

と、またナトリウム冷却炉においては、熔融燃料とナトリウム間に安定膜沸騰が発生し得ないために大規模な粗混合状態が形成されないことから、大規模な FCI は原理的に発生しない。

他方、大規模な FCI は無いとしても、炉心損傷の進展の過程で熔融燃料と冷却材が接触・混合して FCI (ナトリウム蒸気の発生) を生じることは当然考えられる。特に、全炉心規模で炉心が損傷した遷移過程において、炉心周辺で発生する FCI によって燃料が集中することによって即発臨界を超過する可能性については、実験的な知見に基づいた十分に保守的な条件を用いて不確かさを考慮した解析を S I M M E R - I V によって適切に行っている。

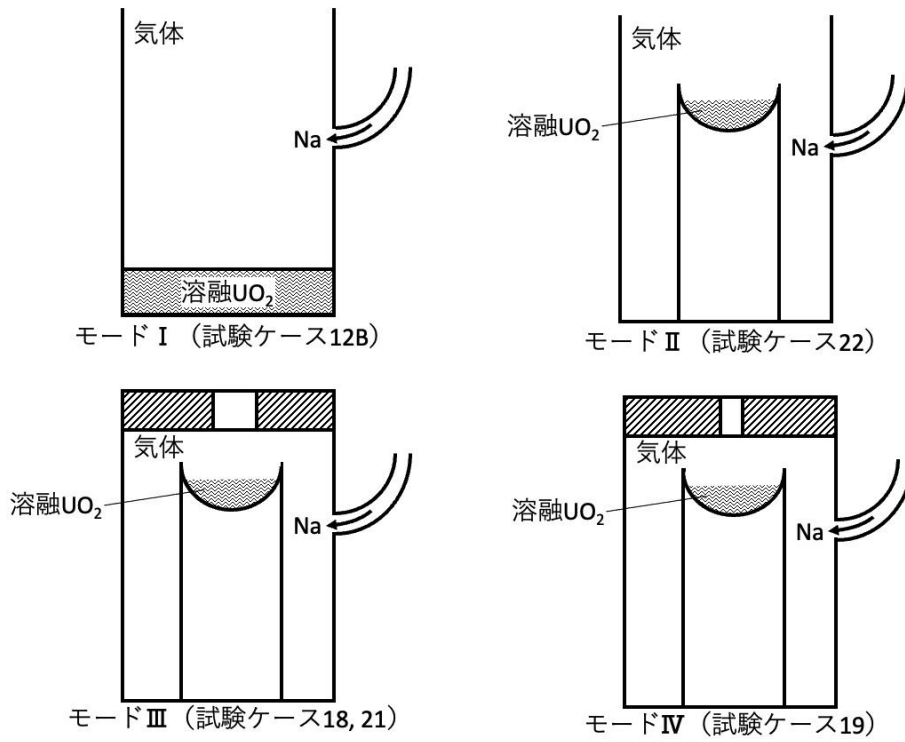
以 上

参考文献

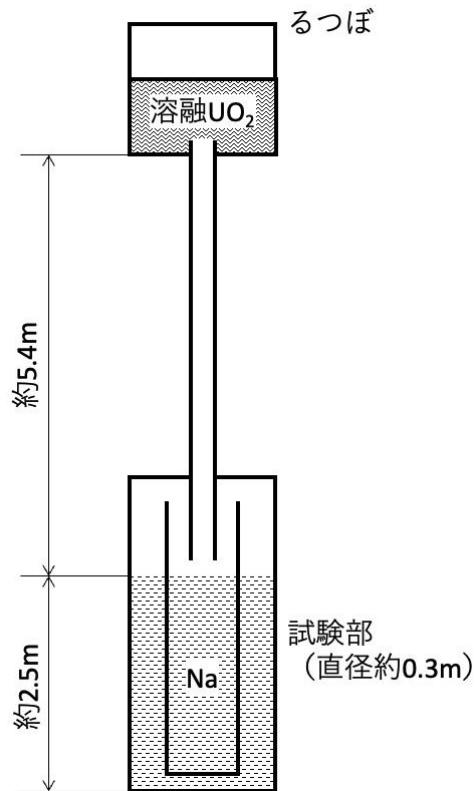
- [1] Anzieu, P., “The CORECT-II fuel-coolant interaction experiments: Interpretation and subassembly accident model,” Proc. of the LMFBR Safety Topical Meeting, Vol. IV, pp. 251-259, Lyon (1982).
- [2] Fauske, H.K. and Koyama, K., “Assessment of Fuel Coolant Interactions (FCIs) in the FBR Core Disruptive Accident (CDA),” J. Nucl. Sci. and Tech., Vol. 39, No. 6, pp. 601-614 (2002).
- [3] Johnson, T.R., et al., “Large-scale Molten Fuel-Sodium Interaction Experiments,” Proc. of the Fast Reactor Safety Meeting, pp. 883-896, Beverly Hills, California (1974).
- [4] Magallon, D., et al., “Pouring of 100-kg-Scale Molten UO₂ into Sodium,” Nucl. Tech., Vol. 98, No. 1, pp. 79-90 (1992).
- [5] Spencer, B.W., et al., “Results of recent reactor materials tests on dispersal of oxide fuel from a disrupted core,” Proc. of the International Topical Meeting on Fast Reactor Safety, pp. 877-882, Knoxville, Tennessee, (1985).
- [6] Konishi, K., et al., “The EAGLE project to eliminate the recriticality issue of fast reactors - Progress and results of in-pile tests -,” NTHAS5-F001, Fifth Korea-Japan Symp. on Nucl. Thermal Hydraulics and Safety, Jeju, Korea, Nov. 26-29, 2006.
- [7] Briggs, A.J., Steam explosions and reactor safety, CSNI report, No. 74, (1982).

第 2.1 表 UO₂ とナトリウムを用いた FCI 実験

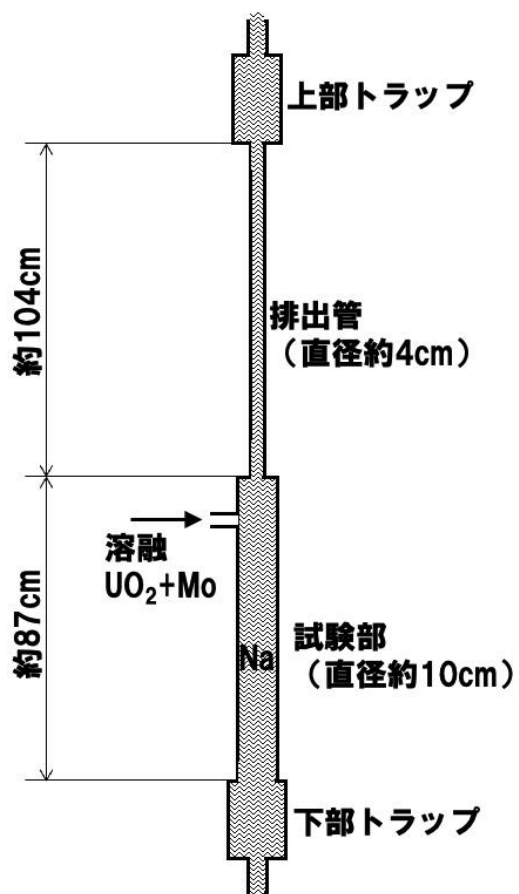
試験名	ケース	融体	質量 (kg)	加熱方法	高温融体温度 (°C)	FCI 発生状況	ナトリウム温度 (°C)	投入速度 (m/s)	発生圧力ピーク (MPa)	
CORECT-II	12B	UO ₂	4.15	高周波加熱	—	FCI 発生状況 溶融 UO ₂ を皿状のるつぼに入れ、その周囲下方向からナトリウム液位を上昇させる。 I～IV の試験 mode があり、mode III と IV は閉じ込められた狭い空間内での FCI、mode I は融体プールにナトリウムを上から注ぐ試験である。炉心近傍の FCI として参考になるのは開放された空間で実施した mode II である。	600	—	6.6	
	18	UO ₂	4.92	高周波加熱	—		III	685	—	7
	19	UO ₂	5.15	高周波加熱	—		IV	580	—	5
	21	UO ₂	4.86	高周波加熱	—		III	560	—	12
	22	UO ₂	5.13	高周波加熱	—		II	561	—	4.3
M-series	M1	UO ₂ -Mo	1.4	テルミット	—	約 3～3.2kg のナトリウムプールへ融体を落下させる。	288	3.3	0.43	
	M2	UO ₂ -Mo	6.8	テルミット	—		299	18	0.69	
	M3	UO ₂ -Mo	3	テルミット	—		627	3.9	0.28	
FARO-TERMOS	T1	UO ₂	110	通電加熱	3,000	直径 50cm、深さ約 2m のプールに約 5m 上から融体を落下させる。主に炉容器外での FCI を想定した試験である。	400	10	未計測	
	T2	UO ₂	140	通電加熱	3,000		400	10	6	
CAMEL	C6	UO ₂ -Mo	約 2	テルミット	3,200	クリンチリバー増殖炉の制御棒案内管を横した直径 10.23cm の流路に 2.54cm 径のパイプから融体を噴出させる。背圧は C6 が 0.59MPa、C7 が 0.31MPa である。	503	—	4	
	C7	UO ₂ -Mo	約 2	テルミット	3,200		503	—	未計測	
EAGLE	ID1	UO ₂ -SS	—	核加熱	3,000 以上	核加熱で燃料ピン束を溶融して形成した炉心プールがナトリウムを内包するダクトを溶融破損して FCI が発生する。	400	—	約 0.15	



第 2.1 図 CORECT-II 試験装置概念図



第 2.2 図 FARO-TERMOS 試験装置概念図



第 2.3 図 CAMEL 試験装置概念図

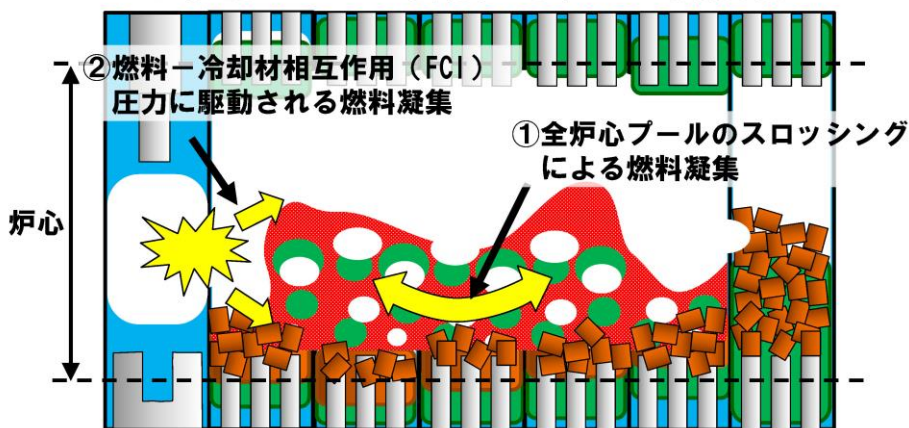
遷移過程解析における不確かさ影響評価の保守性について

SIMMER-IV及びSIMMER-IIIの有効性評価への適用性

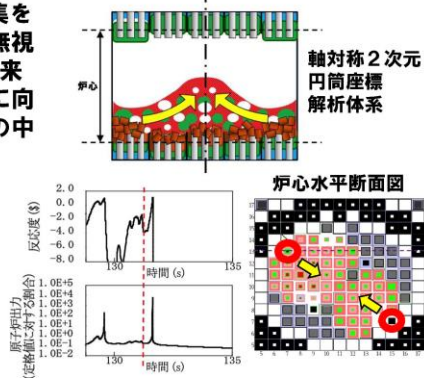
—不確かさ影響評価を必要とする重要現象—

- SIMMER-IV及びSIMMER-IIIは、コードの開発と並行して進めた検証及び妥当性確認研究を通じて、重要現象を解析する物理モデルの妥当性及び解析精度の確認を行った結果、有効性評価への適用性があるものとする。
 - 一方で、有効性評価の評価項目に関わる「機械的エネルギーの発生」に関しては、次の2つの重要現象はエネルギー発生に直接影響を与えることから、不確かさの影響を感度解析を通じて確認する必要があると判断した。
 - 燃料凝集を引き起こすスロッシング現象については、水を用いたスロッシング拳動試験、鉛ビスマスを用いた高密度二相プールの流動拳動試験、燃料の核発熱による沸騰拳動試験、の検証解析による妥当性確認を積み重ねて妥当性を確認してきた。
- しかしながら、実スケールでの実機模擬性の高い試験データで検証されていないこと、及び燃料スロッシングは遷移過程における即発臨界超過によるエネルギー発生に直接影響する重要な現象であることを考慮して、遷移過程解析においては不確かさの影響を包絡する仮想的な条件での解析を実施する。
- 燃料-冷却材相互作用 (FCI) 現象そのものの取扱いの妥当性は確認されているが、発生条件やFCIに駆動される燃料スロッシング現象は実験的に模擬していないことから、その影響を保守的に評価する想定を用いた解析を実施する。
- 有効性評価は最新の知見と計算コードを用いた最適評価を行うことを基本として、評価項目に大きな影響を与える重要現象のうち、不確かさの影響を評価する必要があると判断したものに関しては、保守的かつ包絡的な不確かさ影響の評価を行った。

ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —遷移過程における重要現象の不確かさの影響評価—



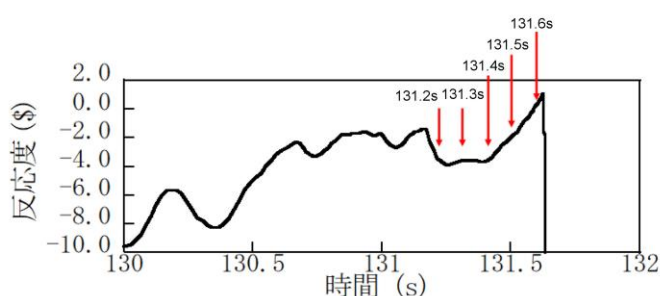
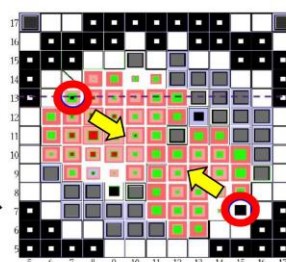
- ① 基本ケースは3次元体系で水平方向スロッシングによる燃料凝集を解析したが、ここでは燃料流出経路となる制御棒下部案内管を無視し、軸対称2次元円筒座標の解析体系で評価することにより、本来発生する周方向の流れや中心軸を横切る流れが強制的に中心軸に向かう径方向のみの移動となることで外側炉心の高Pu富化度燃料の中心に向かう同時移動（大規模な一斉凝集）を強要した。
- ② 基本ケースの即発臨界超過の直前（約131秒）で、炉心物質を炉心中心に吹き寄せる2カ所の位置（右図赤丸）にある制御棒下部案内管におけるFCIの同時発生を仮定した。過去に実施されたナトリウムを用いたFCI実験の最大圧力が約40atmであるところ、約80atmの圧力が発生する量のナトリウムを強制的に炉心物質に混合させた。



ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —FCIの不確かさの影響評価—

- FCIの発生状況の不確かさの影響を保守的に評価して燃料凝集量を増加させるために、131.2s以降の燃料凝集の過程で炉心物質を炉心中心に吹き寄せる2カ所の位置（右図赤丸）にある制御棒下部案内管におけるFCIの同時発生を仮定した。
- 過去に実施されたナトリウムを用いたFCI実験の最大圧力が約40atmであるところ、約80atmの圧力が発生する量のナトリウムを強制的に炉心物質に混合させた。
- さらに、FCIが複数のLGT位置で同時に発生することは考えられないが、燃料の集中を強制するために、2カ所のLGTで同時にFCIが発生するという、極めて保守的かつ仮想的な想定を用いた解析も実施した。
- 包絡的なFCIの発生条件を絞り込むために、FCIの発生時刻は、下図に示す131.2s、131.3s、131.4s、131.5s、131.6sとした。
- 解析ケースと結果を左下図に示す。最大の出力逸走となったのは、131.3sに2カ所同時にFCIが発生させたケースで炉心平均燃料温度4,070℃である。

炉心水平断面図



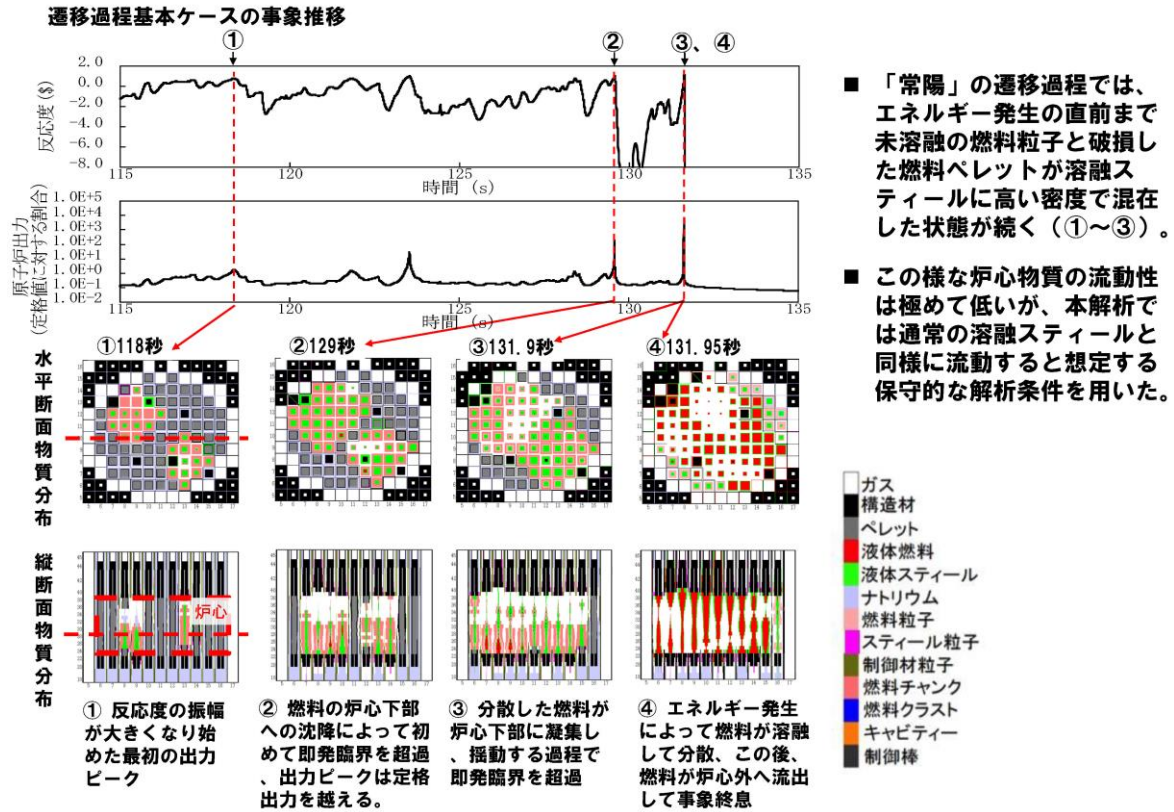
発生時刻(s)と場所	規格化出力最大値	積算出力(FPS)	炉心平均燃料温度(℃)
基本ケース	6,190	9.4	3,700
131.3(左上)	3,644	6.9	3,120
131.3(右下)	2,911	6.4	3,010
131.6(左上)	再臨界発生無し		
131.6(右下)	6,471	8.3	3,520
131.2(二カ所同時)	5,400	8.5	3,510
131.3(二カ所同時)	11,300	11.1	4,070
131.4(二カ所同時)	7,100	9.1	3,630
131.5(二カ所同時)	6,100	8.5	3,470
131.6(二カ所同時)	11,400	10.9	4,040

ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —遷移過程解析の保守性とエネルギー発生解析結果のまとめ—

	反応度挿入率	炉心平均燃料最高温度	炉心内の流動挙動	炉心からの燃料流出	燃料集中の主たる駆動力
基本ケース*1	約30\$/s	約3,700℃	3次元的な非軸対称のスロッシングを解析	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を考慮	圧力発生で分散した燃料の重力による非軸対称のスロッシングを解析
不確かさの影響評価ケース1 (FCIの不確かさ)	約50\$/s	約4,070℃	3次元的な非軸対称のスロッシングを解析	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を考慮	上記解析において燃料凝集直前のタイミングで炉心両端2カ所でのFCI圧力の同時発生による炉心中心への燃料集中を仮定
不確かさの影響評価ケース2 (溶融炉心の揺動、分散、凝集挙動の不確かさ)	約80\$/s	約5,110℃	軸対称円筒座標系による解析で燃料の炉心中心への集中を強制	制御棒下部案内管、径方向反射体・遮へい集合体間ギャップへの流出を無視	炉心中心の圧力発生*2で軸対象に分散した燃料の慣性と重力に駆動された燃料集中挙動を解析

- *1 なお、基本ケースにおいても、照射試験用集合体を炉心燃料集合体に置換して燃料インベントリを増加し、さらに損傷燃料ペレットが高い密度で堆積し、かつ未溶融の燃料ペレットが溶融燃料に混在した流動性が低い炉心物質が、通常の流体と同様に流動すると想定する保守的な解析条件を用いた。
- *2 炉心中心の圧力発生の主成分は急速な核加熱後の高温燃料からの伝熱によるスチール蒸気圧であるが、CABRI TP-A2炉内試験解析によってSIMMERコードは燃料からスチールへの過渡伝熱を過大評価することが示されている。試験結果を再現する伝熱速度で解析すると、反応度挿入率約54\$/s、炉心平均燃料最高温度約4200℃に緩和される。このように燃料集中を駆動する圧力発生についても、極めて保守的な条件を適用した。

ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 —炉心物質の流動性に関する保守的想定—

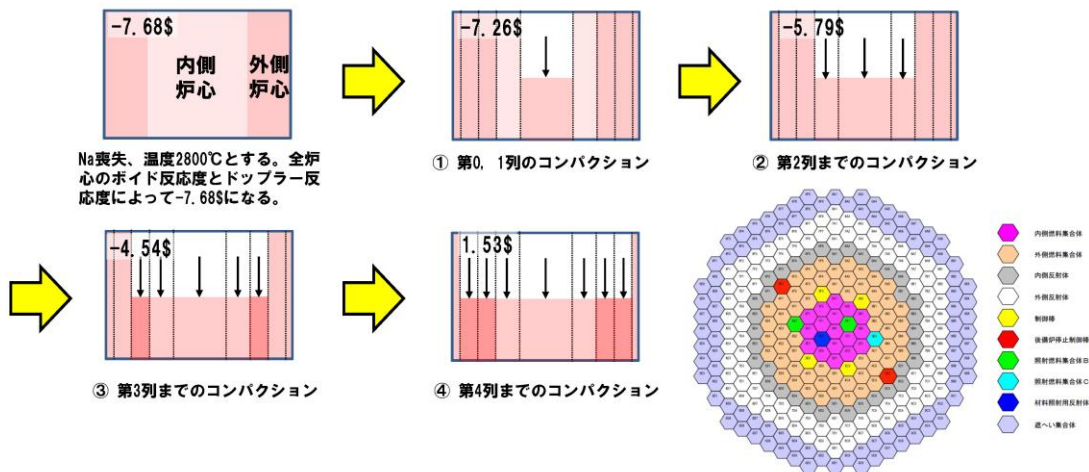


S I M M E Rによる遷移過程解析のまとめ

- S I M M E R-IV及びS I M M E R-IIIは、高速炉の崩壊炉心の多次元核熱流動挙動を総合的かつ機構論的に解析する手法として開発された。開発と並行して体系的な検証及び妥当性確認を積み重ねてきた結果、「常陽」における格納容器破損防止措置の有効性評価に十分適用できるものと判断している。
- 妥当性確認の結果、有効性評価の評価項目に係る重要現象を解析するためのモデルはおおむね妥当であると結論される一方で、即発臨界超過を引き起こす可能性のある2つの現象についての不確かさの影響評価を行う必要があることも確認された。
- これらの不確かさに関しては、有効性評価の感度解析において、その影響を保守的に評価するための仮想的な条件を含む解析条件の選定や取扱いを行うことにより、評価項目に関わる重要なパラメータである即発臨界超過に伴うエネルギー放出について包絡性のある解析を行った。

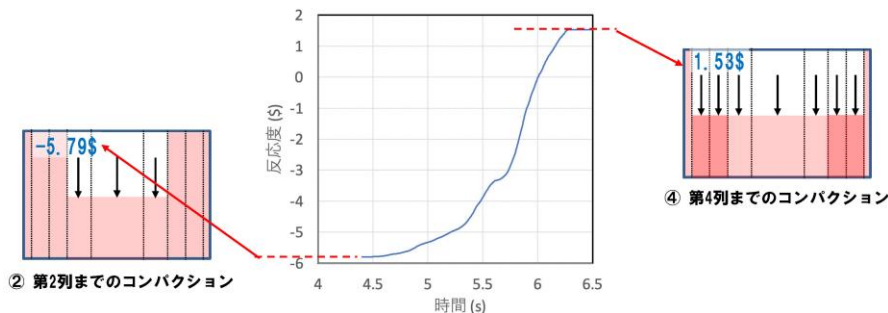
重力コンパクションによる簡易評価と
遷移過程解析基本ケースとの反応度挿入率の違いについて

- 溶融炉心の重力による1次元的なコンパクションによる反応度挿入を想定する。
- 定格運転状態で冷却材ナトリウムが失われるが、定格出力がそのまま維持され、各集合体の出力に応じて炉心軸方向中心平面の温度が燃料融点に達した時点でその集合体全体が重力によって自由落下して100%理論密度になると想定する。
- 静的な核計算によって各炉心列毎にコンパクションした状態の反応度変化を求め、一体当たりの反応度変化量と自由落下速度を用いて反応度挿入率を求める。
- 第4列（外側炉心）に属する集合体が落下する途中で即発臨界を超過する。



即発臨界超過時の反応度挿入率の簡易評価 (2/2)

- 第3列と第4列に属する集合体の重力コンパクションによる反応度の時間変化を求めた。1\$を超過するまでの最大の反応度挿入率は約16\$/s（約5.9s）、1\$を超過する時点の反応度挿入率は約7\$/s（約6.2s）である。
- 集合体がコンパクションするタイミングと即発臨界を超過する時点の不確かさを考慮すると、1次元的なコンパクションを想定した簡易評価での反応度挿入率はこれらを包絡する10\$/sから20\$/sとすることが適切と考えられる。



- SIMMER解析による評価の妥当性の傍証のため、炉心が重力落下でコンパクションしていくという単純な想定で反応度挿入率を計算した。この結果、SIMMER解析の方が、かなり大きい反応度挿入率を与えることを確認した。
- これはSIMMER解析では重力による軸方向の凝集による動きに加え、高Pu富化度の外側炉心燃料の内側炉心への移動や、溶融炉心の3次元的な揺動・分散・凝集に伴う反応度の増減の中で、反応度挿入率を評価しているためである。

再配置・冷却過程に係る損傷炉心物質の炉心からの流出の
不確かさ及びその影響評価について

1. 再配置・冷却過程の解析について

起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束（反応度が再び正にもどることのない深い未臨界状態に移行）した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の溶融と流出挙動に依存して大きな変動幅があるため、事象推移に関して基本となるシナリオを想定した上で、先行する遷移過程における熱エネルギーの放出状況、及び残留炉心物質の溶融と炉心からの流出挙動（炉心物質の量及び形態）に応じた再配置挙動を検討し、想定される再配置場所での炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行うこととする。

原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所としては、第 1.1 図に示すように、エネルギー放出が小さい緩慢なシーケンスにおいては下部プレナム底部及び炉心領域が、また、大きなエネルギー放出を伴う場合には上部プレナムに放出された損傷炉心物質が堆積する炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部が対象となる。

2. 損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさ

エネルギー放出が小さい緩慢なシーケンスでは、溶融炉心物質（燃料及びスティール）の一部は炉心部から周囲の反射体・遮へい集合体のラップ管間ギャップに流出し固化する。遷移過程終状態の残留炉心物質は未溶融又は再固化した燃料と溶融スティールの混合物となり、崩壊熱によって長時間のうちに徐々に再溶融する。その後、炉心内で溶融した燃料は制御棒駆動機構下部案内管及び後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管（以下「LGT」という。）を通じて下部プレナムへ流出し、そこでサブクールされたナトリウムによって効果的にクエンチ・微粒化して原子炉容器底部に粒子状のデブリベッドとして堆積する。溶融炉心物質の残りは炉心部及びその周辺に残留する。

第 2.1 図にそれぞれの再配置場所における燃料量を示す。下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は流出タイミングに依存する。基本ケースとして想定した流出タイミングは、

- ① 損傷炉心物質が崩壊熱によって徐々に溶融する状況で、溶融した損傷炉心物質が LGT を通じて順次下部プレナムへ流出する場合

である。流出タイミング①において、溶融した残留炉心物質の一部は LGT を通り下部プレナムへ流出するが、炉心に残留する燃料の量が初期燃料インベントリ（以下「インベントリ」という。）の約 50% を下回ると、発熱と炉心周辺構造への熱損失がバランスして燃料はそれ以上溶融しなくなり、下部プレナムへの流出は停止する。他方、遷移過程の基本ケースの終状態ではインベントリの約 30% が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体のラップ管間ギャップに移行して固化している。再配置・冷却過程では、炉心部残留量又は下部プレナムへの移行量を保守的に評価するため、炉心周囲への移行量を少なめのインベントリの約 20% と想定することとし、その場合下部プレナムに移行可能な溶融燃料はインベントリの約 30% である。

損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさを考える場合、下部プレナムへ流出し得る燃料量を最大限見積もるための流出タイミングは、

- ② 損傷炉心物質が溶融開始後も炉心内にとどまり、溶融量が蓄積した後に下部プレナムへ流出する場合

である。流出タイミング②では炉心物質の溶融量の増加と炉心物質の温度上昇の結果として炉心周囲への熱損失が増加し、崩壊熱の低下も重畳して、ある値以上は溶融量が増加しなくなる。炉心物質

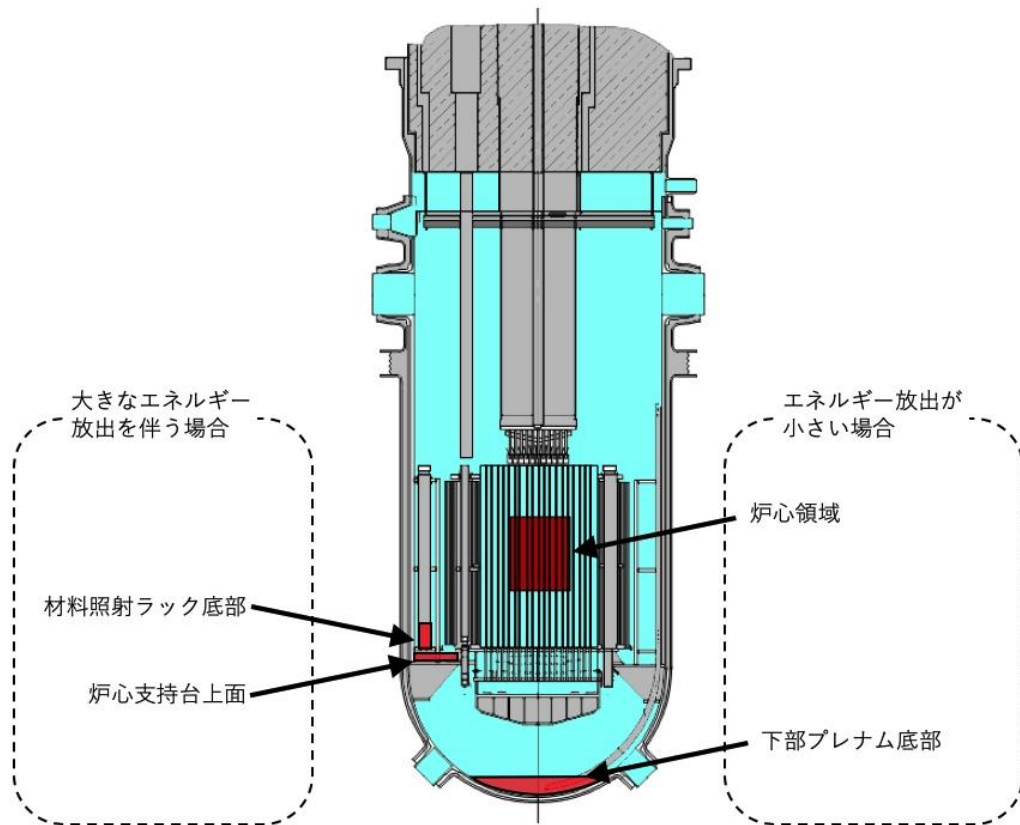
の最大溶融量として得られたインベントリの約 70%が損傷炉心物質の炉心からの流出量の不確かさの上限となる。

3. 損傷炉心物質の炉心からの流出の不確かさの影響評価

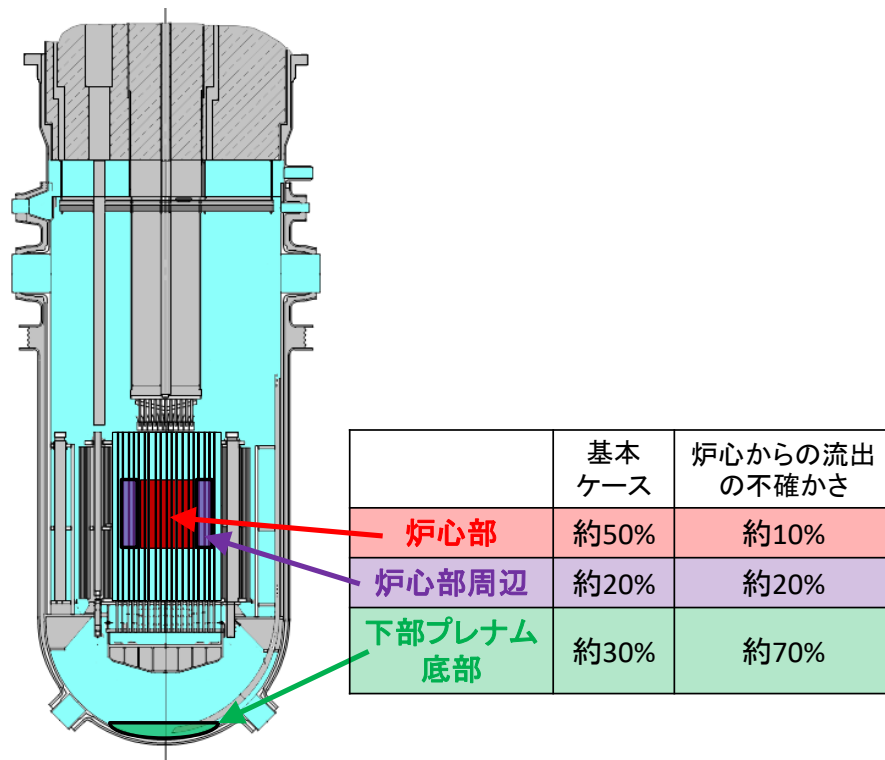
炉心からの流出量の不確かさの影響については、評価項目である「原子炉冷却材バウンダリの健全性」の観点から最も重要となる原子炉容器底部に形成されるデブリベッドの冷却性を解析した。具体的にはインベントリの約 70%の炉心物質からなるデブリベッドの冷却挙動を計算コードSuper-COPDのデブリ熱計算モジュールで解析した。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果等に基づいて、デブリ粒子径 400 μ m、空隙率 0.6 とする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、崩壊熱の減衰の観点から保守的なタイミングとして、遷移過程の基本ケースの終状態における残留炉心物質のうちインベントリの約 70%の炉心物質が再溶融する時刻（事象発生から約 1,200 秒後）とする。第 3.1 図に原子炉容器底部に堆積したデブリベッド最高温度の履歴を示す。デブリベッド最高温度は事象発生から約 1,800 秒後に約 720 $^{\circ}$ Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰と共に低下した。

ここで、デブリベッドにより高温条件（最高温度約 720 $^{\circ}$ C）となる原子炉容器底部の鏡板では、原子炉容器自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は 2.8MPa（1 次応力）であり、SUS304 について 900 $^{\circ}$ Cを超える温度条件で得られているクリープ試験結果（第 3.2 図）に対して有意に小さくクリープ破断は発生しないと判断できる。

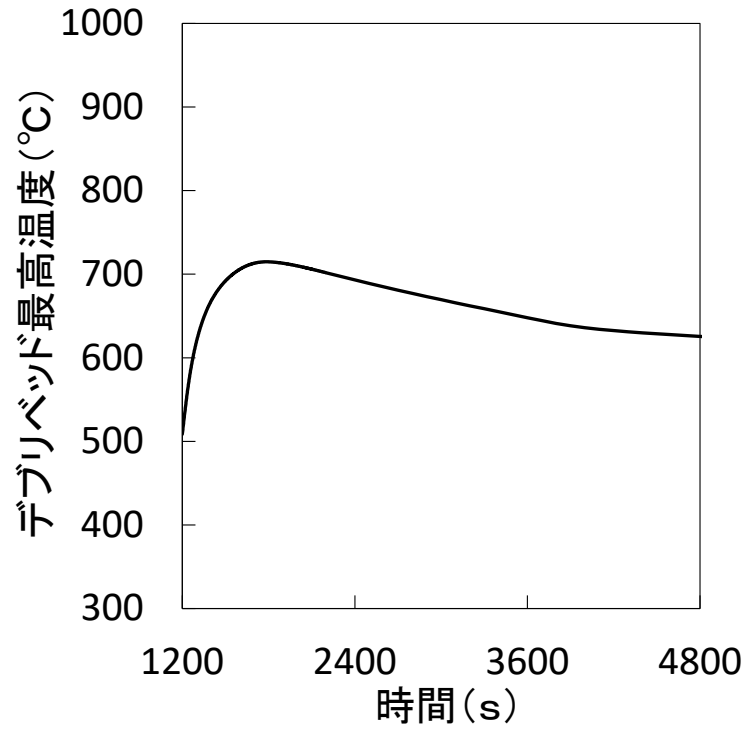
以上のことから、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定的に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損することはなく、また、炉心溶融物質等が原子炉容器内で安定に保持・冷却される。



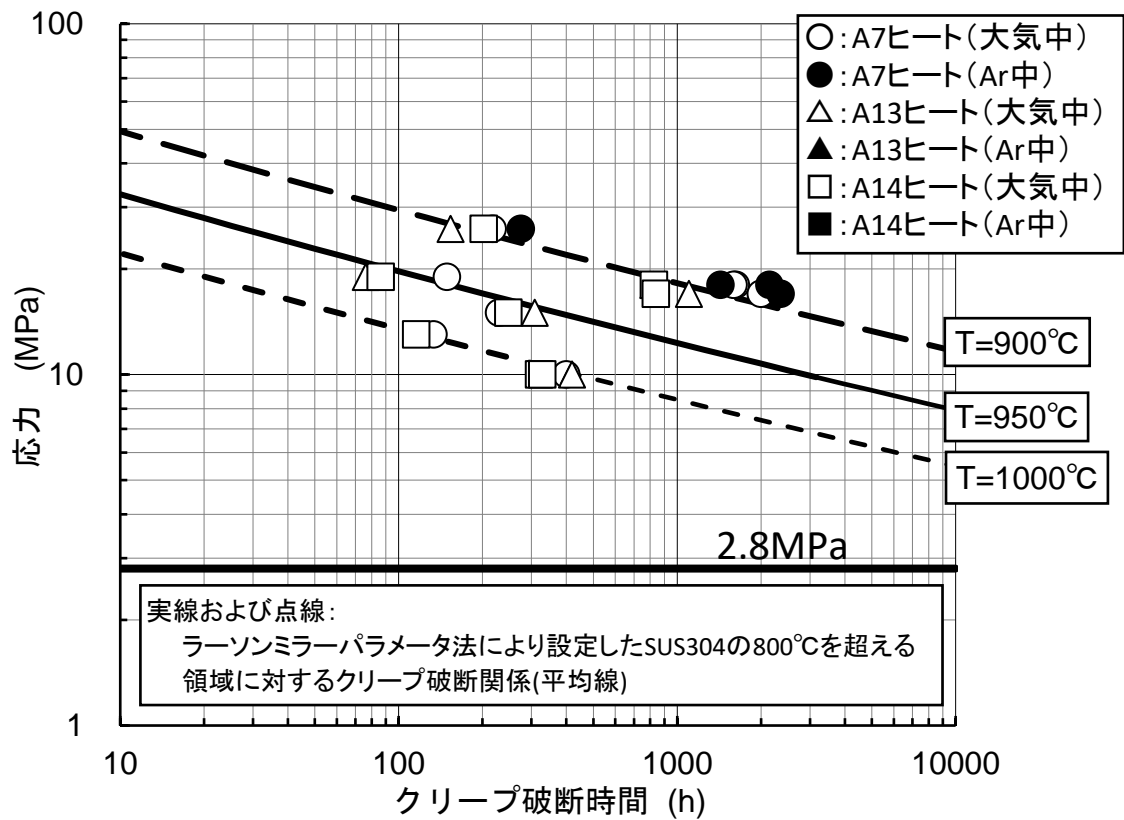
第 1.1 図 損傷炉心物質の最終的な再配置場所



第 2.1 図 それぞれの再配置場所における燃料量



第 3.1 図 デブリベッド最高温度の履歴



第 3.2 図 SUS304 のクリープ破断時間と応力の関係(900°Cから 1,000°C)

デブリベッドの冷却性解析における粒子径の評価方法とその影響について

1. デブリベッドの冷却性解析における粒子径の評価方法

「常陽」の格納容器破損防止措置の有効性評価においては、デブリベッドの冷却性解析には計算コード Super-COPD のデブリベッド熱計算モジュール（以下、「DB モジュール」という）を使用した。DB モジュールではLipinski モデルを採用して内部発熱するデブリベッド内の熱移行や外部への除熱を計算するとともに、冷却性限界となるドライアウト条件を評価する。デブリベッドの粒子径は、熔融 UO_2 とナトリウムを用いた FCI 実験^{[1], [2]}で得られたデブリの粒径分布の質量中央値を用いた。軽水炉のシビアアクシデント解析コード MAAP の熔融炉心-コンクリート相互作用 (MCCI) モデルにおいても DB モジュールと同じ Lipinski モデルが採用されているが、BWR のコンクリート床上に形成された水プール内のデブリベッド冷却性解析^[3]において、軽水炉条件での FCI 実験^{[4], [5]}で得られた粒径分布の質量中央値を用いられている。すなわち、有効性評価においてデブリ粒径の代表値として質量中央値を使用するのは「常陽」と実用軽水炉と共通の考え方である。

一方、DB モジュールのモデルの妥当性は米国 Sandia 国立研究所の研究炉 ACRR で行われたナトリウム中の燃料デブリベッドを核加熱した D-10 試験の解析によって確認している。この解析ではデブリベッドの代表粒子径として Sauter 平均値を用い、試験で測定されたデブリベッド内の代表的な位置での温度変化を適切に再現できることを確認した。一般に、Sauter 平均値は質量中央値に比べて小さくなるため、デブリベッドの冷却性解析においてはより厳しい条件となる。そこで、ここではナトリウムを用いた FCI 実験^{[1], [2]}で得られた粒径分布の Sauter 平均値を用いた参考解析を実施した。

2. Sauter 平均値を用いたデブリベッド冷却性解析

FCI 模擬実験^{[1], [2]}の粒径分布の Sauter 平均値は第 1 表に示すように多くの実験では約 150 μ m 前後であり、最も小さな値を与える FRAG4 試験においては 130 μ m である。したがって、今回の参考解析の基本ケースの粒径を 150 μ m、粒径に係る不確かさ影響評価を行う際の粒径を 130 μ m とする。その他の重要なパラメータに係る不確かさ影響評価の条件は第 2 表に示す通りである。なお、解析の対象とした評価事故シーケンスは、下部プレナムへ移行する炉心物質の割合が最も多くなる「1 次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」である。

この参考解析では、一部のケースにおいてデブリベッド内でナトリウムが沸騰する可能性があるが、DB モジュールではデブリベッド内のナトリウム沸騰挙動に特有の現象である蒸気のチャネリング（沸騰しているデブリベッド内に蒸気の通り道（チャンネル）ができて蒸気が抜けやすくなり、デブリベッドからの除熱が促進される現象）を考慮していない。このため、沸騰が生じたケースではチャンネル内の蒸気流による熱輸送とチャンネル周辺領域での熱伝導を同時に考慮することのできる Parallel conduction モデルを適用して冷却性解析を行う（第 1 図参照）。Parallel conduction モデルについては付録に示す。

解析結果を第 2 表に示す。基本ケースと不確かさ②ケース（粒径の不確かさ）ではデブリベッド内の冷却材は未沸騰で終始して冷却可能である。デブリベッド内の冷却材が沸騰するケースに対して、沸騰したデブリベッドにおける発熱密度の最大値（DB モジュールを用いて計算する）と、Parallel conduction モデルを用いてデブリベッド内の沸騰領域の厚みと実効熱伝導率の関係から計算したドライアウト発熱密度を比較して第 2 表に示す。デブリベッドが沸騰するケースでも、デブリベッドの深さは Parallel conduction モデルが適用可能な浅いベッドであり、発熱密度の最大値は冷却限界であるドライアウト発熱密度を下回り冷却可能である。なお、第 2 表のドライアウト発熱密度はナト

リウム蒸気のチャネリングを考慮していない Lipinski によるドライアウト予測モデルから求めた極めて保守的な発熱密度であるが、それでもなお解析結果は冷却性限界に対して余裕があることを確認した(同モデルの保守性に関しては、チャネリングが発生した D-4 試験の解析結果を付録に示す)。

3. まとめ

デブリベッドの冷却性解析で使用する粒径として、ナトリウムを使用した FCI 実験から得られた粒径分布の Sauter 平均値を用いた参考解析を実施した。基本ケースではデブリベッドは未沸騰のまままで冷却可能である。不確かさの影響評価ケースにおいては、一部のケースで冷却材の沸騰が生じた。沸騰が生じたケースではナトリウム蒸気のチャンネル形成による除熱促進を考慮できる Parallel conduction モデルを適用した。その結果、ナトリウムの沸騰が生じたケースにおいても保守的に評価したドライアウト限界に至ることなく、全てのケースで冷却可能であることを確認した。

参考資料

- [1] T. Y. Chu, "Fragmentation of Molten Core Material by Sodium," Proc. Int. Top. Mtg. LMFBR Safety and Related Design and Operational Aspects, Lyon, France, July 19-23, 1982, Vol. III, p. 487, European Nuclear Society (1982).
- [2] D. Magallon, H. Hohmann and H. Schins, "Pouring of 100kg-scale molten UO₂ into sodium", Nuclear Technology, Vol. 98, No. 1, pp.79-90, 1992.
- [3] 「重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第5部 MAAP) 添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について」資料 2-2-9、平成 27 年 10 月.
- [4] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Des., Vol.236, pp. 1998-2009, 2006.
- [5] M. Kato, et al., "Fuel Coolant Interaction Tests using UO₂ Corium under Ex-vessel Conditions," JAERI-Conf 99-005, Proc. of the Workshop on Severe Accident Research (SARJ-98), pp.304-309, Nov. 4-6, Tokyo, Japan, 1998.

