自動		
機供	用期間中検査装置	自動(マルチ端触子式)		

注:略語説明 EHC(Electro-Hydraulic Control System)

表 2 主要な設計及び技術の改良 日立製作所の改良設計・技術により 信頼性・稼動率の向上、被ばく低減、保守・運転性の向上ほかが図られている。

項目	目 的 適用技術	信頼性向上	稼動率向上	被ばく低減	保守性向上	運転性向上	合理化
1. 炉 心,	(1)上下 2 領域燃料	0	0	=	-	-	-
燃料	(2)グレーノーズ付制御棒	-	0	-	-	0	-
	(1)狭開先ミグ溶接	0	-	200	-	-	-
2. 原 子 炉 圧力容器	(2)下鏡一体鍛造化	-	::	0	0	-	-
7T > 7 T H HH	(3) CRDハウジング一体遠心鋳造化	0	( <del></del> )	-	0	-	_
	(I) CUWポンプのキャンド型化	-	3	0		-	_
	(2)PLR系配管大型鍛造材	0	-	-	0	0-0	-
3. 原子炉	(3) RHRポンプの軸長短縮化	0	-	0	0	3-7	-
補機	(4) PLRポンプ/電動機, M-Gセット国産化	0	:=:	-	0	·	-
	(5) TIP駆動機構の改良, 国産化	0	<del></del> .	0	-		-
	(6) C f-Be-Sb型中性子源	0	-		-	:-	,
	(1)復水器冷却管のチタン化	0	100	-	-	-	74.0
	(2)バランスドダウンフロー復水器	0	=	-		-	-
4. タービン 補 機	(3) T-RFPの国産化	0	=	=	0	-	=
rm 18X	(4)主タービン周り改良	0	-	+	9	0	-
	(5)タービン発電機系計装多重化	0	220	Ţ	<u></u>	-	-
r 7本=ルー・土	(1) 130t ジグクレーン	_	-	_	1	-	0
5. 建設工法	(2) 大パネルプレハブ化	_	-	-	_		0
	(1)メカニカルスナバの採用	-	_	)—.	0	-	-
6. その他	(2)曲げ管の採用	0	-	_	0	-:	
	(3) もPCVモデル	-	_	_	_	_	0

注:記号及び略号説明

◎(主要な効果), ○(関連する効果)

CUW(Clean Up Water)

PLR (Primary Loop Recirculation)

RHRポンプ(Residual Heat Removal)

TIP(Traversing In-Core Probe System) T-RFP(Turbine driver Reactor Feed Pump)

## 3.2 MARK-II改良型PCV(原子炉格納容器)

原子力発電所の重要な設備の一つであるPCVは、導入炉の 建設経験、定期検査時の保守点検性などの面から詳細な検討 が加えられ、軽水炉技術の上でも貴重な改良設計を確立できた。 福島第二・2号機は、MARK-II改良型PCVを採用した1 号機である。その主な特徴は、保守点検性の向上と作業員の 被ばく低減を図るため格納容器直径を大きくして内部空間に 余裕をもたせた。また空調機を上下配置にして冷却効果を向 上させることにより、空調ダクトを減少するとともに原子炉 再循環ポンプの分解などの保守点検性を向上した。更に、SRV (主蒸気逃し安全弁)とCRD(制御棒駆動機構)の専用搬出入口 を設け、定期検査時などのつり降ろし・つり上げ作業の効率 化を図っている。

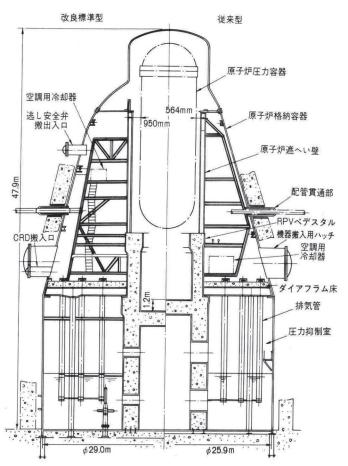
図4にMARK-IIPCVの断面概要を,表3に主要項目を示す。 3.3 放射線被ばく低減