第1表 FCI 試験におけるナトリウムプール温度条件と粒子径の代表値

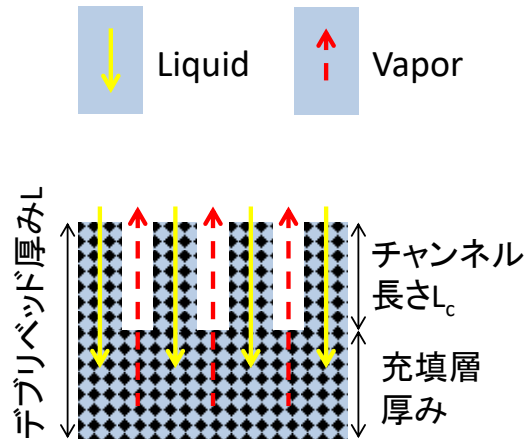
試験名	ナトリウム温度 [°C]	粒子径の質量中央値 [μm]	粒子径の Sauter 平均値 [μm]	備考
FRAG4	420	276.3	129.1	グラフ読取値の内挿で求める。
FRAG5	250	420	185.0	
FRAG6	690	461.5	148.9	
FRAG13	500	474	148.5	
FARO/TERMOS T1	400	約 500	146.7	「BOTTOM」「CENTER」「TOP」の平均値

第2表 参考解析の基本ケース及び不確かさ影響評価

	損傷炉心物質の量 (%)	粒径 (μm)	空隙率	深さ (m)	沸騰有無	発熱密度の最大値* (MW/m ³)	ドライアウト発熱密度** (MW/m ³)	冷却
基本ケース	40	150	0.6	0.1561	未沸騰	-	-	可
不確かさ①	70	150	0.6	0.2077	沸騰	2.70	4.94	可
不確かさ②	40	130	0.6	0.1561	未沸騰	-	-	可
不確かさ③	40	150	0.5	0.1394	沸騰	3.85	7.40	可
深さ約 1.6 倍 (100%相当)	40	150	0.6	0.2495	沸騰	3.11	3.47	可

* 沸騰したデブリベッドにおける発熱密度の最大値を DB モジュールで計算

**Lipinski のドライアウト予測モデル (ナトリウム蒸気のチャネリングを考慮せず) で保守的に評価



第1図 Parallel conduction モデルの概念図

1. デブリベッドの深さと Parallel conduction モデル

デブリベッドはその高さによって、浅いベッド、中間ベッド、深いベッドにわけられる。第1図にそれぞれのベッドの概念図を示す。このうち、後述する判定基準によれば、「常陽」のデブリベッドはすべてのケースにおいて浅いベッドに該当するが、浅いベッドにおいては、デブリベッド内のナトリウムが沸騰した際に、ナトリウム蒸気のチャンネルが形成されて蒸気流により効率的なデブリベッドからの除熱が可能となる。

厚みの判定式として、Lipinski は以下の式を提唱した^[1]。

$$H_{s/allow} < 6L_c < H_{moderate} < 3\lambda_c < H_{deep} \quad (1)$$

λ_c は毛管ヘッド、 L_c はチャンネル長さであり、それぞれ次式で計算される。

$$\lambda_c = \frac{6\sigma \cos \theta (1 - \varepsilon)}{d\varepsilon(\rho_l - \rho_v)g} \quad (2)$$

$$L_c = \frac{\sqrt{150}\sigma \cos \theta J}{(\rho_p - \rho_l)g\varepsilon d} \quad (3)$$

ここで、 σ は冷却材の表面張力、 θ は冷却材と粒子の接触角（ナトリウムと UO_2 の接触角は $\cos \theta = 1$ ^[1]）、 ε はデブリベッドのポロシティ、 d はデブリ粒径、 ρ は密度、 g は重力加速度である。下付文字 v 、 l 、 p は、それぞれ、冷却材の気相、液相成分、デブリ粒子である。また、係数 J 、は

$$J = \frac{(s^{-1} - 1)^{0.175}}{\sqrt{5}} \quad (4)$$

であり、 s は飽和度（冷却材流路中の液相の体積割合）である。式(3)の毛管ヘッドはデブリベッドや冷却材の物性値等を代入して求めることができる。一方、式(3)のチャンネル長さは飽和度 s の関数となるので、もう1つの条件として圧力勾配の連続性

$$\frac{(1 - \varepsilon)q_c}{\rho_v g h_{lv} \varepsilon^3 d} \left[\frac{1.75q_c}{(1 - s)^5 h_{lv}} + \frac{150(1 - \varepsilon)\mu_v}{(1 - s)^3 d} \right] = (1 - \varepsilon)\rho_p + \varepsilon\rho_l \quad (5)$$

を用いる。 q_c はチャンネル領域下端境界の熱流束で、デブリベッドの発熱密度 Q が一定の場合、デブリベッド深さを L とすると、

$$q_c = Q(L - L_c) \quad (6)$$

である。式(3)と(5)が矛盾しないよう繰り返し計算によってチャンネル長さを決定する。

ここで、式(2)で求められるチャンネル長さがデブリ粒径に依存する理由について説明する。チャンネル領域の任意の位置 z において、チャンネル内を上昇するナトリウム蒸気圧と、デブリベッドの自重（粒子及びデブリベッド中の液体ナトリウムのヘッド圧）がバランスすると仮定すると、

$$P_v = [\rho_p(1 - \varepsilon) + \rho_l\varepsilon]g(L - z) \quad (7)$$

となる。また、 $P_l = \rho_l g(L - z)$ を用いて、

$$P_v - P_l = \{\rho_p(1 - \varepsilon) + \rho_l\varepsilon\}g(L - z) - \rho_l g(L - z) \quad (8)$$

となる。ここで、チャンネルと下の充填層の境界 ($L - z = L_c$) における圧力の連続性から、毛管力 P_c は次式であらわされる。

$$P_v - P_l = P_c = \frac{\sqrt{150}\sigma \cos \theta (1 - \varepsilon) J}{\varepsilon d} = \{\rho_p(1 - \varepsilon) + \rho_l \varepsilon\} g L_c - \rho_l g L_c \quad (9)$$

これを整理して、チャンネル長さの式(2)を得る。したがって、粒径が小さいほどチャンネル長さが長くなる理由は、毛管力が大きくなり、デブリベッドに流入する液体ナトリウム量が多くなる、すなわちデブリベッドから排出されるナトリウム蒸気圧も高くなるため、それによって支えられようきるチャンネル長さも長くなる。

Parallel conduction モデルは、沸騰領域で発生した蒸気がサブクール領域内に形成されるナトリウム蒸気のチャンネルを通して、デブリベッド上方冷却材に凝縮することによって熱が伝えられることを仮定する。この場合、沸騰領域の厚みはデブリベッド上面 ($z = L$) の温度をバルク冷却材温度 T_{bulk} として、サブクール領域の等価熱伝導率 K_B を用いて

$$L_{boil} = L - \sqrt{\frac{2K_B(T_{sat} - T_{bulk})}{Q}} \quad (10)$$

で与えられる。この式から、デブリベッドの深さ L が与えられた時に、沸騰領域の厚み L_{boil} と発熱密度 Q との関係を計算することができる。

2. Lipinski によるドライアウト発熱密度の予測

Lipinski によるドライアウト発熱密度予測モデルは、以下の式で表される^[2]。

$$\begin{aligned} & \frac{1.75(1 - \varepsilon)}{\varepsilon^3 d h_{lv}^2} \left(\frac{1}{\rho_v(1 - s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right) q_d^2 + \frac{150(1 - \varepsilon)^2}{\varepsilon^3 d^2 h_{lv}} \left(\frac{\mu_v}{\rho_v(1 - s)^3} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right) q_d \\ & + \frac{(1 - \varepsilon)w}{\varepsilon^3 d \rho_l s^3} \left(1.75w - \frac{3.5}{h_{lv}} q_d - \frac{150(1 - \varepsilon)\mu_l}{d} \right) \\ & = \frac{6 \cos \theta \sigma (1 - \varepsilon)}{\varepsilon d L_{boil}} + (\rho_l - \rho_v)g \end{aligned} \quad (11)$$

この式から、ドライアウト熱流束 q_d は飽和度 s に対する二次関数となるが、 q_d の最大値が当該デブリベッドにおけるドライアウト熱流束である。 q_d は騰沸領域の厚みで除したものが、ドライアウト発熱密度

$$Q_d = \frac{q_d}{L_{boil}} \quad (12)$$

である。このモデルは沸騰状態にあるデブリベッドに適用されるが、蒸気のチャネリングによる除熱を考慮していないため、ドライアウト発熱密度を過小評価することは明確である。なお、デブリベッド上部の領域のナトリウムが沸点以下 (サブクール) の場合には、デブリベッド上側にサブクール領域が存在するため、沸騰領域厚みはサブクール領域内での熱バランスから計算される。

3. Parallel conduction モデルの妥当性

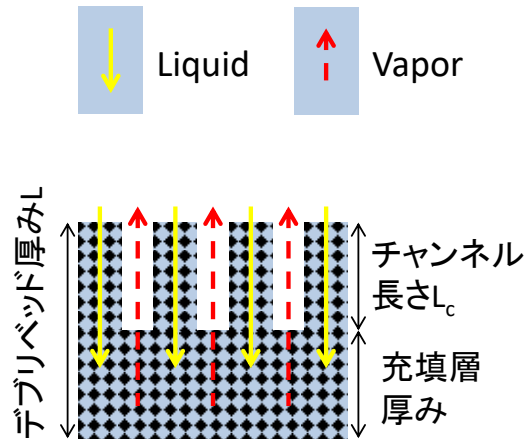
Parallel conduction モデルの妥当性は、デブリベッドのドライアウトが観測された D-4 試験の報告書^[3]の Figure 8.5-2 (第 2 図) に示されている (ナトリウムバルク温度 600°C の試験)。この試験では、ナトリウム蒸気のチャネリングが生じていることも報告されている。第 2 図は D-4 試験における発熱密度に対するデブリベッド内の沸騰領域の上端位置 (厚み) を Series conduction モデル (DB モジュールで採用) と Parallel conduction モデルを用いて計算し実線でプロットしたものである。この実線は沸騰領域の上端であるため、ドライアウトが発生するとすればこの実線の位置で発生することになる。

同じ沸騰領域厚みに対して Series conduction モデルが発熱密度を小さく評価しているのはサブクール領域内でのチャネリングが考慮されていないためにデブリベッドからの除熱を過小評価しているためである。一方、DB モジュールの妥当性検証に用いた D-10 試験ではチャネリングが発生しない条件であったため、DB モジュールで採用した Series conduction モデルで試験結果を適切に再現できていた。D-4 試験で観測されたドライアウト発生時の発熱密度は第 2 図で「OBSERVED DRYOUT」として示されており、Parallel conduction モデルによるドライアウト発熱密度及び発生位置とはほぼ一致し、ドライアウト発熱密度及び発生位置はそれぞれ約 20 MW/m³ 及び約 61mm である。

第 2 図には、いくつかのドライアウト発熱密度予測モデルによるドライアウト発生の予測結果を a から c の破線で示している。これらの予測モデルのうち、Lipinski の予測モデル (a の破線) はナトリウム蒸気のチャネリングを考慮していないため、試験結果に対して大幅に保守的な値を与える。これに対して、Gabor のモデル (c の破線) はチャネリングが発生した炉外試験に基づく実験相関式であり、D-4 試験結果とも良く対応している。Lipinski モデルで予測されるドライアウト発熱密度は試験で計測されたドライアウト発熱密度の約 1/4 という保守的な結果を与えることになるが、今回の参考解析では保守性を担保するために採用した。

参考資料

- [1] R. J. Lipinski, "A coolability model for postaccident nuclear reactor debris", Nuclear Technology, Vol. 65, No. 1, pp. 53-66, 1984.
- [2] R. J. Lipinski, "A Model for Boiling and Dryout in Particle Bed", NUREG/CR-2646, SAND82-0765, 1982.
- [3] J. E. Gronager, M. Schwarz and R. J. Lipinski, "PAHR Debris Bed Experiment D-4", SAND80-2146, 1981.



第1図 Parallel conduction モデルの概念図



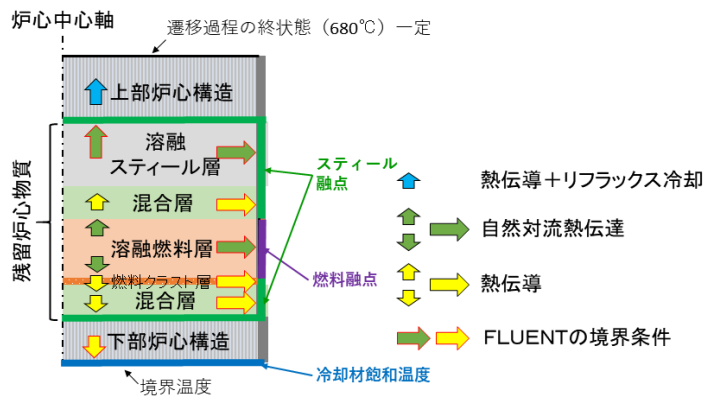
第2図 ドライアウト時の沸騰領域厚みと試験結果との比較 (Gronager, J.E. et al. [3])

FLUENT 解析に与える

損傷炉心物質から周囲への熱流束の設定について

残留炉心物質の冷却性評価の伝熱計算 モデルの概要

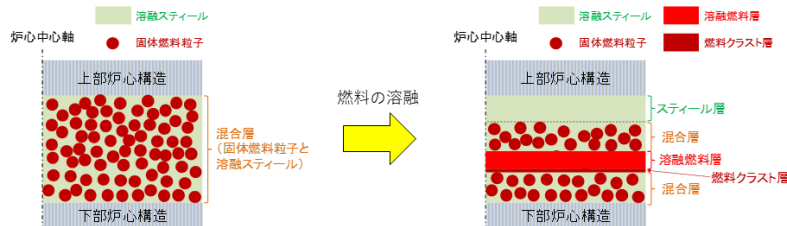
- 残留炉心物質の冷却性を評価するために使用した伝熱計算モデルは、炉心物質内部の発熱と周囲への伝熱の熱収支及び炉心物質が溶融した際の物質再分布を1次元体系で計算する簡易モデルである。
- 溶融領域内は自然対流熱伝達係数、混合層（燃料粒子デブリベッドの間に溶融スティールが存在）、燃料クラスト層、構造材は熱伝導率、上部炉心構造（ビン束）内は熱伝導と冷却材によるリフラックス冷却を考慮して伝熱を計算する。
- 溶融燃料及び溶融スティールが接する固体境界をそれぞれの融点として熱流束を計算し、FLUENTの境界条件となる残留炉心物質から3方向（上方向、下方向、径方向）への熱流束を計算する。



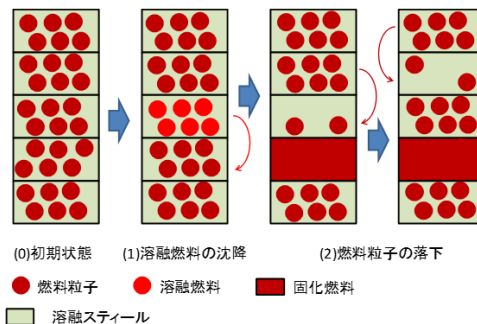
【伝熱計算モデル：別紙 8-24-別添 1】

残留炉心物質の冷却性評価の伝熱計算 物質再分布計算

- 混合層内の燃料が崩壊熱により加熱されて再溶融すると、密度差により物質の再分布が生じる。



- 同一セル内の燃料とスティールは同一温度を持つ。あるセルの燃料が融点（liquidus）に達した場合、その下のセルの同一体積の溶融スティールと入れ替え（※）、それぞれのセルで平均温度を計算する。
- あるセルの燃料粒子の充填率が最大充填率より小さくなった場合は、その上のセルから燃料粒子を順次移行させる。

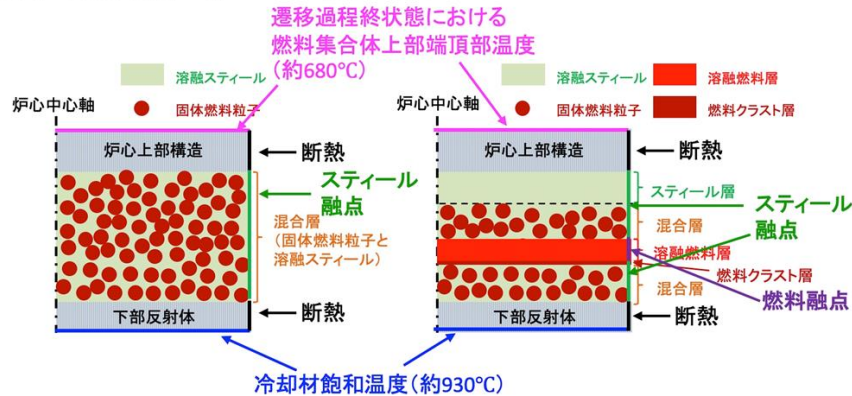


※ 崩壊熱による燃料の溶融、あるいは周囲への伝熱による溶融燃料の固化は、物質の再分布の時間スケールと比べて極めて緩慢に進行するため、本物質再分布モデルのようにステップ状に再分布を取り扱う簡易的な手法が適用できると考える。

残留炉心物質の冷却性評価の伝熱計算

境界条件

- 溶融燃料、溶融スチールが接している固体境界はそれぞれの融点とする。
- 遷移過程の終状態に基づいて、解析体系下端は下部反射体上端から約10cm下方で冷却材飽和温度を境界温度とし、解析体系上端は燃料集合体上部端頂部で約680℃を境界温度とする。残留炉心物質は内側反射体に接している状況を想定する。



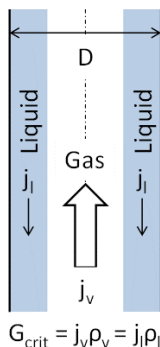
- これらの境界条件に基づいて評価した上下・径方向への熱流束を用いてFLUENTの解析を実施。
 - 炉心周囲のナトリウム温度が沸点を超えて除熱ができない場合
 - 残留炉心物質が周囲の構造材を溶融して拡大する。
 - 炉心周囲のナトリウム温度が沸点以下となり、除熱が可能との結果が得られた場合
 - 残留炉心物質は当初の炉心の範囲を超えて拡大することは無く、崩壊熱の低下とともに最終的には冷却されて固化する。

残留炉心物質の冷却性評価の伝熱計算

炉心上方向構造材におけるリフラックス冷却

- 冷却材が液膜となって流路の壁面を下方向へ重力によって流れ、下部で加熱されて蒸気流となって流路中央部を上向きに流れ、上部で蒸気が凝縮して再び液膜として環流することで、流路下部から上部へ熱を伝える現象である。
- 液膜と蒸気が対向して流れ、蒸気の上向き流れによって液膜の下方向への流れが止められる状態であるCCFL (counter-current flow limitation: 気液二相対向流制限) がリフラックス冷却の成立限界となる。Wallis^[1]によるCCFL相関式を用いて評価する。

- 単位流路断面積当たりの除熱量



$$q = h_{lv} G_{crit} \quad G_{crit} = C_w^2 \cdot \frac{\sqrt{g D \rho_v \Delta \rho}}{[1 + (\rho_v / \rho_l)^{1/4}]^2}$$

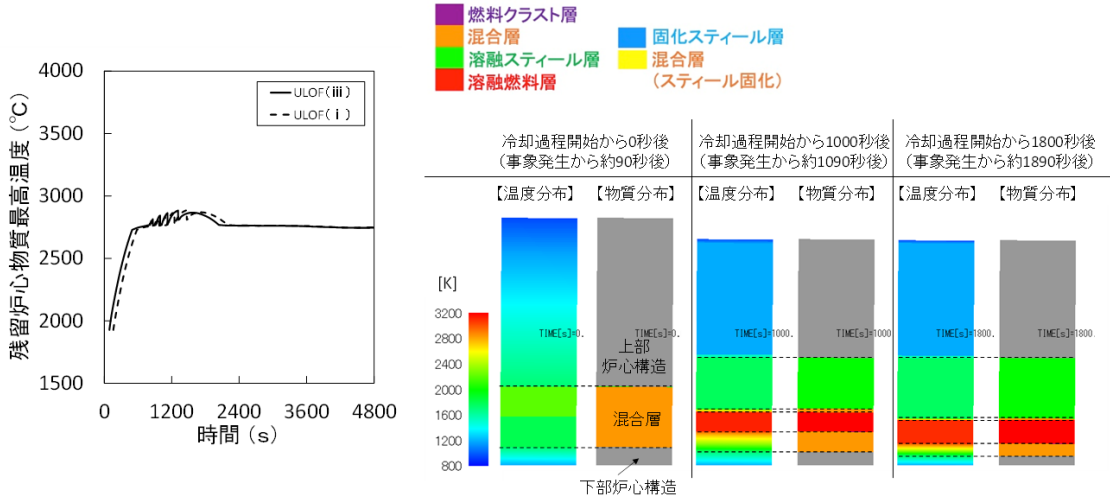
- C_w は定数で垂直円管では0.7~1.0の範囲^[2]。保守的に下限値の0.7として、「常陽」の炉心上部にあるピン束構造の幾何形状、ナトリウムの物性値を用いると、リフラックス冷却による単位流路面積当たりの除熱量として約3.3MW/m²を得る。
- これはULOFの残留炉心物質からの上方向への熱流束の最大値約1.05MW/m²に比べて十分に大きい。

[1] Wallis, G. B., One-dimensional Two-phase Flow, Mc-Graw Hill, Inc., 1969, 431p

[2] 小泉、植田、「垂直円管内対向気液二相流の液上昇開始条件(下部に気液混合物水位のある場合)」、日本機械学会論文集中(B編)、Vol. 59(567)、pp. 3537-3543、1993年

残留炉心物質の冷却性評価の伝熱計算モデル 評価結果

- ULOF (i) 及びULOF (iii) の事象発生から約580秒後に燃料が再熔融し始め、残留炉心物質最高温度は約2,890℃まで上昇するが、崩壊熱の減衰とともに低下する。
- 炉心周囲への熱流束のULOF (i) 及びULOF (iii) の最高値として、事象発生後約900～1,200sにかけて上方向・側面ともに約1.05MW/m²、下方向は事象発生後約3,000sで約0.29MW/m²となるが、崩壊熱の減衰とともに低下する。



損傷炉心物質の冷却性評価の伝熱計算モデル

1. はじめに

ULOF の再配置・冷却過程における残留炉心物質及び材料照射ラック底部に堆積したデブリベッドの冷却性を評価するために使用した伝熱計算モデルは、炉心物質内部の発熱と周囲への伝熱の熱収支及び炉心物質が溶融した際の物質再分布を 1 次元体系で計算する簡易モデルである。

残留炉心物質の冷却性評価においては、残留炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生するような高温となることを確認するとともに、原子炉容器内全体の熱流動を解析する FLUENT の境界条件となる残留炉心物質から 3 方向（上方向、下方向、横方向）への熱流束履歴を計算する。初期条件として温度分布や崩壊熱を与えて、炉心溶融プール及び炉心上部／下部構造を高さ方向 1 次元に要素分割して熱収支及び物質再分布を計算し、残留炉心物質の温度分布及び 3 方向への熱流束履歴を計算する。

また、材料照射ラック底部に堆積したデブリベッドの冷却性評価においては、デブリベッドを空隙のある固体円筒としてモデル化してその内部で冷却材が沸騰するような高温となることを確認する。初期条件として温度分布や崩壊熱を与えて、デブリベッドを高さ方向 1 次元に要素分割して熱収支を計算し、円筒内の温度分布を計算する。

2. 熱収支計算モデル

炉心物質の物質混合と溶融状態の様々な状況を区別するため、溶融燃料層、溶融スチール層、混合層（固体燃料粒子及び溶融スチールの混合層又は固体燃料粒子、固体スチール粒子及び冷却材の混合層）及び燃料クラスト層を考慮し、それぞれについて実効的な熱伝導率又は熱伝達率を求めて熱収支を計算する。要素分割は高さ方向 1 次元であるが、径方向への除熱についても、溶融層では自然対流による熱伝達、混合層では内部発熱のある径方向熱伝導を考慮する。エネルギー方程式は以下の通りである。

$$M_k \frac{de_k}{dt} = Q_{dh,k} - Q_{rm,k} \quad (1)$$

ここで、M は質量、e は比エンタルピー、t は時間、 Q_{dh} は崩壊熱による発熱量、 Q_{rm} は除熱量、下付文字 k は要素番号である。除熱量について、混合層及び燃料クラスト層は熱伝導で計算し（当該領域を以下「熱伝導領域」という。）、溶融燃料層及び溶融スチール層は自然対流熱伝達を仮定し複数要素を一つの領域にまとめて熱伝達率を用いて計算する（当該領域を以下「熱伝達領域」という。）。軸方向熱移行量は、要素 k の中心から要素境界までの熱移行量及び要素境界から要素 k+1 の中心までの熱移行量が等しくなると仮定して、要素境界温度を求めることによって計算する。径方向熱移行量は、要素 k の中心から径方向境界までの距離と温度差を求めることによって計算する。軸方向の自然対流熱伝達率について、溶融燃料層は平行平板間の体積発熱プールの自然対流に対する Steinberner-Reiner の Nu 数相関式^[1]、溶融スチール層は下面が加熱された非発熱流体の自然対流に対する Churchill の Nu 数相関式^[2]で得た熱伝達率を適用して熱移行量を計算する。また、径方向熱伝達率の評価には、SCARABEE 炉内試験でその適用性が確認された Nu 数相関式を用いる^[3]。

3. 物質再分布計算モデル

再配置・冷却過程初期状態の残留炉心物質は、全体が第1図(1)に示すように一様な混合層を仮定する。混合層において燃料が再熔融すると第1図(2)に示すとおり、密度差により物質再分布(熔融燃料の沈降及び固体燃料粒子の落下:密度の高い熔融燃料が沈降し、密度の低い熔融スチールが上側へ排除される。また、沈降した熔融燃料の体積分だけ固体燃料粒子が落下する。)が生じるものとする。第2図に熔融燃料の沈降及び固体燃料粒子の落下モデルの概念図を示す。本モデルのアルゴリズムは次のとおりである。

第2図(1)の初期状態は熔融スチール及び燃料粒子の混合物が存在しているが、第2図(1)において、ある要素で燃料の熔融が生じると、熔融した燃料は下の要素に移行する。ここで、熔融した燃料は、下の要素の熔融スチールの体積分のみ移行できる。一方、熔融燃料の沈降により排除された熔融スチールは、上の要素に移行するものとする。すなわち、 $\alpha_{f,liq}$ 、 $\alpha_{s,liq}$ をそれぞれ、要素中の熔融燃料及び熔融スチールの体積割合とすると、

$$\alpha_{f,liq,k+1}\Delta z_{k+1} \leq \alpha_{s,liq,k}\Delta z_k \quad (2)$$

のとき、要素 k+1 の熔融燃料を同体積の要素 k の熔融スチールと入れ替える。

$$\alpha_{f,liq,k+1}\Delta z_{k+1} > \alpha_{s,liq,k}\Delta z_k \quad (3)$$

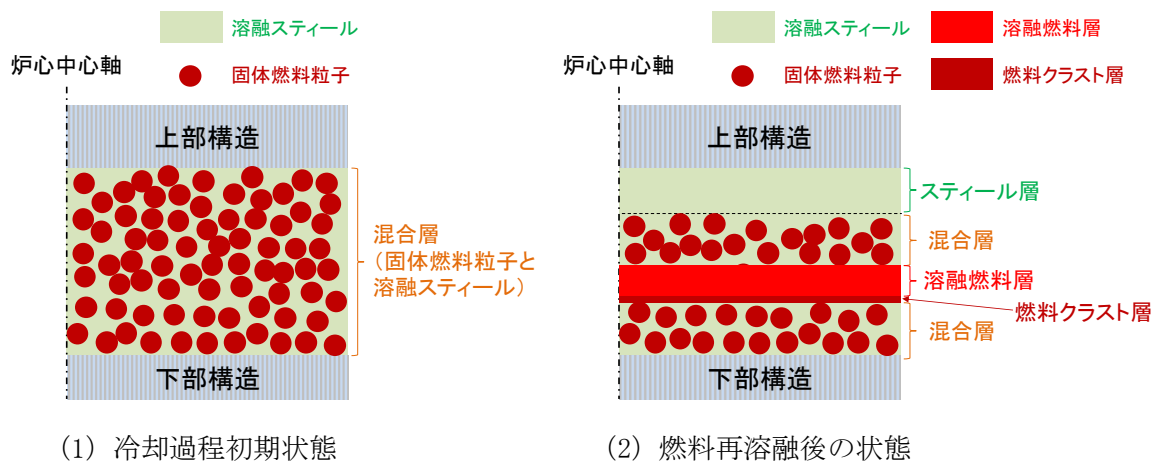
の場合は、要素 k の熔融スチールを同体積の要素 k+1 の熔融燃料と入れ替える(この場合、要素 k+1 の熔融燃料は一部残ることになる)。物質の入れ替えを行うとともに平均温度を計算する。この操作を k=1 から解析体系の上端である k=kmax まで行う。

第2図(2)では、ある要素の下の要素の燃料粒子の体積割合がある最大値(以下「ALPMXI」という。)より小さい場合、燃料粒子の落下が生じる。燃料粒子の落下により排除された熔融スチールは、上のセルに移行するものとする。すなわち、 $\alpha_{f,sol}$ を要素中の固体燃料粒子の体積割合とすると、

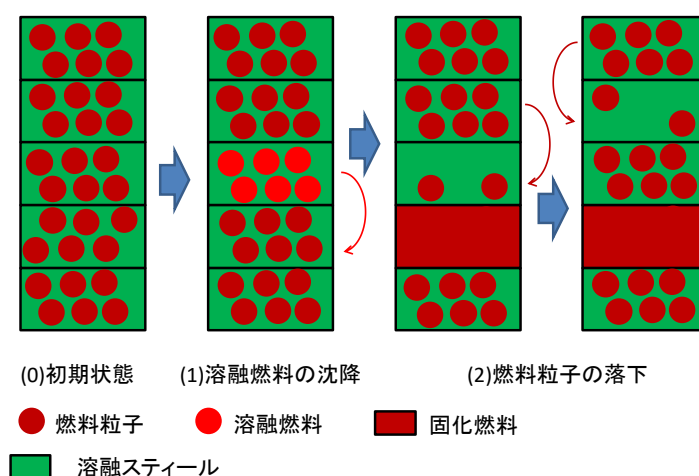
$$(1 - \alpha_{f,liq,k}) \times ALPMXI - \alpha_{f,sol,k} > 0 \quad (4)$$

のとき、要素 k の熔融スチールを上式左辺の体積分の要素 k+1 の固体燃料粒子と入れ替える。要素 k+1 の固体燃料粒子の体積が上式左辺の体積分より小さい場合は、要素 k+1 の固体燃料粒子の全量が要素 k へ移行する。物質の入れ替えを行うとともに平均温度を計算する。この操作を k=1~kmax まで行う。再配置・冷却過程における崩壊熱による燃料の熔融又は周囲への伝熱による固化は物質移動に比較して極めて緩慢であり、本モデルのような簡易的な手法で物質再分布を扱うことが可能である。

熱収支及び物質再分布の計算後、融点(混合層については燃料融点)を超えた要素は熱伝達領域にまとめ、熔融層の平均温度を計算する。



第1図 典型的な炉心物質の状態（概念図）



第2図 溶融燃料の沈降／燃料粒子の落下モデルの概念

参考文献

[1] Steinberner, U., Reineke, H.-H., Turbulent buoyancy convection heat transfer with internal heat sources, Proceedings 6th International Heat Transfer Conference, Toronto, Canada, August, 1978.

[2] Churchill, S. W., Heat Exchanger Design Hand Book, 2.5.8, (1983), VDI-Verlag GmbH, Hemisphere

[3] Breton, J. P., Jamond, C., Camous, F. and Santamarina, A., “The SCARABEE molten and boiling pool test series BF experimental results, modeling and interpretation”, Proceedings of the 1990 International Fast Reactor Safety Meeting, Vol. II, Snowbird, Utah, 12-16 August 1990, pp. 357-366.

FLUENT解析における初期温度、解析体系及び境界条件の
設定について

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 残留炉心物質の冷却性評価の概要

6. 残留炉心物質の冷却性評価

- 「③不確かさ影響評価ケース（炉心残留）」の残留炉心物質が下部プレナムへ流出せず炉心周囲への熱損失と崩壊熱がバランスした状態（炉心部に80%、ラッパ管間ギャップ部に20%）での炉心冷却解析を行う。

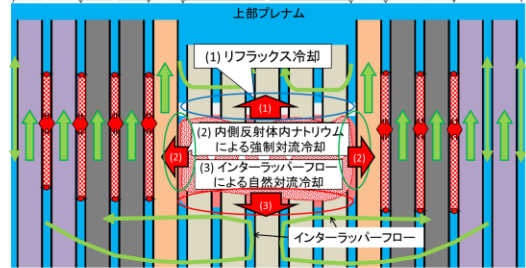
- 残留炉心物質及び集合体上部の領域は非計算領域として設定する。非計算領域の上面、下面及び側面に「伝熱計算モデル」によって別途解析された熱移行量の時間変化を設定し、以下の物理メカニズムによる冷却挙動を解析する。

(1) 上方向への熱移行：集合体ピン束内のナトリウム蒸気と液膜の環流による冷却（除熱量評価にCCFL相関式を使用）

(2) 径方向への熱移行：内側反射体内のナトリウム流れによる冷却と集合体間ギャップ内のナトリウムの自然対流（インターラッパフロー（※））による冷却

- ギャップ部に侵入した炉心損傷物質からの熱移行をモデル化（閉塞したギャップ部は非計算領域として設定し、周囲の集合体ラッパ管、ギャップ部のナトリウムへの熱移行量の時間変化を設定）

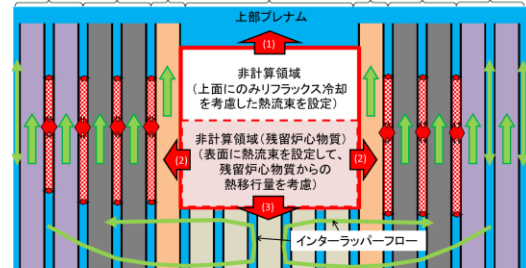
遮へい集合体 外側反射体 内側反射体 燃料集合体 内側反射体 外側反射体 遮へい集合体



残留炉心物質周辺の熱移行現象の概念図

モデル化

遮へい集合体 外側反射体 内側反射体 燃料集合体 内側反射体 外側反射体 遮へい集合体



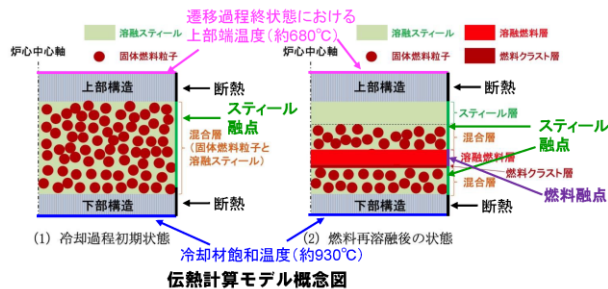
FLUENTによる残留炉心物質周辺の熱移行現象のモデル化概念図

(※) インターラッパフロー：ラッパ管間ギャップ部の隙間に存在する冷却材に生じる流れて炉心冷却効果がある。炉心内での温度変化に伴う浮力と隙間部の圧力損失とのバランスにより流れの様子が決まる。

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 残留炉心物質の溶融挙動及び熱移行量の評価

6.1 残留炉心物質の溶融挙動

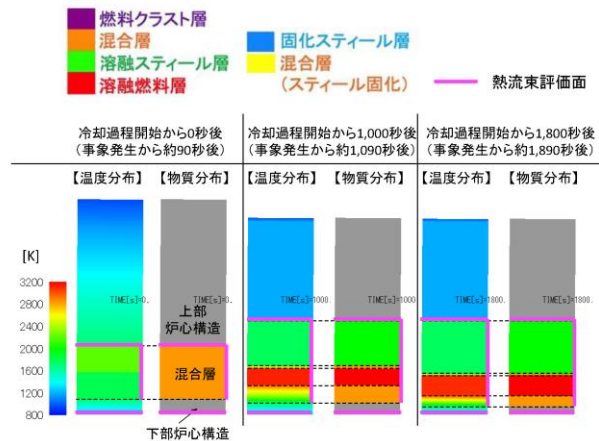
- 炉心部に残留する炉心物質から周囲への局所の熱移行挙動を解析するため、伝熱計算モデルを用いて残留炉心物質内部の温度変化、溶融・再分布挙動、及び周囲の構造物等への熱移行を1次元体系で解析し、FLUENTによる多次元熱流動解析の境界条件を提供する。
 - 固体燃料粒子と溶融スチールからなる混合層、燃料クラスト、及び固化スチール層内は熱伝導、溶融層は自然対流熱伝達相関式を用いて周囲への熱移行を解析する。
 - 解析体系は、残留炉心物質、上下の炉心構造を高さ方向1次元に要素分割して計算する。遷移過程解析の終状態に基づいて、下部反射体上端から約10cm下方でナトリウムの飽和温度（約930℃）、燃料ピン束上端で約680℃を境界条件とする。
 - 遷移過程解析の終状態における炉心損傷状態を踏まえて、内側及び外側燃料集合体の範囲で炉心が損傷し、残留炉心物質は内側反射体に接している状況を想定する。溶融燃料及び溶融スチールが接する境界の温度はそれぞれの融点とする。



ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 残留炉心物質の溶融挙動及び熱移行量の評価

6.1 残留炉心物質の溶融挙動 (続き)

- 事象発生から約580秒後に燃料が再溶融を開始し、残留炉心物質最高温度は約2,890℃まで上昇するが、その後崩壊熱の減衰と共に低下する。
- 炉心周囲への熱流束の最高値は事象発生から約1,000～1,200秒後に上方向が約0.26MW/m²、側面が約0.82MW/m²、下方向は事象発生から約3,000秒後に約0.29MW/m²となるが、その後崩壊熱の減衰と共に低下する。



ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 FLUENTによる残留炉心物質の冷却性評価に係る解析の概要

7. 解析体系の概要

7.1 モデル化の範囲

- ✓ 原子炉容器内のナトリウム液面下から、リークジャケット内側の領域を対象
- ✓ 炉心上部機構、炉心部（残留炉心物質内部と集合体上部の構造物が落下した領域を除く）、炉内燃料貯蔵ラック内ポット、高低圧プレナム、炉心支持構造物、原子炉容器（振止構造物含む）、リークジャケット、原子炉容器との間の窒素ガス領域、原子炉容器振止構造物内部の遮へいグラフィット（黒鉛ブロック）及び冷却材ナトリウム等を含む

メッシュ配置：流体要素は約500万、構造材要素は約210万

7.2 解析モデル (主な設定)

[原子炉容器]

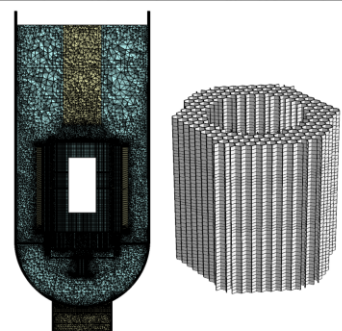
- 構造物の熱容量及び熱伝導、流体との共役熱伝達を考慮
- 炉心上部機構内部の冷却材は静止
- 構造物のないプレナム部に乱流モデル (Realizable k-ε) 適用
- 構造物を含む領域 (炉心部も同じ) は空隙率 (冷却材の体積割合) 及び圧力損失係数を考慮
- リークジャケット外面及び冷却材上面は断熱

[炉心部]

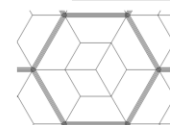
- ラツバ管間ギャップ部の熱伝達含む熱流動を考慮
- 燃料集合体、内側及び外側反射体、遮へい集合体、照射燃料集合体、材料照射用反射体、制御棒、後備炉停止制御棒を模擬 (設計条件に基づき、空隙率、圧力損失を設定)

[損傷炉心物質]

- 残留炉心物質及び集合体上部の領域は非計算領域として設定
- 非計算領域の上下面及び側面に「伝熱計算モデル」によって別途解析された熱移行量の時間変化を設定



解析モデル側面図 ギャップ部の損傷炉心物質の領域 (非計算領域)



集合体 (燃料集合体、反射体、遮へい集合体) 及びラツバ管間ギャップ部のメッシュ配置図

ULOF (iii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 FLUENTによる残留炉心物質の冷却性評価における不確かさの影響

7.3 不確かさの影響

評価指標（冷却材温度及び原子炉容器温度）に影響を及ぼす不確かさの要因を整理し、解析モデル及び解析条件を保守側に設定することで、不確かさの影響を考慮する。

評価指標	評価指標に影響を及ぼす要因	モデル化の方法	不確かさの考慮
冷却材温度（炉心部）	炉心残留量及び範囲	非計算領域として設定	不確かさ影響評価ケースとして多量の炉心残留条件を設定（損傷炉心物質が炉心領域に80%、径方向反射体領域の集合体間ギャップ内に20%）
	ギャップ閉塞部の範囲	非計算領域として設定	インターラッパーフローによる冷却が困難となる範囲を広く設定（インターラッパーフローが生じる範囲を抑制）
	残留炉心物質の熱移行量の時間変化	熱移行量の時間変化を境界面に設定	炉心残留量（多量の炉心残留条件）に基づき、時々刻々と変化する熱移行量の時間変化を考慮
	原子炉容器入口流量	一定値を設定	保守側の流量を設定（評価時間内で最も低い流量を設定）
	原子炉容器入口温度	一定値を設定	保守側の温度を設定（事象進展に伴う温度低下の考慮なし）
	炉心下端部からラッパ管間ギャップ部への漏れ流量	不透過の固体平板としてモデル化	高圧プレナムからラッパ管間ギャップ部への低温冷却材の供給を考慮しない
原子炉容器温度	リークジャケット外面熱移行	断熱条件を設定	遮へいグラファイト及び安全容器を介した熱移行なし
	炉上部プレナム冷却材上面熱移行	断熱条件を設定	上部の構造物（回転プラグ等）を介した熱移行なし
	振止構造物下端熱移行	一定値（350℃）を設定	コンクリート遮へい体冷却系による冷却効果を考慮しない