被ばく低減を目標に、設計・材料面での配慮とともに、自 動化・省力化をはじめ遮へい、保守点検性などの面でも改良 設計を採り入れた。その主要なものとして、原子炉冷却水の 鉄クラッド低減及びコバルト低減の両対策を実施している。 主な特徴としては,

- (1) 給水加熱器胴板、タービン抽気管、ヒータドレン管にク ロム低合金鋼を採用するとともに, 主復水器に耐候性鋼を使 用して, クラッド低減を図っている。
- (2) 復水脱塩器と沪過脱塩器の給水2段沪過脱塩方式を採用

して、給水中の鉄クラッドの除去能力を増強した。更に、給水系への酸素注入法を採用し、復水脱塩器から原子炉に至る 給水系でのクラッド発生を抑制した。

- (3) 制御棒ガイドローラ及び給水加熱器チューブに低コバルト材を使用し、放射性 $^{60}$ Coの抑制を図った。
- (4) 給水再循環ラインを, 最終給水加熱器から復水器へ連絡



注:格納容器形状の破線は、従来設計を示す。

図 4 MARK-II改良型原子炉格納容器の保守点検性改善破線の従来型に比べて内部空間を拡大した結果、空調用冷却器の上下配置、主蒸気・給水配管の上下分離配列、階段歩廊の配置などの改善ができ、保守点検性が向上した。



図5 CRT付制御盤とHIDIC 80E計算機などによる運転性が向上 した中央制御室配置 CRT付制御盤とHIDIC 80E計算機によって, 運転監 視性と高信頼化が図られている。

して設け、起動時の給水クリーンアップ運転を可能とした。

#### 3.4 運転性の向上

プラント運転性向上のため、計測制御設備の分野ではヒューマン ファクタを考慮し、監視・操作性の改善、制御装置の高信頼化及び制御機能の高度化への技術的開発を進めた。

その結果図5に示すように、中央監視制御盤には6台のCRTを配置し、プラント監視用系統図表示、炉心性能予測表示などを運転状況に応じ活用できるようにするとともに、スイッチ・計器・警報の重要度分類の導入により監視・操作性を向上させた。

また、プロセス計算機HIDIC 80Eによる原子力発電所初の本格的な負荷分散型マルチ計算機システムの実現などにより、制御装置の信頼性を向上させている。更に、給水・再循環制御装置の協調した制御方式の採用により、運転制御性の向上を図った。これらを通じて、プラント全体としての運転性向上を図ることができた。

表 3 改良型原子炉格納容器の基本仕様と改良項目 保守点検性向上のためのPCV内径拡大に伴い,主要部材に高強度材を採用した。機器搬出入用ハッチ及びダイアフラム床マンホールなどの員数を増し,機器搬出入性・保守点検性の向上を図っている。

No.		項目	福島第二・2号機	従来設計	備考	
İ	PC	V高さ	47.9m	47.9m		
2	PC	V最大内径	29 m	25.9m	保守点検性向上のための拡大	
3	主導	<b>要部材料</b>	SGV 49, SPV 50	SGV 49	PCV内径拡大に伴う高強度化	
		所員用エアロック	1 1	Į.		
	1 "	機器搬入用ハッチ	2	T	機器搬入出,保守点検性の向上	
,		チ	チ	逃し安全弁搬出入口	. 1	0
4	の	CRD搬出入口	1	1.*	機器搬入用バッチに併設*	
	数	圧力抑制室出入口	Î	1		
40		ダイアフラム床マンホール	2	0	機器搬入出,保守点検性の向上	
5	原子炉遮へい壁とRPVとの間隙		950mm	564mm	この拡大によりRPVつり込みに先行してPCV内機器配管据付作業が進捗できる	
6	RP	Vペデスタル下部空間	1.2m拡大	_	CRD自動交換機の採用	