【再配置・冷却過程の初期温度について】

1. 残留炉心物質の冷却における冷却過程開始時点の温度条件

4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故、(6)措置の有効性評価、(ii)格納容器破損防止措置、i)基本ケース、iii.再配置・冷却過程の解析における「9)…冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約 1,930℃、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約 350℃、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約 500℃並びに炉心周辺領域は約 460℃とする。」の設定根拠はそれぞれ以下の通りである。

● 残留炉心物質の温度

本条件は、ii.遷移過程の解析の結果を引き継いで設定している。遷移過程中、損傷炉心物質は下部空間部(下部反射体上端)まで下方向に浸食するものの、構造スチールの体積割合が大きい下部反射体上端で浸食が一旦停止する。冷却過程開始時点の残留炉心物質を、下部空間部に浸食して周辺のスチール構造との熱交換によって温度低下した残留炉心物質(以下「残留炉心物質下側」という。)と、その上部に存在する比較的温度の高い残留炉心物質(以下「残留炉心物質上側」という。)の2領域に分けて条件を設定した。それぞれの領域で、遷移過程の解析結果より燃料とスチールの平衡温度を求めると、残留炉心物質上側は約 2120K、残留炉心物質下側は約 1720K となる。これをそれぞれ保守的に切り上げた 2200K(約 1,930℃)、1800K(約 1,530℃)を冷却過程開始時点の残留炉心物質の温度として設定している。

● 構造材及び冷却材温度

1次主冷却系流量等の境界条件をSuper-COPDで計算した際に得られた冷却過程開始時点における各領域(支持板下方の領域、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域、炉心周辺領域)の温度をそれぞれ用いている。

2. 上部プレナムにおけるデブリベッド冷却における冷却過程開始時点の温度条件

4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故、(6)措置の有効性評価、(ii)格納容器破損防止措置、i)基本ケース、iii.再配置・冷却過程の解析における「11)…約 5,110℃の損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた 600℃とする。」の設定根拠は次の通りである。本条件は、ii)不確かさの影響評価、iv.機械的応答過程の不確かさの影響評価の結果を引き継いで設定している。上部プレナムに放出され、上部プレナム内のナトリウムと熱平衡となって燃料集合体頂部位置まで沈降した燃料及びスチール温度はともに約 590℃である。これを保守的に切り上げた 600℃を冷却過程開始時点の損傷炉心物質の温度として設定している。

機械的エネルギー発生解析における（初期熱エネルギーの不確かさ以外の）解析パラメータの不確かさの影響について

機械的エネルギー発生における重要現象

- 評価指標に「H」又は「M」のある現象を重要現象としてSIMMERの検証と「常陽」解析への適用性を検討する対象とする。
- 評価の結果、(2)燃料からスチールへの熱移行、(3)炉心上部構造による熱及び圧力損失、(5)FCI、(6)蒸気泡の成長が重要現象として抽出された。

物理現象	評価指標
	機械的エネルギー
(1) 炉心圧力の平坦化	L
(2) 燃料からスチールへの熱移行	H
(3) 炉心上部構造による熱及び圧力損失	H
(4) 炉心上部構造の溶融と炉心物質への混入	L
(5) FCI	H
(6) 蒸気泡の成長	H

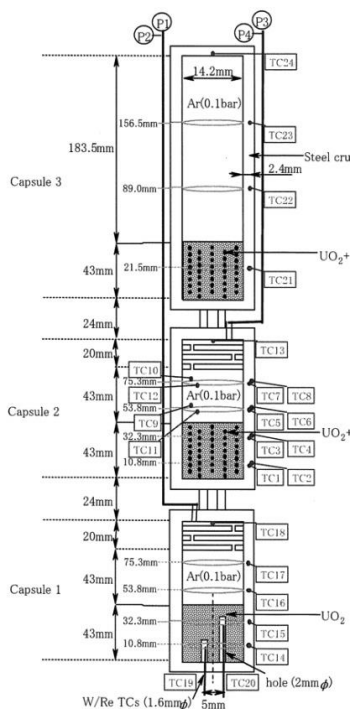
重要現象の検証課題とS I M M E Rの解析モデルの対応関係

重要現象	検証解析	S I M M E Rの解析モデル				
		多成分流動	流動様式及び境界面積	運動量交換	熱及び質量移行	空間依存動特性
燃料からスティールへの熱移行	CABRI TP-A2試験解析		○		○	
炉心上部構造による熱及び圧力損失	VECTORS試験解析	○	○	○	○	○
FCI	THINA拳動試験解析	○	○	○	○	
蒸気泡の成長	OMEGA試験解析	○	○	○	○	

機械的エネルギー発生拳動に関する検証解析 (1/2) -燃料からスティールへの熱移行：CABRI TP-A2試験解析-

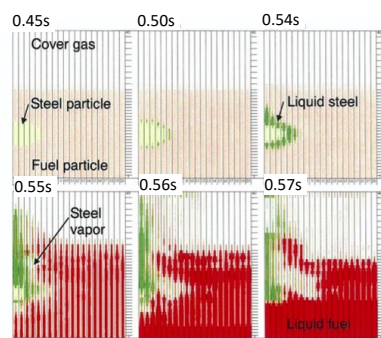
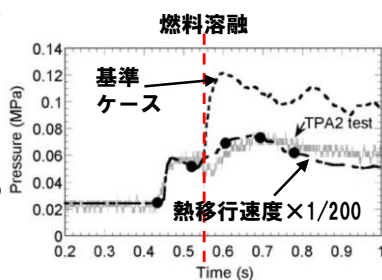
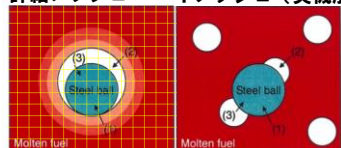
■ 試験と解析結果の概要

ステンレス球を含む燃料ペレットを核加熱により溶融し、発生するスティール蒸気圧を測定した。



S I M M E R-IIIによる試験解析

詳細メッシュ 1メッシュ (実機解析)



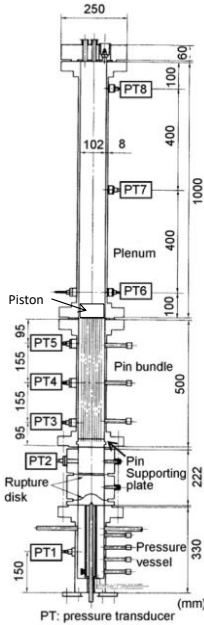
詳細メッシュを用いた単一スティール球のS I M M E R-IIIによる解析結果

ステンレスの膜沸騰温度には達しないが、ステンレスの蒸気がステンレス液滴を覆うことで、溶融燃料からステンレスへの実効的な熱移行速度は約1/200程度に抑制される。

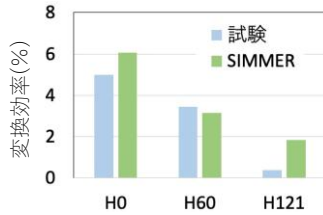
機械的エネルギー発生挙動に関する検証解析 (2/2) 一炉心上部構造による熱及び圧力損失：VECTORS試験解析一

■ 試験と解析結果の概要

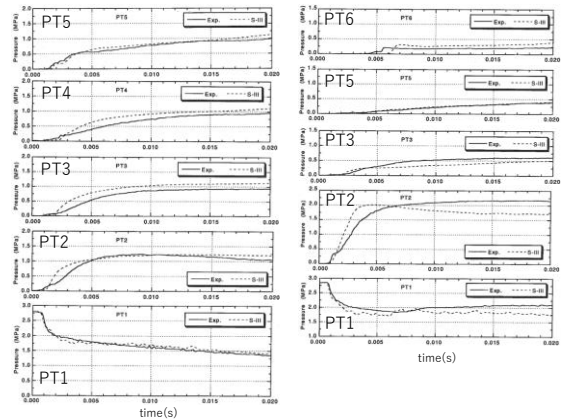
VECTORS試験は高温の水と水蒸気の混合物をピン束を模擬した流路の下部から放出し、ピン束の流動抵抗と熱損失による圧力損失、エネルギー損失を模擬した試験である。ピン束の出口に置かれた重さ約80gのピストンの運動エネルギーへの変換効率も測定された。



ケース	ピン本数	圧力 (MPa)	温度 (°C)
H0	0	2.994	234
H60	60	2.849	231
H121	121	2.849	231



大気圧までの等エントロピー膨張ポテンシャルに対する機械的エネルギー変換効率



H0ケース圧力変化

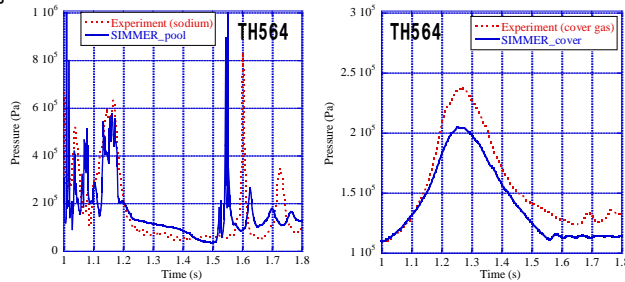
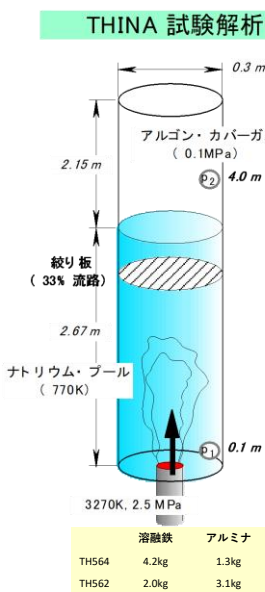
H60ケース圧力変化

重要現象の検証解析

一燃料-冷却材相互作用 (FCI)：THINA試験解析一

■ 試験と解析結果の概要

テルミット反応で生成した高温融体 (Al_2O_3 とFeとの混合溶融物) をナトリウムプール中に下方から噴出させることでFCIを模擬した炉外試験である。



ナトリウムプールの圧力(左)とカバーガス圧(右)の時間変化

カバーガス圧力が実験値の方が高くなっているのは、サーマイトと共に非凝縮性ガスが流入したことの影響であると推定

FCIに駆動されるスロッシング挙動が燃料凝集を引き起こして、評価指標である炉心平均燃料温度に影響を与える。

解析結果は圧力のピーク値と発生時刻をよく再現している。THINA試験は高速炉の炉心損傷事故で発生する温度条件と冷却材条件を模擬したものであり、圧力発生挙動を適切に解析できていることから、実機解析への適用性を有すると判断した。

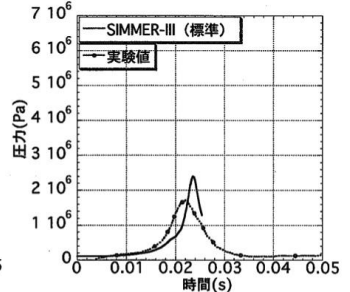
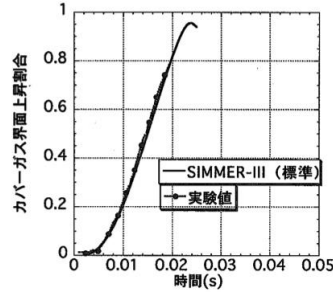
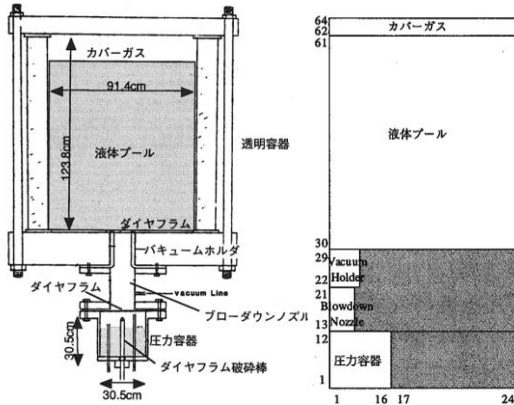
THINA試験は、高温 (3, 270K) の融体をナトリウムプールの底面から噴出させてFCIを発生させ、ナトリウム蒸気泡の成長によってカバーガスを圧縮するという、高速炉の機械的エネルギー発生過程の高い模擬性を有する試験である。SIMMERコードはこの試験結果を適切に再現することから、SIMMERを機械的エネルギー発生挙動に適用する際の、FCIに係る不確かさは小さいと判断出来る。

機械的エネルギー発生挙動に関する検証解析

— 蒸気泡の成長：OMEGA試験解析 —

■ 試験と解析結果の概要

OMEGA試験は高温の水と水蒸気の混合物を水プールの下部から放出し、蒸気泡の成長とカバーガスの圧縮挙動を模擬した試験である。



IV-12試験 (2.136MPa, 215℃、蒸気体積率16.7%) 解析結果

OMEGA試験装置概略図 [1]

SIMMER-III解析体系

カバーガス界面の上昇挙動、即ち蒸気泡の成長挙動は実験と良く一致している。

カバーガス圧力の時間変化はSIMMER-IIIが過大評価している。これはカバーガスのプール液面への熱損失の違いによるものであるが、圧力過渡のピーク値を大きく評価するため、機械的負荷の評価の観点からは保守側である。

[1] : D. Simpson, et al., PNE-81-151, Purdue Univ. 1980.

ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 機械的応答過程解析の解析条件

解析条件

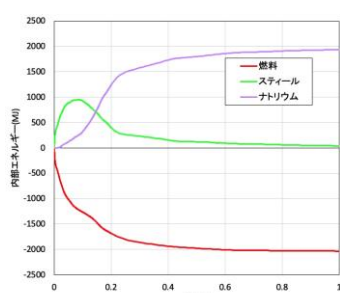
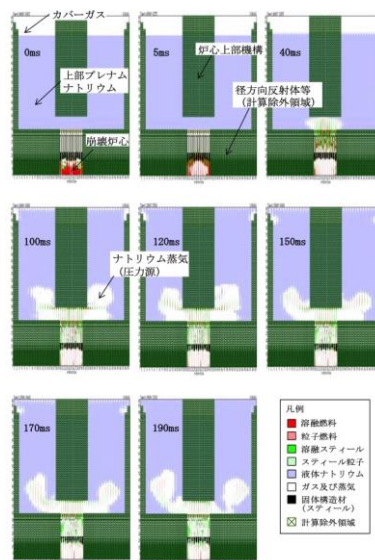
- 本解析の基本ケースでは、遷移過程の基本ケースにおいて炉心平均燃料温度が最大となる時点の炉心の物質及び温度配位を用いる。
- ULOFの機械的エネルギー発生に至る事象推移において考慮すべき不確かさ
 - 遷移過程までの事象推移における再臨界による熱エネルギー発生の不確かさ
 - 遷移過程における不確かさ影響評価ケースの炉心状態を初期状態とする
 - 燃料からスチールへの熱移行
 - CABRI TP-A2試験解析でSIMMERは200倍過大評価することが示されているため、熱移行速度を1/200倍としてその影響を評価する。
 - 炉心上部構造による熱及び圧力損失
 - 蒸気泡の成長
 - VECTORS、OMEGA試験解析においてモデルの基本的な妥当性を確認しているが、これらの試験は模擬物質として水を用いていることから、実機条件への外挿性の不確かさを考慮する。不確かさの考慮としては凝縮量を1/2倍とすれば十分と考えられるが、念のため1/5倍までパラメトリック解析として実施した。
 - 圧力損失（摩擦抵抗）は元から無視している。
- これらの不確かさの影響評価の結果、機械的応答過程に最も大きな影響を持つ不確かさは遷移過程までの事象推移における不確かさ、すなわち解析初期条件としての放出熱エネルギーの大きさである。

	ケース名	炉心平均燃料温度 (°C)	機械的エネルギー (MJ)
ULOF (i)	基本ケース	約3,700	1.8
	炉心上部構造による熱損失×1/2		2.1
	炉心上部構造による熱損失×1/5		2.3
	蒸気泡の成長の凝縮速度×1/2		1.9
	蒸気泡の成長の凝縮速度×1/5		2.2
	炉心F-S熱伝達×1/200		1.7
	上部反射体削除		1.9
遷移過程不確かさ影響評価ケース2	約5,110	3.6	
ULOF (iii)	基本ケース	約4,200	2.6
	炉心上部構造による熱損失×1/2		3.1
	炉心上部構造による熱損失×1/5		3.3
	蒸気泡の成長の凝縮速度×1/2		2.8
	蒸気泡の成長の凝縮速度×1/5		3.3
	炉心F-S熱伝達×1/200		2.1
	上部反射体削除		2.1
遷移過程不確かさ影響評価ケース2	約5,130	3.4	

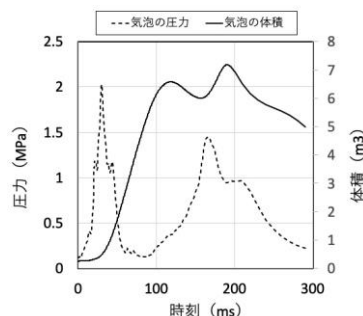
機械的エネルギー発生解析におけるエネルギー散逸について

機械的エネルギー発生過程におけるエネルギー散逸

- 初期に炉心平均温度約5110℃（内部エネルギー約2300MJ）であった燃料は最終的に約2000MJのエネルギーをスチール及びナトリウムに移行してナトリウムにクエンチされ、平均温度約1000℃となる。
- スチールの内部エネルギー、平均温度は燃料からの伝熱によって約100msでピーク値となった後、燃料から受けたエネルギーをほぼ全てナトリウムへ伝え、最終的に平均温度は約1160℃で一定となる。
- 上部プレナムの底部に放出される炉心物質とナトリウムとのFCIによって機械的エネルギーが発生するが、炉心物質の温度は炉心部での出力逸走直後の高温状態ではなく、以上のエネルギー散逸過程を経て温度が低下した状態である。

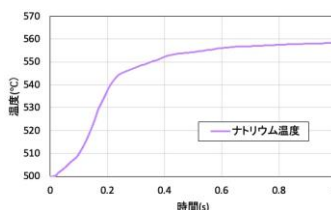
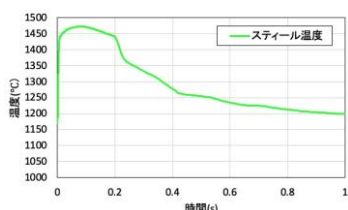
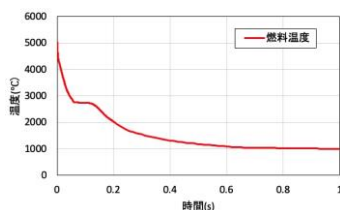


内部エネルギーの初期値からの時間変化



蒸気泡の成長と圧力変化

炉容器内物質分布の時間変化



各物質成分の全体系における平均温度の時間変化

これまでの「常陽」の設置許可申請においても原子炉立地審査指針に基づく仮想事故として損傷炉心の即発臨界超過によるエネルギー放出の評価が行われてきた。

今回の設置変更申請前の既許可の仮想事故の「炉心溶融再臨界事故」はア priori に再臨界（即発臨界超過）の発生を想定するもので、大きな機械的エネルギー発生に対して原子炉施設（特に格納容器）の健全性を評価することを目的に、「常陽」の当初申請以来同じ考え方が踏襲されてきた。有効破壊エネルギーの計算は、即発臨界超過後の出力逸走で生じた高温高压の燃料の膨張に伴う機械的エネルギーへの変換を理論上もっとも変換効率が大きくなる大気圧までの断熱変化を仮定して熱力学的に行われた、いわば熱力学的仕事ポテンシャルであり、MK-III炉心では約180MJであった。

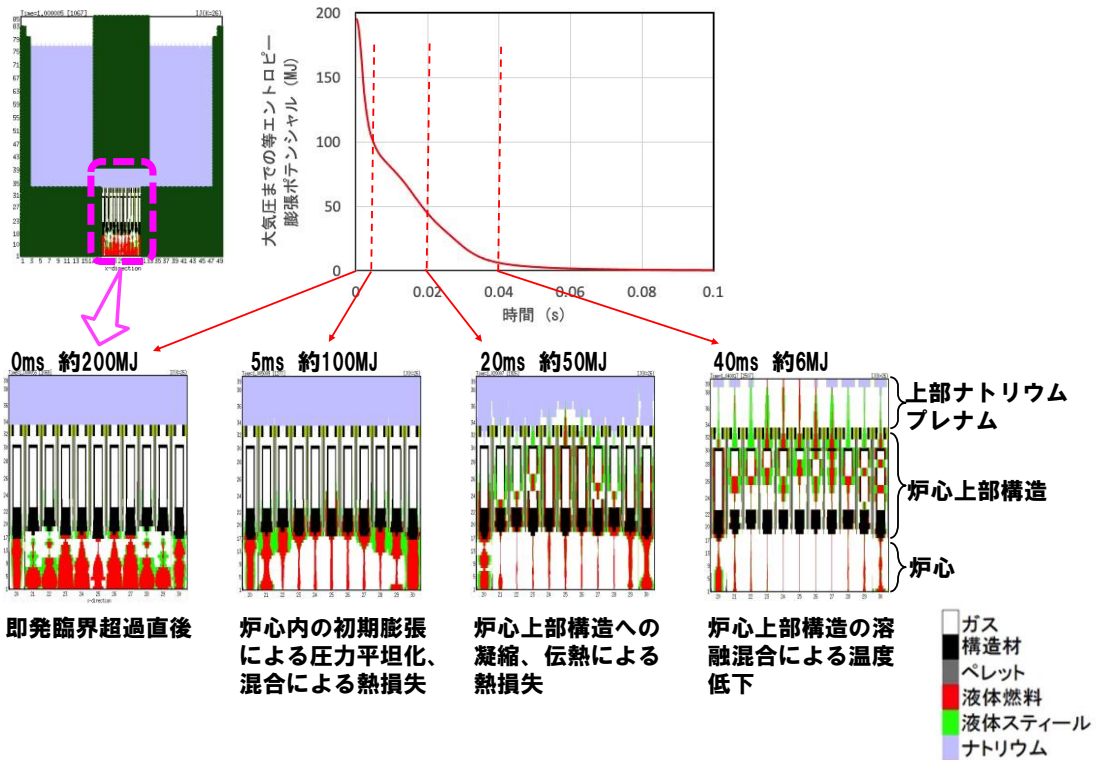
一方、今回の機械的エネルギーの発生の解析は、多次元熱流動解析コード（SIMMER-IV）を使用して、原子炉容器内の冷却材の加速と運動エネルギー、カバーガスの圧縮エネルギー等へのエネルギー変換とその間の熱的、流体力学的相互作用や損失を機構論的に解析している。その結果、機械的エネルギーは熱力学的仕事ポテンシャルと比べて大きく低減され、不確かさの影響評価において発生する機械的エネルギーとして約3.6MJを得た。

機械的エネルギー発生に係る極短時間挙動の解析への SIMMER の
適用性について

炉心膨張過程における機械的エネルギー低減

- 既許可の仮想事故解析においては、炉心で発生した熱エネルギーから機械的エネルギーへの換算は、熱力学的な仕事量のポテンシャルを簡易評価で求め、MK-III炉心で180MJであった。
- 本評価の不確かさの影響評価ケース（炉心燃料平均温度：約5,110℃）の熱力学的ポテンシャルとして等エントロピー膨張ポテンシャルを評価すると、カバーガス体積（約7.2m³）までの膨張で約53MJ、大気圧までの膨張（膨張体積は約420m³）で約200MJである。
- 現実には、炉心物質が膨張して機械的エネルギーが発生する過程において機械的エネルギーを大きく低減する以下の現象がある。
 - ① 炉心内の初期膨張による炉心圧力の平坦化、炉心内での温度差を有する燃料の混合効果、炉心内に残存する構造材への熱損失
 - ② 炉心物質が炉心上部の燃料集合体内構造、反射体を通過する際の流動抵抗、熱損失及び低温構造材の溶融混合
 - ③ 上部プレナム内に生成される蒸気泡界面への凝縮
- 遷移過程解析の基本ケースの即発臨界超過直後の炉心内には約90気圧の圧力差と約2,600℃の温度差が数10cmの距離に存在し、高圧領域の燃料の急速な膨張と低圧領域の低温燃料との混合によって、①は数ms～10数msの間に生じる。
- 炉心内では同時に溶融燃料から溶融スチールへの熱移行も生じる。この短時間の急速な伝熱挙動に関する実験的な知見としてCABRI試験計画で実施されたTP-A2試験がある。
 - 溶融燃料からの急速な伝熱によってステンレス液滴周囲にステンレスの蒸気層が形成され、伝熱速度は約1/200程度に抑制される。
 - 小規模なカプセル内の現象であり、①のように動的に攪拌される炉心内へのこの知見の適用には不確かさが存在する。

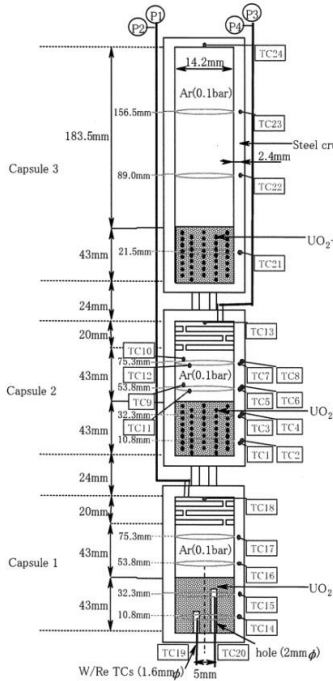
ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価
 ー等エントピー膨張ポテンシャルの低下挙動ー



溶融燃料と溶融スティール間の過渡熱伝達 —CABRI TP-A2試験解析—

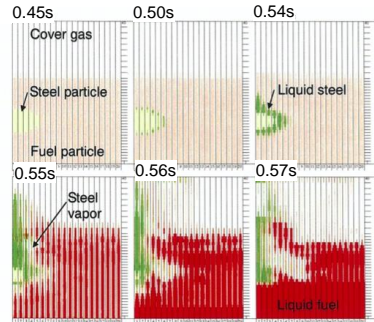
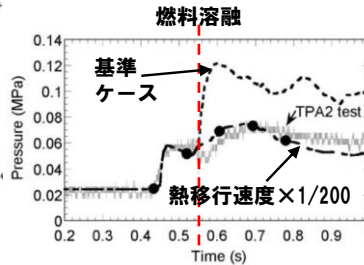
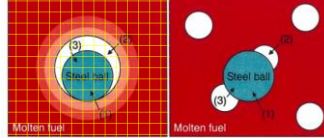
■ 試験と解析結果の概要

ステンレス球を含む燃料ペレットを核加熱により溶融し、発生するスティール蒸気圧を測定した。



SIMMER-IIIによる試験解析

詳細メッシュ 1メッシュ (実機解析)



詳細メッシュを用いた単一スティール球のSIMMER-IIIによる解析結果

ステンレスの膜沸騰温度には達しないが、ステンレスの蒸気がステンレス液滴を覆うことで、溶融燃料からステンレスへの実効的な熱移行速度は約1/200程度に抑制される。

ULOFの格納容器破損防止措置の有効性評価 機械的応答過程解析の解析条件

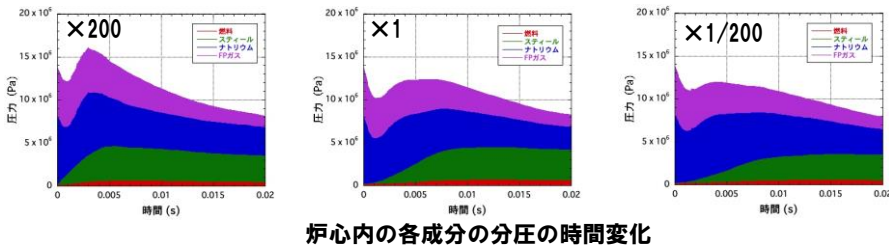
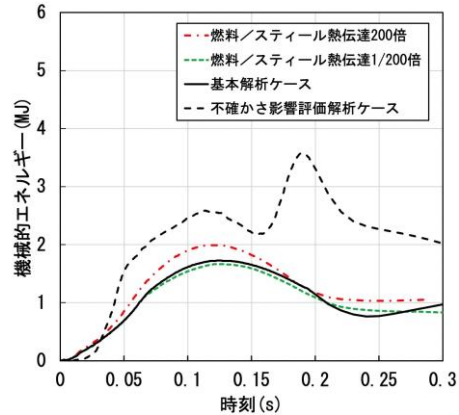
解析条件

- 本解析の基本ケースでは、遷移過程の基本ケースにおいて炉心平均燃料温度が最大となる時点の炉心の物質及び温度配位を用いる。
- ULOFの機械的エネルギー発生に至る事象推移において考慮すべき不確かさ
 - 遷移過程までの事象推移における再臨界による熱エネルギー発生の不確かさ
 - 機械的エネルギー発生過程における上部プレナムでのFCI
 - 炉心上部構造によるエネルギー低減効果
- これらの不確かさの影響評価の結果、機械的応答過程に最も大きな影響を持つ不確かさは遷移過程までの事象推移における不確かさ、すなわち解析初期条件としての放出熱エネルギーの大きさである。

	基本ケース	不確かさの影響評価ケース
炉心部の物質及び温度配置	遷移過程の基本ケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置	遷移過程の解析においてエネルギー発生に大きな影響を与える不確かさの影響を考慮したケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置
炉心平均燃料温度	接続時：3,699℃	接続時：5,109℃
炉心平均スティール温度	接続時：1,466℃	接続時：2,395℃
カバーガス圧力	0.1 MPa	0.1 MPa

炉心膨張過程における機械的エネルギー低減

- 基本ケースに対して、溶融燃料から溶融スチールへの熱伝達係数を200倍及び1/200倍とするパラメータ解析を実施し、その影響を評価した。
- 溶融燃料から溶融スチールへの熱伝達係数に対する機械的エネルギーの感度は最大で約15%程度であり、不確かさの影響評価の機械的エネルギーを超えることはない。
- 基本ケースでは炉心内のナトリウム蒸気及びFPガスの分圧が支配的であることがこの一因であると考えられる。

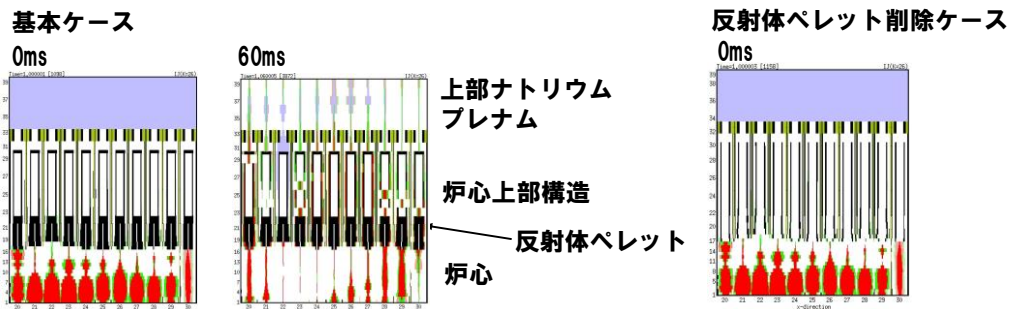


炉心内の各成分の分圧の時間変化

炉心膨張過程における機械的エネルギー低減

— 炉心上部構造物が機械的エネルギー低減効果に与える影響 —

- 炉心上部構造物（炉心上部の反射体ペレット）が機械的エネルギー低減に与える影響を確認することを目的として、反射体ペレットを削除したパラメータ解析を実施した。

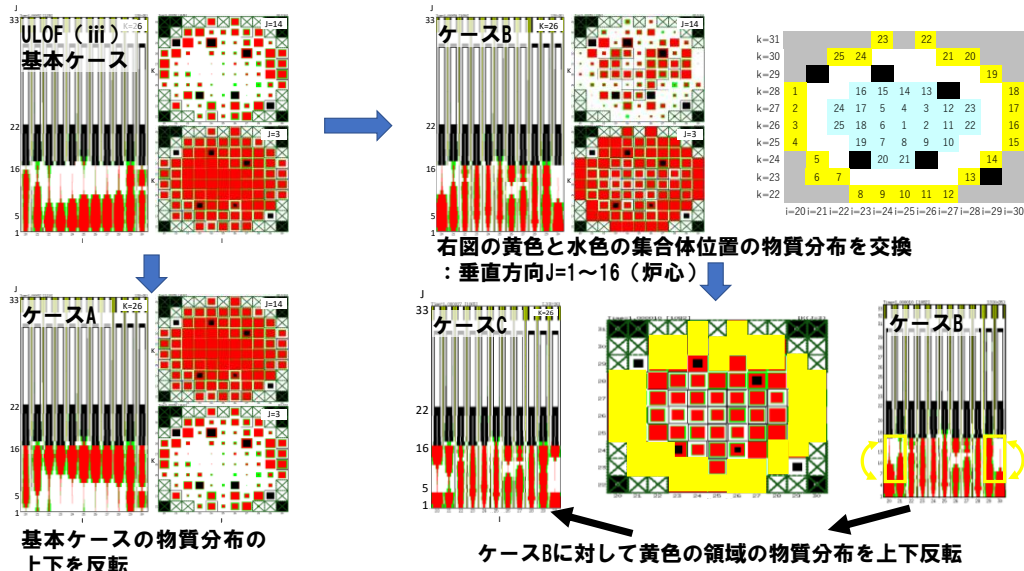


- 基本ケースの機械的エネルギーの発生値約1.7MJに対して、反射体ペレットを削除した体系における機械的エネルギーは約1.8MJ（約6%増加）であり、反射体ペレットによる機械的エネルギー低減効果を見逃したとしても、その影響は不確かさ影響評価ケース（約3.6MJ）を超えないことを確認した。
- なお、現実に炉心上部構造が炉心の圧力によって機械的な健全性を喪失する状況を想定すると、ピン束構造が複雑な変形を伴って集合体上部あるいは出口付近に閉塞を形成し、機械的エネルギーの低減に有効に働く効果が考えられる。

プラグ応答解析における FCI 挙動の不確かさの影響について

FCI挙動の不確かさの影響評価ケース

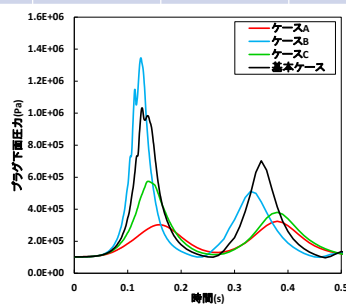
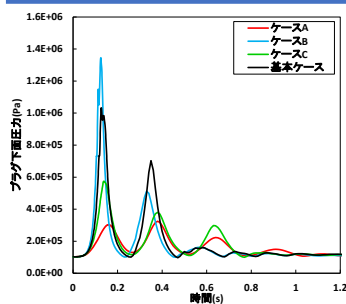
- ULOF (i) と ULOF (iii) の不確かさ影響評価ケース（遷移過程における発生エネルギーの不確かさの影響）プラグ下面の最大圧力の違いは、上部プレナム下部でのFCI挙動の違いによる。
- FCI挙動の基本ケースに対するFCI挙動の不確かさの影響の評価として、上部プレナム下部への炉心物質の放出パターンに影響を与えることを目的として、即発臨界超過直後の炉心内の物質配位を組み替えたパラメータ解析を実施した。
- パラメータ解析の対象は炉心平均燃料温度の高い ULOF (iii) とした。



FCI挙動の不確かさの影響評価結果

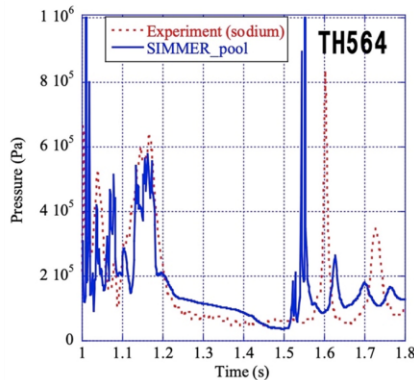
- 最も大きな機械的エネルギーとプラグ下面圧力の最大値を与えたケースはケースBである。
- ケースBでは、基本ケースに対して炉心の外側と内側の集合体を入れ替えたことにより、より高圧な炉心外側の溶融炉心物質が相対的に先行して上部プレナムへと排出され、その結果集合体出口における溶融炉心物質と液体ナトリウムとの混合が顕著となったためと考えられる。

	基本ケース	ケースA	ケースB	ケースC
炉心平均燃料温度(°C)	4200			
プラグ下面圧力の最大値(Pa)	1.04E+6	3.25E+5	1.35E+6	5.74E+5
プラグ下面圧力のピーク時刻(s)	0.127	0.380	0.125	0.139
機械的エネルギーの最大値(MJ)	2.57	0.909	2.86	1.53
機械的エネルギーのピーク時刻(s)	0.340	0.380	0.115	0.144
圧力源の最大膨張体積(m3)	6.53	4.37	6.80	5.58
圧力源の最大膨張時刻(s)	0.140	0.380	0.128	0.150



THINA試験解析の再現性によるFCI不確かさの影響評価ケース

- THINA試験解析におけるFCI現象の再現性については、下図に示すようにSIMMERによる解析結果はTHINA試験で測定された圧力波形の特徴を適切に捉えているものの、詳細な圧力波形を完全に再現しているとは言えず、FCIで発生する圧力過渡そのものに関する不確かさも残ると考えられる。
- このため、FCIで発生する圧力過渡の不確かさの影響を確認することを目的として、上部プレナム下部における炉心物質からナトリウムへの伝熱速度を定数倍することで、FCIによる発生圧力を保守的に解析するパラメータ解析を実施した。
- ULOF (i) 及び ULOF (iii) の基本ケースをパラメータ解析の対象として、それぞれ上部プレナム下部における炉心物質からナトリウムへの伝熱速度を定数倍する。SIMMERはTHINA試験における過渡圧力波形を適切に再現できているため、伝熱速度の倍率は2倍程度とすれば十分と考えられるが、ここでは念のため5倍とするケースも実施した。



THINA試験における
ナトリウムプール内の圧力変化

- パラメータ解析の結果を下表に示す。伝熱速度の影響は顕著ではなく、不確かさ影響評価ケースのそれぞれ約3.6MJと約3.4MJを超えないことが確認された。

	基本 ケース	伝熱速度 2倍	伝熱速度 5倍	不確かさ影響評 価ケース
ULOF (i)	約1.7 MJ	約1.8 MJ	約2.2 MJ	約3.6 MJ
ULOF (iii)	約2.5 MJ	約2.2 MJ	約2.1 MJ	約3.4 MJ

FCI挙動の不確かさの影響評価まとめ

- ULOF (i) と ULOF (iii) の基本ケースのうち炉心平均燃料温度の高い ULOF (iii) に対して、FCI挙動の不確かさが機械的エネルギー発生に与える影響の評価を行うことを目的として、機械的エネルギー解析の初期状態における炉心内の物質配位を組み替えたパラメータ解析を実施した。
- その結果、上部プレナム下部におけるFCIの挙動が大きく影響される結果となった。ただし、基本ケースの機械的エネルギー約2.6MJ、プラグ下面圧力の最大値約1.03MPaに対して、パラメータ解析ケースの中で最大となった値は、それぞれ約2.9MJ、約1.35MPaであり、遷移過程におけるエネルギー発生の不確かさ影響確認ケースの約3.4MJ、約1.8MPaを超えない。
- THINA試験解析におけるFCI現象の再現性によるFCI不確かさの影響の評価を行うことを目的として、上部プレナム下部における炉心物質からナトリウムへの伝熱速度を定数倍するパラメータ解析を実施した。伝熱速度の影響は顕著ではなく、機械的エネルギーは不確かさ影響評価ケースのそれぞれ約3.6MJと約3.4MJを超えないことが確認された。

外部電源喪失に起因する事故及びポンプ軸固着に起因する事故に
おけるナトリウム噴出の解析結果に差異が生じた理由

ULOF (i) とULOF (iii) の機械的応答過程の解析の比較

ULOF (i) とULOF (iii) の不確かさ影響評価ケース（遷移過程における発生エネルギーの不確かさの影響）において、初期の燃料及びステール温度並びに炉心平均圧力に差はほとんどなく、同程度の初期条件である。発生する機械的エネルギーも同程度である。

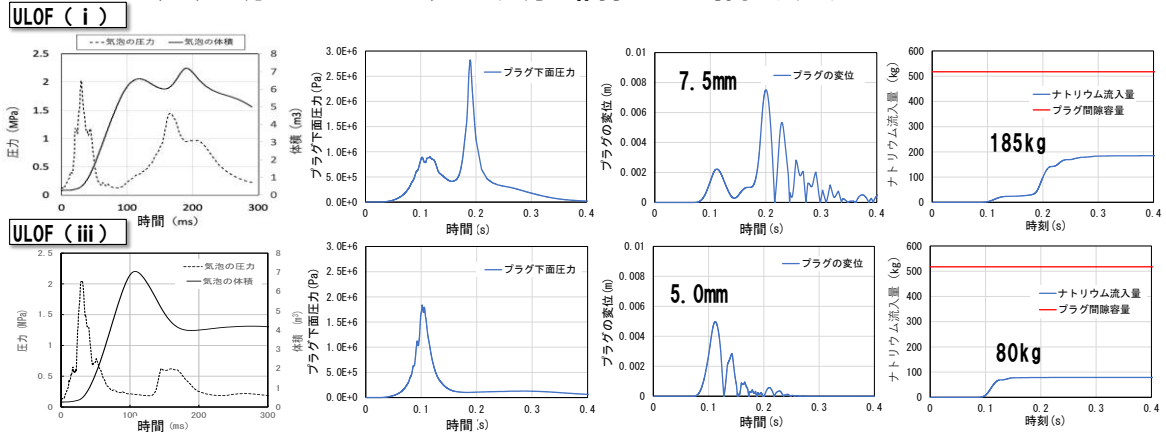
	ULOF (i)	ULOF (iii)
炉心平均燃料温度（初期値）（℃）	5,110	5,130
炉心平均ステール温度（初期値）（℃）	2,400	2,310
炉心平均圧力（初期値）（MPa）	13.1	12.4
機械的エネルギー（MJ）	3.6	3.4

ナトリウム噴出量の解析の主要な結果から、プラグの最大変位及びプラグ間隙部へのナトリウム流入量はULOF (i) の方が大きい。いずれの評価事故シーケンスにおいても間隙の容量には十分に余裕があり、回転プラグ間隙を通じた原子炉容器内からのナトリウムの噴出は生じない。

	ULOF (i)	ULOF (iii)
回転プラグの最大変位（mm）	9.3	5.7
プラグ間隙部へのナトリウム流入量（kg）		
大回転プラグ（間隙容量517kg）	185	80
小回転プラグ（間隙容量315kg）	29	5
炉心上部機構（間隙容量111kg）	31	6

ULOF (i) とULOF (iii) のプラグ応答の比較

- CDA気泡と体積の圧力履歴：最初の圧力ピークの値とその幅は、おおむね同じであるが、2回目の圧力ピーク値とその幅はULOF (i)の方が大きく、気泡体積が再度増加する。
- プラグ下面に作用する圧力
ULOF (i) では2回目の圧力ピークに由来する、0.19秒時点のピークが最大
ULOF (iii) では最初の圧力ピークに由来する、0.1秒時点のピークが最大
- プラグ下面に作用する圧力レベルの相違→大回転プラグ変位の大きさの相違
ULOF (i) : 7.5 (mm) / ULOF (iii) : 5.0 (mm)
- 大回転プラグの浮上に要する圧力は $2.75E+5$ (Pa) (絶対圧)である。ULOF (iii) に比べてULOF (i)の方がこのレベル以上の圧力が維持される時間が長い。