### 3.5 信頼性向上

設計・製作・建設上の新設計、新技術、製品の品質管理、 信頼性評価,保守点検性の改良などにより,システム及び機 器の信頼性向上策を積極的に推進した。特に,燃料・炉心管 理技術、RPV(原子炉圧力容器)及び配管の溶接技術、計装シ ステムなどの信頼性向上を図るとともに, 日立製作所が独自 にシステム・機器用として開発したHI-FMECA(信頼性評価 手法)を適用した。

信頼性向上のための適用技術は前述の表2に示すとおりで あるが、主な特徴としては、RPVに狭開先溶接を適用して溶 接熱影響部の耐衝撃性を向上させるとともに、下鏡一体鍛造 法により溶接部を減少させたこと、ISIとしてマルチ端触子 及びデータ集録装置から成る日立式RPV自動LSI装置を国産 化したことなどが挙げられる。

# 4 建設及び試運転の特徴

### 4.1 電気出力1,100MW BWR建設工程の最短記録

本プラントは昭和54年2月の着工から59年2月の運転開始 まで59箇月という、我が国はもちろん世界でも最短の建設工 程を達成することができた。これには、大型タワークレーン による重量物一体つり込み、デッキプレート建築工法による 機械工事の早期化などの建設合理化を織り込み、土木・建築・ 機械の協調工程のもとに建設を進めた。

昭和55年1月, PCVの据付けに着手し, 同年8月末の耐圧

漏れ試験を経て従来よりも約6箇月早い着工後33箇月でRPV の据付を完了した。その5週間後の6.9kV受電以降、順調な 総合工事進捗をみて昭和58年4月に燃料装荷を開始し、同年 6月の初併入のあと出力上昇試験をノースクラムで進め、昭 和59年2月3日の負荷試験を終えて営業運転に入り、建設工 程の記録を達成した。図6に工程概要を示す。

## 4.2 建設合理化

最短建設工程の達成具体策として実施した主要な合理化内 容としては、次のようなものがある。

- (1) 130t×50m大型ジブクレーンを投入し、原子炉建屋天井 クレーン・燃料交換台車などの一体つり込みを実施したほか, 機器のプレハブ化率を高め機器搬入の効率向上を図った。図 7にその稼動状況を示す。
- (2) PCVは工場溶接によるプレハブ化を図り、現地つり込み 分割数で38%, つり込み後の溶接線は94%に低減し, 現地で の耐圧部溶接は100%自動溶接とした。更に、RPVと原子炉 遮へい壁との間隙を拡大(950mm)した改良設計によって、RPV つり込み前に原子炉遮へい壁の先行据付が可能となり, 工程 短縮上の効果が得られた。
- (3) 大パネルプレハブ工法を、機器仮置プール・使用済み燃 料プール・原子炉ウエルプール・キャスクピットなどに適用 し,建築関連作業の低減及び機械側の現地溶接作業の削減の 効果と合わせ、RPVつり込み前にライナ据付を完了させた前 倒し建設工法が適用できた。

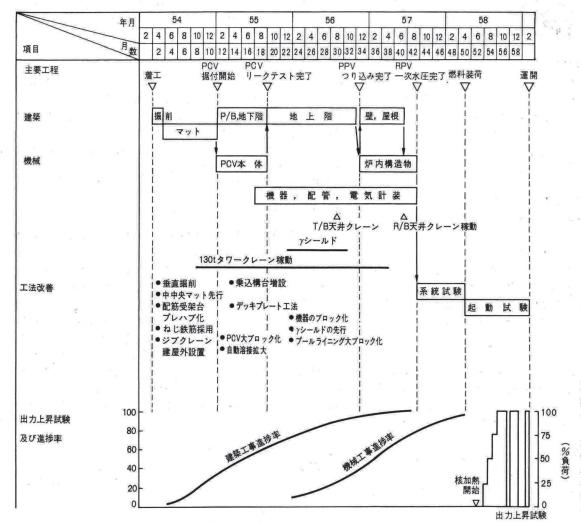


図6 建設及び試運転の 概要工程 130tジブクレ ーンにより、大型機器一体つ り込み、プール類の大パネル プレハブ工法などの建設合理 化を図り、試運転は計画外停 止もなく良好に進捗した。そ の結果、電気出力1,100MW BWRでは建設工程の最短記録 を達成した。