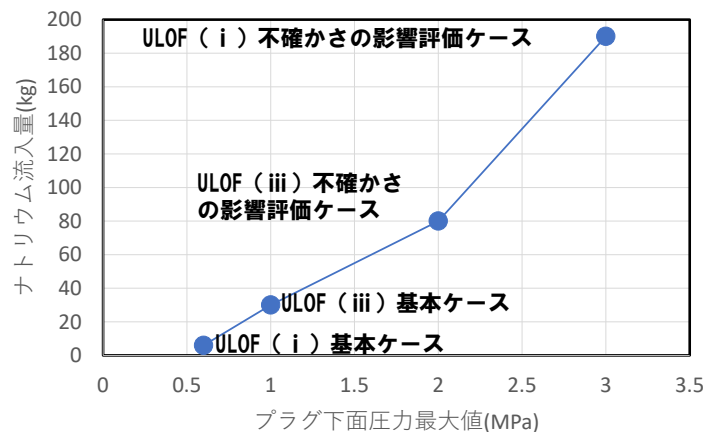


以下の理由によりULOF (i)の方がナトリウム流入量が顕著となったと言える。

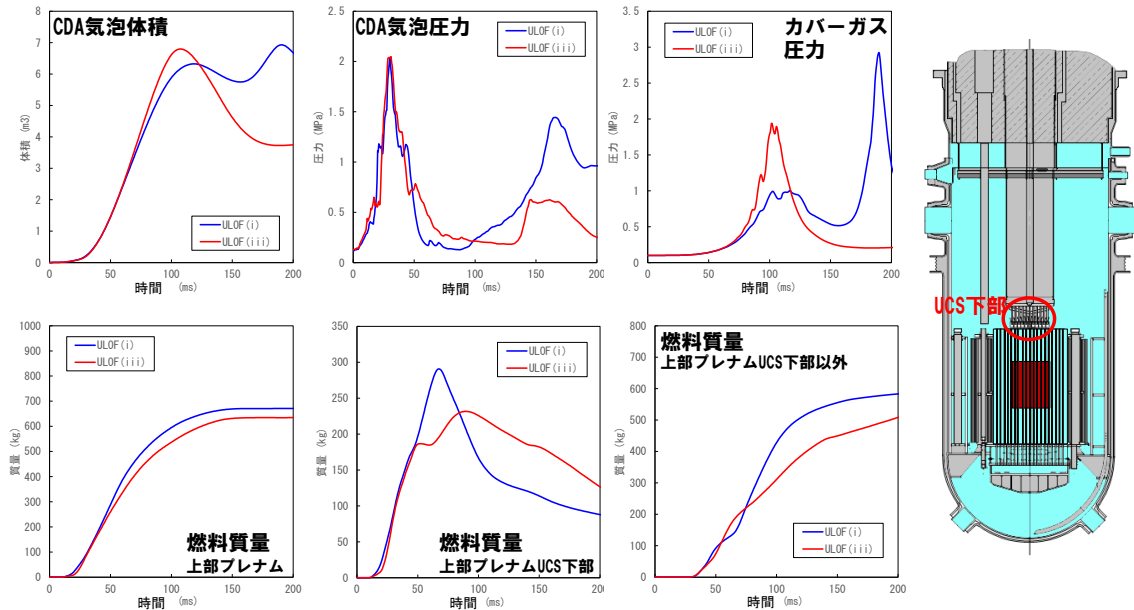
- ① プラグ下面に作用するピーク圧力及びプラグ変位がULOF (i)の方が大きい。
- ② プラグの浮上している時間がULOF (i)の方が長い。

プラグ下面の圧力の最大値とナトリウム流入量の関係

- ULOF (i) とULOF (iii) のプラグ下面の最大圧力の違いは、上部プレナム下部でのFCI挙動の違いによる。
- プラグ間隙へのナトリウム流入量はプラグ下面の最大圧力が増加するに従って増加する。
- プラグ下面の最大圧力に影響する上部プレナム下部でのFCI挙動に関する不確かさ影響の評価が必要と考えられる。
- THINA試験の検証解析によって、上部プレナム下面におけるFCIにSIMMERを適用することの妥当性を確認しているが、原子炉容器規模への外挿性に関して不確かさ影響を確認する解析が必要と考えられ、別に実施している。

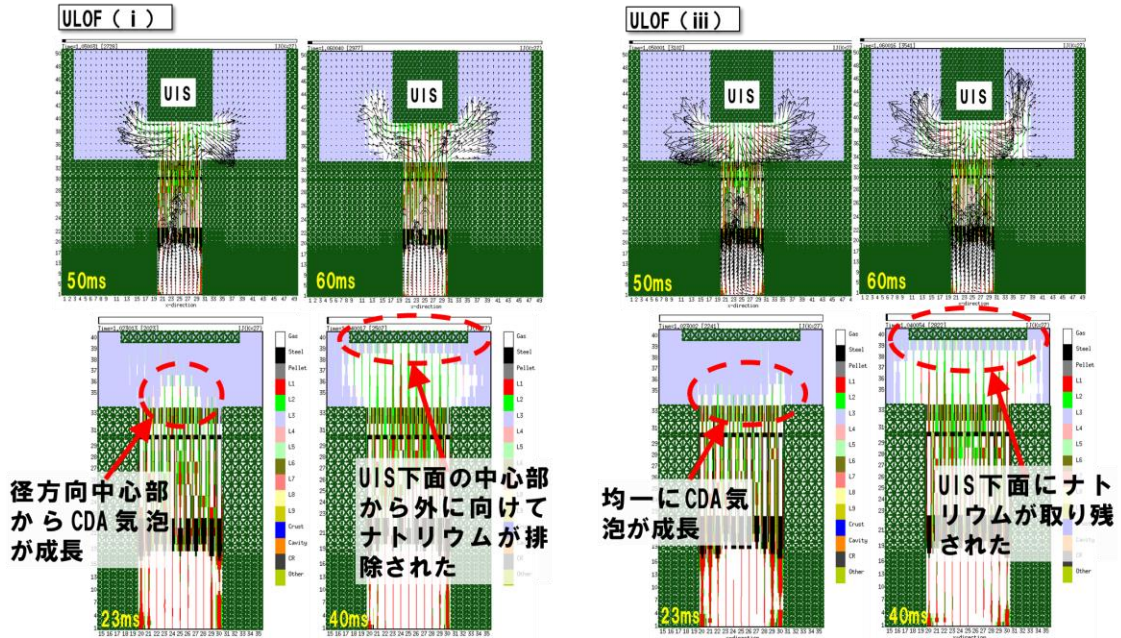


ULOF (i) とULOF (iii) のCDA気泡成長挙動の違い



- 150ms後のULOF (i) とULOF (iii) のカバーガス圧力の違いは、CDA気泡の圧力と体積の違いによる。
- この違いは、ULOF (i) ではULOF (iii) に比べて、上部プレナムに放出された燃料が炉容器壁側、すなわちUCSの下部よりも外側に放出されたため、100msで一旦収縮を始めたCDA気泡内で再度FCIが発生したことによると考えられる。

ULOF (i) とULOF (iii) のCDA気泡成長挙動の違い



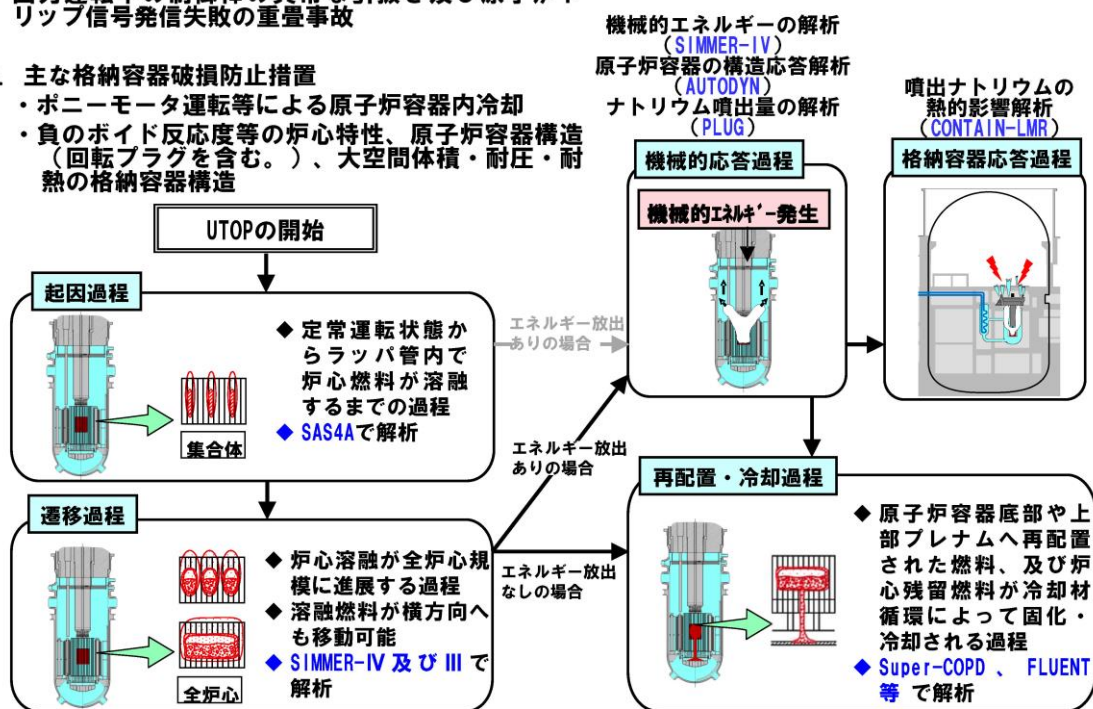
- ULOF (i) では、50ms～60msの間、UIS下部近傍の気相の速度ベクトルは主として上方及び径方向外側を向いているが、ULOF (iii) ではULOF (i) に対してUIS下面でのFCIによって下方への流速が強く発生し、炉心物質の上部プレナムへの分散が抑制されている。
- この原因は、ULOF (iii) ではCDA気泡成長挙動の違いのため、UIS下面により多くのナトリウムが残存し、FCIを促進したことにある。

UTOP 事象推移全体が ULOF に包絡されることについて

UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 解析評価の流れ

1. 対象事象
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

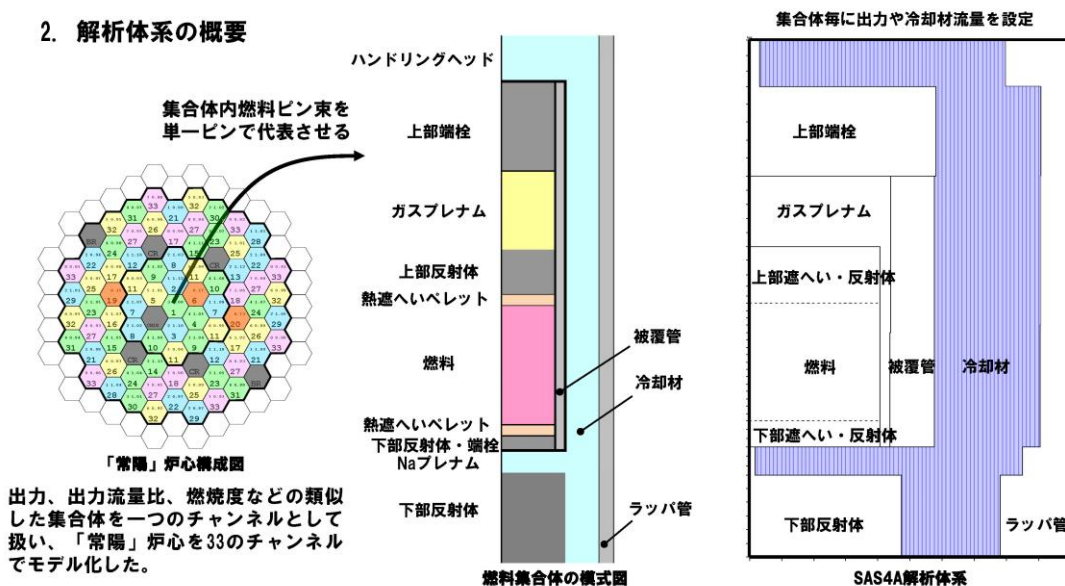
2. 主な格納容器破損防止措置
 - ・ポニーモータ運転等による原子炉容器内冷却
 - ・負のボイド反応度等の炉心特性、原子炉容器構造（回転プラグを含む。）、大空間体積・耐圧・耐熱の格納容器構造



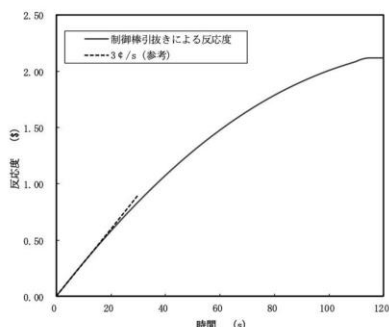
UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 起因過程の解析手法及び解析体系

1. 計算コード
SAS4A

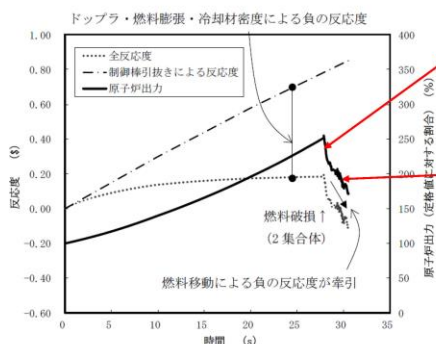
2. 解析体系の概要



UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 起因過程の解析条件及び解析結果



制御棒の引抜きにより投入される反応度



出力及び反応度の推移

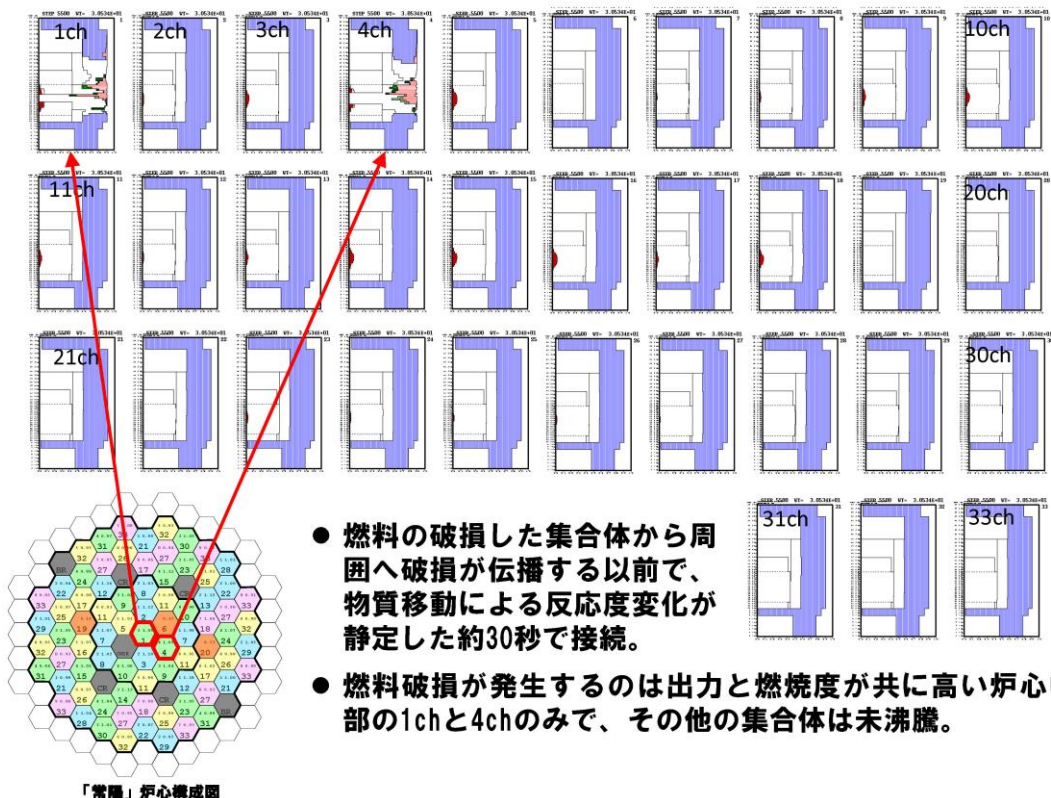
3. 主な解析条件

- 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとする。
- 解析対象は起因過程（事故の開始からラッパ管内で炉心燃料が溶融する過程）で、ラッパ管の溶融貫通までを解析する。

4. 主な解析結果

- 最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとする。
- 燃料の中心部は溶融し、出力と燃焼度が共に高いチャンネルで冷却材は未沸騰のまま燃料が破損に至る。燃料の一部が冷却材流路に放出され、冷却材の流れに運ばれて上部へ分散し、原子炉出力が低下する。
- 被覆管の昇温に伴う強度低下によって燃料は崩壊し、多くの燃料が冷却材流路に放出されるが、この燃料の上下への分散に伴う負の反応度効果と被覆管の上下への分散に伴う正の反応度効果とでは、燃料の分散による効果の方が大きく、原子炉出力は低下する。

UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 起因過程（SAS4A）→遷移過程（SIMMER-IV/III）接続時の炉心状態



- 燃料の破損した集合体から周囲へ破損が伝播する以前で、物質移動による反応度変化が静定した約30秒で接続。
- 燃料破損が発生するのは出力と燃焼度が共に高い炉心中心部の1chと4chのみで、その他の集合体は未沸騰。

UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 起因過程の不確かさ影響評価

5. 不確かさの影響評価

起因過程の事象推移に影響を与える以下の項目の不確かさの影響評価を行った。なお、これらの各項目の間に相関関係はなく互いに独立であるため、不確かさの重ね合わせは行わない。

項目	不確かさの設定
FPガス保持量	保持量を0%に減じる
制御棒引抜き反応度	反応度挿入曲線の傾きが最大 (4.2 c/s) で一定
ナトリウムボイド反応度	炉心の核設計の不確かさ30%であることから、正值領域は×1.3、負値領域は×0.7
ドブプラ反応度	UTOPでは燃料温度が上昇し、負値となるため×0.7
燃料の軸伸び	UTOPでは燃料温度が上昇して膨張し、負値となるため×0.7
燃料破損条件	破損燃料の移動を抑制するため、燃料溶融開始直後に破損 燃料分散による負の反応度投入を遅らせるため、50%断面溶融割合の条件で破損

不確かさの影響評価結果では、評価項目に関わる重要なパラメータである反応度に関しては、どの不確かさを考慮したとしても基本ケースと同様に即発臨界 (1.0\$) を超えることはなかった。

すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は反応度及び出力の上昇は緩慢であり、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。

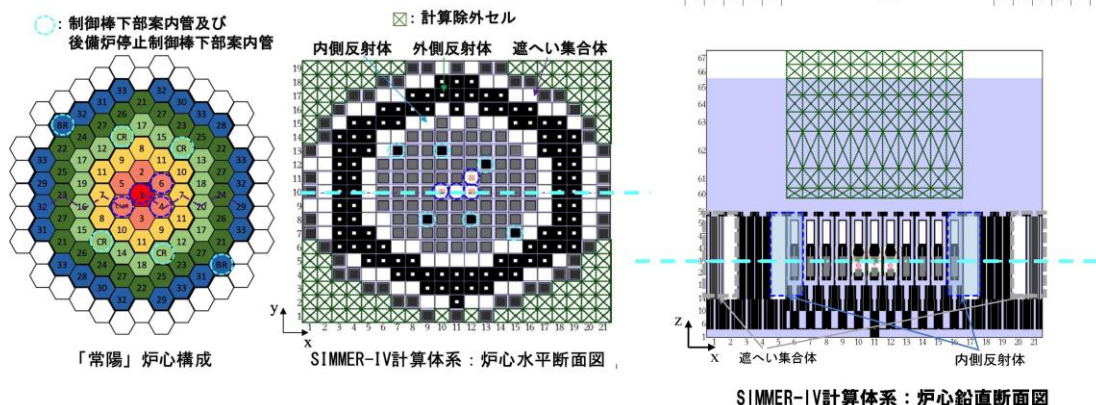
UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析手法及び解析体系

1. 計算コード SIMMER-IV

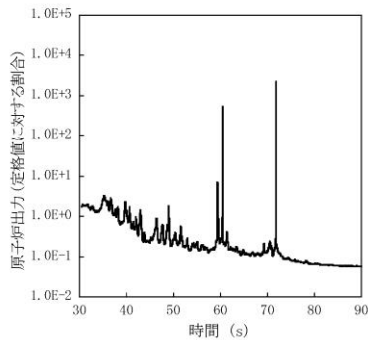
2. 基本ケース解析体系の概要

3次元直交座標 (流体力学メッシュ: 21×19×67) で全炉心の崩壊挙動を解析する。

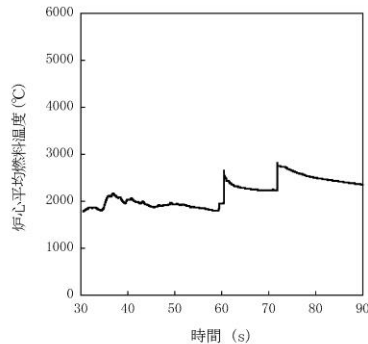
鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。



UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析条件及び解析結果



原子炉出力の推移



炉心平均燃料温度の推移

3. 主な解析条件

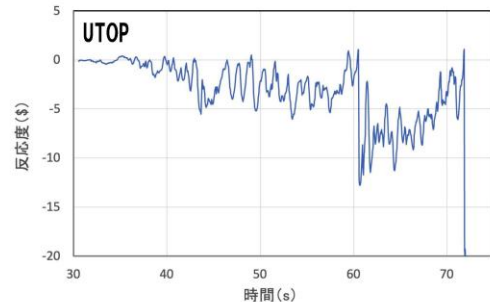
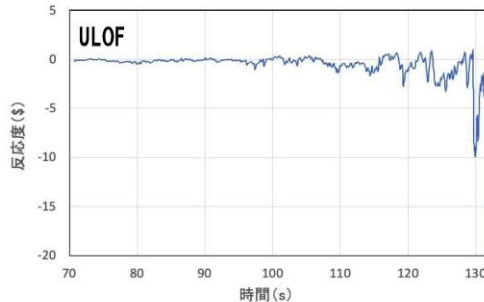
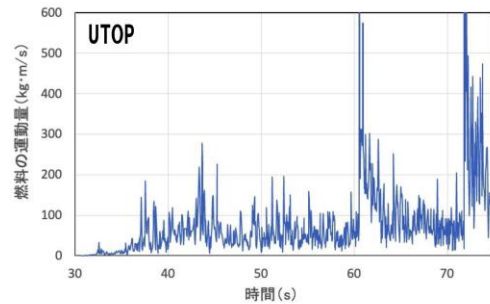
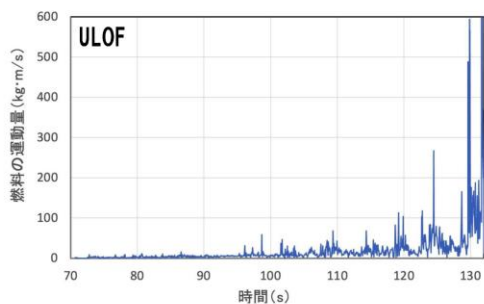
- 起因過程と同様に最大の反応度値を持つ制御棒1本が最大速度で引き抜かれるものとする。
- 健全状態で定格時冷却材流量を再現するように出入り口の圧力境界条件を設定する。その他の解析条件はULOFと同一の条件を用いる。