注:略語説明 R/B(Reactor Building), T/B(Turbine Building)

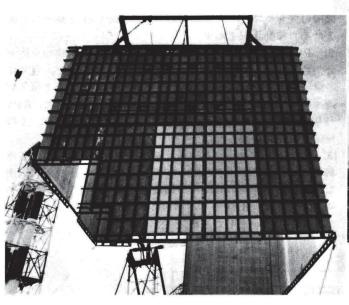




図7 130t×50mジブクレーンによる建設状況 図に示す使用済み 燃料プールの大パネルプレハブ化構造のほか、原子炉建屋天井クレーン・燃料 交換台車などの大型機器一体つり込みに活躍し、建設工法の改善ができた。

# 4.3 総合品質保証活動の効果

改良設計・新技術を多く採用した改良標準化ベースプラントとして、設計・製作・現地据付の各分野にわたる総合品質保証体制を確立し、東京電力株式会社と協同で各種点検を実施した。その特徴的なものとしては、

- (1) D·R(デザイン レビュー)
- (2) 先行機不具合のチェックと対策のフィードバック
- (3) プラント総点検

などが挙げられる。いずれも設計・製造・検査の専門家集団 により念入りな点検と摘出事項の早期対策を実施した。

## 4.4 試運転実績

## (1) 燃料装荷及び初臨界確証試験

764体の8×8型初装荷燃料は50~60体/日の速度で装荷された後,大気圧試験で炉心特性,中性子計装系・制御棒駆動系など主要系統の特性・性能確認及び総合インタロック試験を行ない,初臨界(昭和58年4月26日)確証試験を成功裏に終了した。

# (2) 核加熱試験及び初併入

原子炉規定圧力に至る各段階で、炉心特性などの核熱関係 試験及びタービン発電機無負荷試験を経て、原子炉圧力制御 系・出力制御系・水位制御系などプラント主要制御の機能確 認の後、昭和58年6月23日初併入し待望の送電を開始した。

### (3) 負荷試験

25%, 50%, 75%の各出力段階で, プラント全般にわたる機能確認試験を行ない, 昭和58年10月1日から100%負荷試験に入り, 通商産業省立会による100%負荷試験を経て, 昭和59年2月3日に営業運転を開始した。

各負荷試験とも順調に計画外停止もなく進捗して, 改良設

計・新技術の機能・性能が確認され、プラント効率では計画 値を上回る結果を得た。試験には、過渡状態などの細部デー 夕記録及び解析・評価のため、新しく開発したNUSTARS (起動試験評価システム)を援用し、試験の効率向上を図った。

改良炉心性能及び被ばく低減の目安となる水質データなど 各々が目標値どおりであり、改良標準化プラントとしての指標を確立することができた。

### 5 結 言

国内最大級の電気出力1,100MW BWRとして、最短工程で完成した福島第二・2号機は、改良標準化ベースプラントとして今後の運転が注目されるところであり、日本型軽水炉の定着化を図る改良標準化プラントとしての指標を確立したわけである。

今回の貴重な経験と成果は、現在建設を進めている福島第二・4号機ほかにも生かして、我が国軽水炉の信頼性・稼動率の向上と合わせ、技術のいっそうの高度化を図る考えである。

福島第二・2号機の完成に至るまで、東京電力株式会社の 関係各位から豊富な建設・運転経験に基づく御指導をいただ いた。ここに、建設・試運転の完遂とその好結果について深 謝の意を表わす次第である。

## 参考文献

- 森山:軽水炉の改良標準化,原子力工業,29,7,17~23 (昭58-7)
- 大木、外:軽水炉開発の動向、日立評論、64、8、547~552 (昭57-8)