4. 基本ケースの主な解析結果

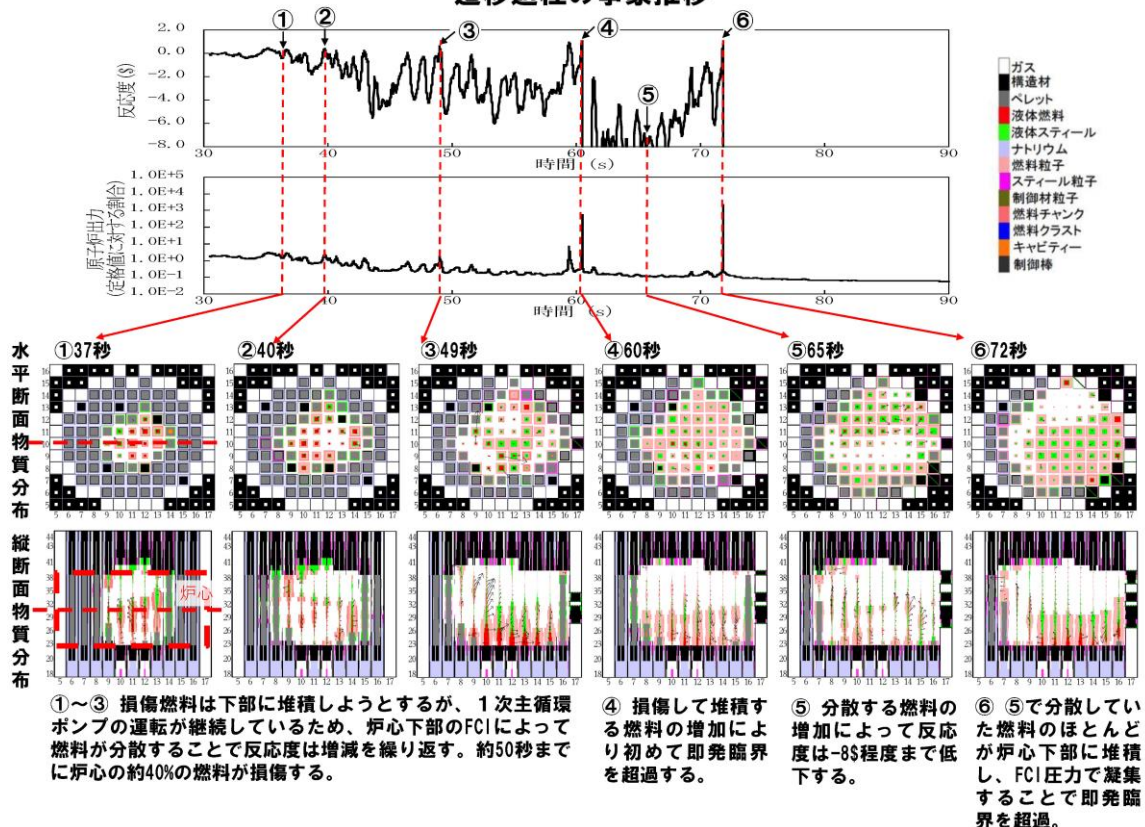
- UTOP開始から約50秒までに炉心燃料集合体の約40%が破損する。
- 1次主循環ポンプが運転を継続しているため、炉心下部の固化燃料とスチールによる閉塞が不完全な部分から流入するナトリウムとのFCIによって炉心物質が分散され、炉心下部への大規模な堆積を妨げる。このため、反応度と原子炉出力は増減を繰り返しつつも全体として低下する。
- 炉心下部への損傷燃料の堆積によって、事象開始後約60秒及び約72秒に反応度が即発臨界を超過するが、その場合でも大きなエネルギー放出に至ることはない。
- 約72秒での即発臨界超過後、ナトリウムとスチール蒸気圧によって炉心燃料の約30%が流出し、未臨界（ $-30\text{\$}$ 以下）となって移的な事象推移は終息する。このときの炉心平均燃料温度の最大値は約2,820°Cである。
- UTOP遷移過程の事象推移はULOFに比べて大きなエネルギー放出を伴うものではない。損傷した集合体の炉心下部で冷却材蒸気圧力が頻繁に発生することで炉心物質を分散させるため、炉心下部での損傷燃料の堆積を妨げられることにある。

UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 事象推移のULOFとの比較

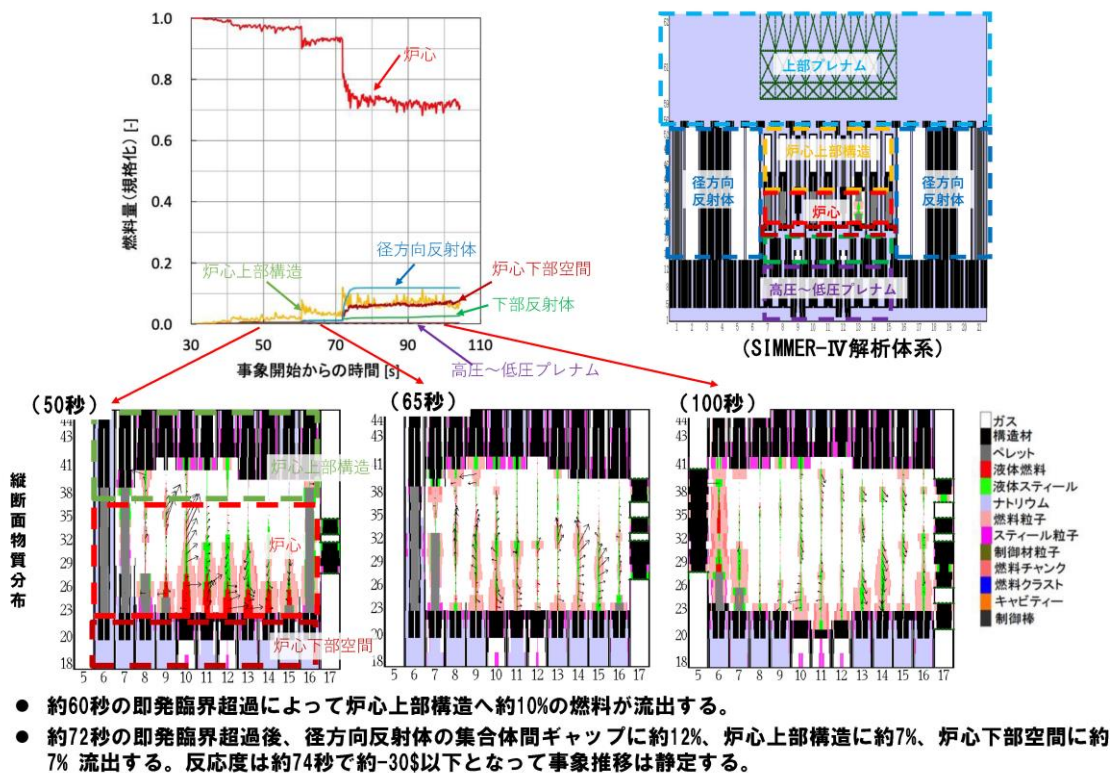
- 遷移過程解析開始からエネルギー発生までの燃料の運動量と反応度の時間変化を示す。
- UTOPでは炉心下部のFCIによる燃料分散が頻繁に発生し、炉心内の燃料の運動量、反応度ともに遷移過程の初期からULOFに比べて振幅が大きい。
- FCIが発生するのは炉心プールの下部であるため、燃料を分散させる方向に働き、燃料の堆積と燃料凝集が妨げられ、ULOFに比べて即発臨界超過によるエネルギー放出は抑制される。



UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の事象推移



UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程及び遷移過程収束後の物質配位



UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 燃料スロッシングの不確かさの影響評価の解析手法及び解析体系

5. 不確かさの影響評価

ULOFと同様に遷移過程の後期の段階で大規模な燃料移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮することとする。

UTOPの遷移過程解析における不確かさ影響評価においても、FCIの発生条件に関する不確かさ影響評価と、炉心プールのスロッシングの不確かさを包絡する2次元円筒座標系を用いた解析によって炉心中心への溶融燃料の凝集移動を仮想的に発生させる不確かさ影響評価を実施した。

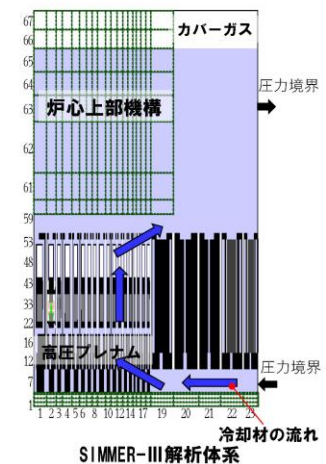
はじめに、SIMMER-IIIによるスロッシングの不確かさを包絡する解析ケースについて説明を行う。

6. 計算コード SIMMER-III

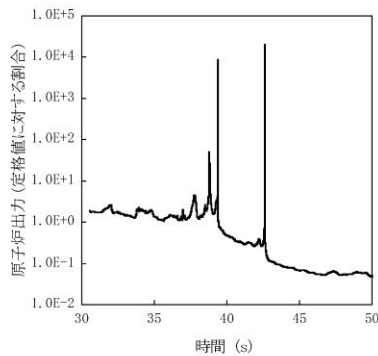
7. 解析体系の概要

燃料移動に影響を与える物理現象の不確かさの影響を包絡的に評価することを目的として、2次元円筒座標で炉心中心への軸対称な燃料集中を強要する解析を実施した。

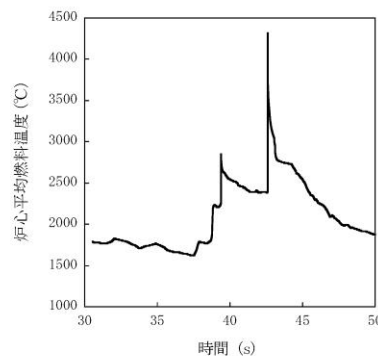
基本ケースにおけるB型・C型照射燃料集合体に加えて制御棒、後備炉停止制御棒も炉心燃料集合体に置き換える。



UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 燃料スロッシングの不確かさの影響評価の解析条件及び解析結果



原子炉出力の推移



炉心平均燃料温度の推移

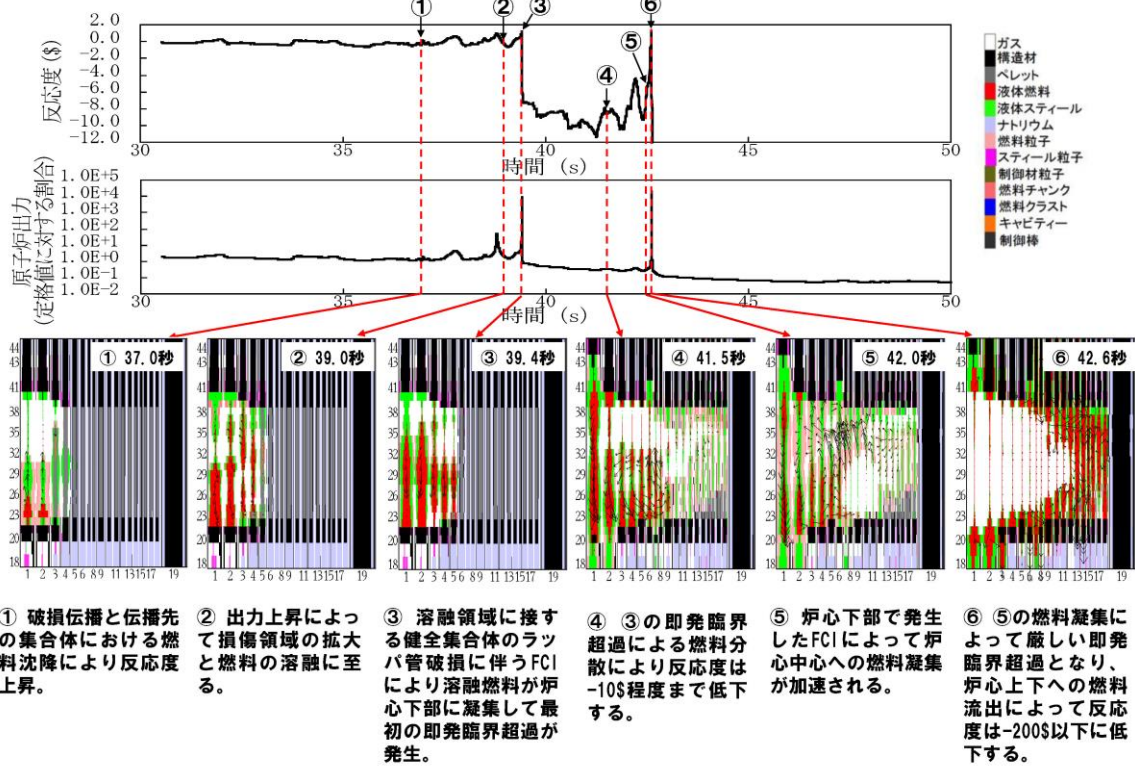
8. 主な解析条件

- 起因過程と同じく制御棒の誤引抜きによる反応度投入を想定する。
- 健全状態で定格時冷却材流量を再現するように出入り口の圧力境界条件を設定する。
- その他の解析条件はULOFと同一の条件を用いる。

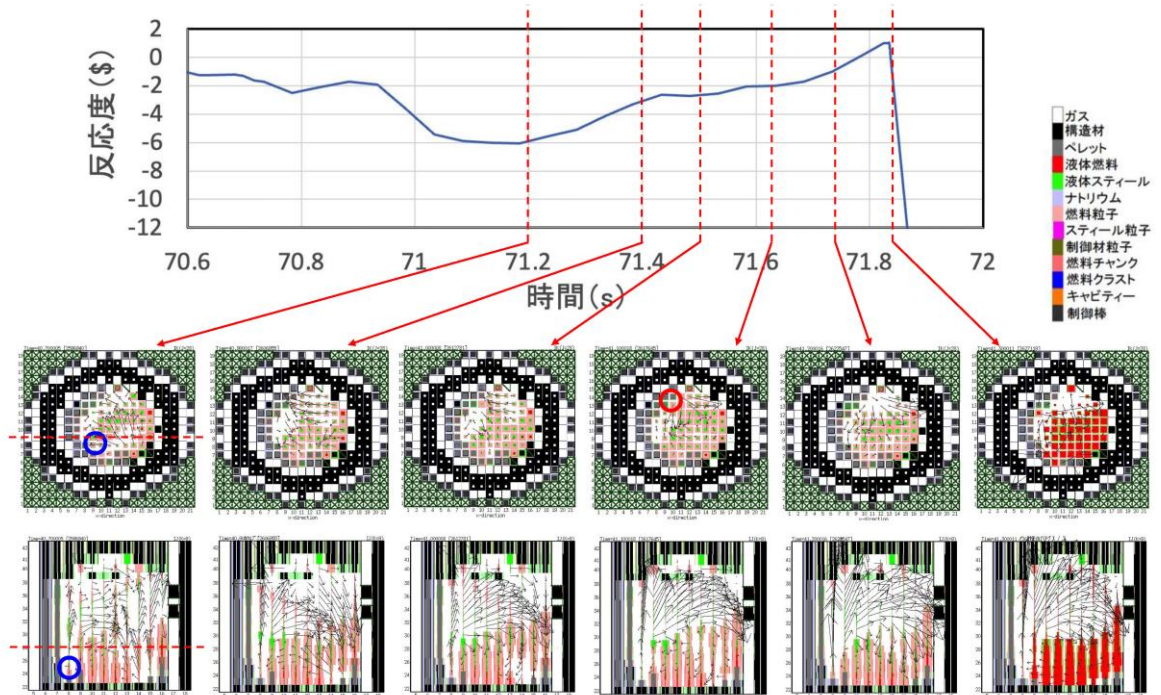
9. 主な解析結果

- 外側炉心下部で発生したFCIによって炉心中心に向かう燃料凝集が発生することによって反応度が即発臨界を超過するが、炉心平均燃料温度の最大値は約4,300°Cであった。
- 2次元円筒座標系で解析するため、FCIは必ず円周周囲で同時に発生するという、燃料集中の駆動力として極めて保守的な想定になる。
- FCIは炉心下部で発生するために、燃料を炉心中心に集中させる一方で、上方に分散させる。

UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 燃料スロッシングの不確かさの影響評価の事象推移

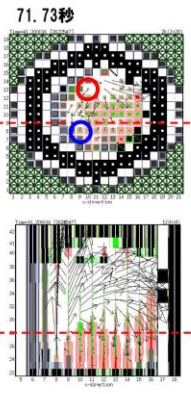
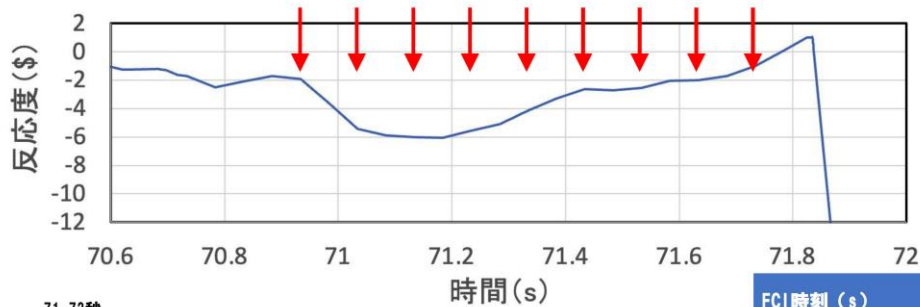


UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 FCIの不確かさの影響評価 (1/2)



- 基本ケースでは約71.2sの水平断面図左下(青丸)炉心下部のFCIで吹き上げられた炉心物質が約71.6sの水平断面図上部の炉心下部で発生したFCIによって水平断面図右下の炉心下部に集中することで、即発臨界を超過した。

UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価
FCIの不確かさの影響評価 (2/2)



- 基本ケースでは約71.2sの水平断面図左下(青丸)炉心下部のFCIで吹き上げられた炉心物質が約71.6sの水平断面図上部のFCIによって水平断面図右下の炉心下部に集中することで、即発臨界を超過。
- この燃料集中を加速する水平断面図左上(赤丸)の炉心下部で約80atm程度のFCIを強制的に発生させる。時間は上図の矢印で示す70.93~71.73sまで0.1s間隔とする。

FCI時刻 (s)	炉心平均燃料温度 (℃)
基本ケース	約2,820
70.93	約2,750
71.03	約2,950
71.13	約3,600
71.23	約2,840
71.33	約3,410
71.43	約2,830
71.53	約3,060
71.63	約3,190
71.73	約2,750
スロッシング不確かさの影響評価ケース	約4,300

UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価
機械的応答過程解析の解析条件

2. 解析条件

- 本解析の基本ケースでは、遷移過程まで標準的な条件を用いて事象推移を解析し、炉心部での熱エネルギーの発生を解析したケースにおいて炉心平均燃料温度が最大となる時点の炉心の物質及び温度配位を用いる。
- これらの不確かさの影響評価の結果、機械的応答過程に最も大きな影響を持つ不確かさは遷移過程までの事象推移における不確かさ、すなわち解析初期条件としての放出熱エネルギーの大きさであると考えられる。
- 不確かさの影響評価ケースの機械的エネルギーは約2.3MJとなった。これはULOF (i)の不確かさの影響評価ケースの約3.6MJよりも小さく、UTOPの原子炉容器の構造応答、回転プラグの応答及びナトリウム噴出量はULOFの解析結果に包絡される。

	基本ケース	不確かさの影響評価ケース
炉心部の物質及び温度配置	遷移過程の基本ケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置	遷移過程の解析においてエネルギー発生に大きな影響を与える不確かさの影響を考慮したケースにおいて、炉心平均燃料温度が最大となる時点の物質及び温度配置
炉心平均燃料温度	接続時：2,820℃	接続時：4,300℃
炉心平均スティール温度	接続時：1,455℃	接続時：2,207℃
カバーガス圧力	0.1 MPa	0.1 MPa
機械的エネルギー	約1.9MJ	約2.3MJ

UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 まとめ

- 「常陽」のUTOPにおける著しい炉心損傷後の事象推移解析を実施し、格納容器破損防止措置の有効性評価を行った。
- 起因過程及び遷移過程の評価から、即発臨界超過時のエネルギー放出は不確かさを考慮してもULOFよりもはるかに小さい（炉心平均燃料温度の最大値はFCIの不確かさの影響評価ケースで約3,600℃、燃料スロッシングの不確かさの影響評価ケースで約4,300℃）。このため、発生する機械的エネルギー、原子炉容器の構造応答、回転プラグの応答及びナトリウム噴出量はULOFの解析結果に包絡される。
- 燃料スロッシングの不確かさの影響評価ケースで発生した機械的エネルギーは約2.3MJである。これはULOF（i）の約3.6MJよりも小さい。すなわち即発臨界超過によるエネルギー放出が発生した場合でも原子炉冷却材バウンダリの健全性は保たれ、ナトリウムの漏えいや格納容器（床上）への噴出は生じず、ナトリウム燃焼等に対して格納容器の健全性は維持される。
- UTOPではULOFよりも大きな1次冷却材流量が確保されることから、原子炉容器内で再配置した燃料及び炉心残留燃料の冷却もULOFに比べて容易である。したがって、本事象においても原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。
- 以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

UTOP 遷移過程解析における炉心下部等での
FCI 挙動の不確かさ影響について

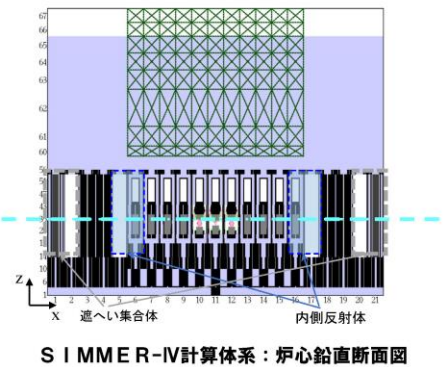
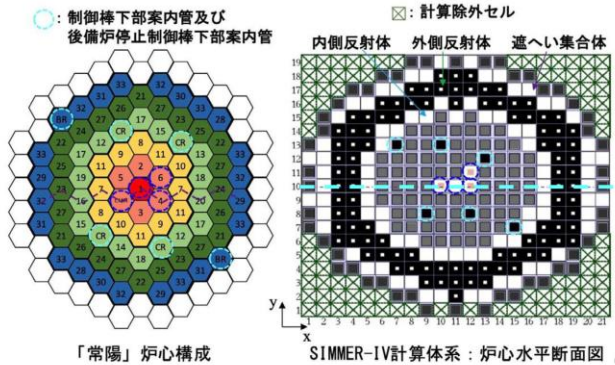
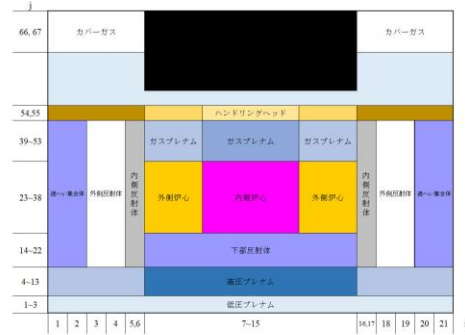
UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 遷移過程の解析手法及び解析体系

1. 計算コード SIMMER-IV

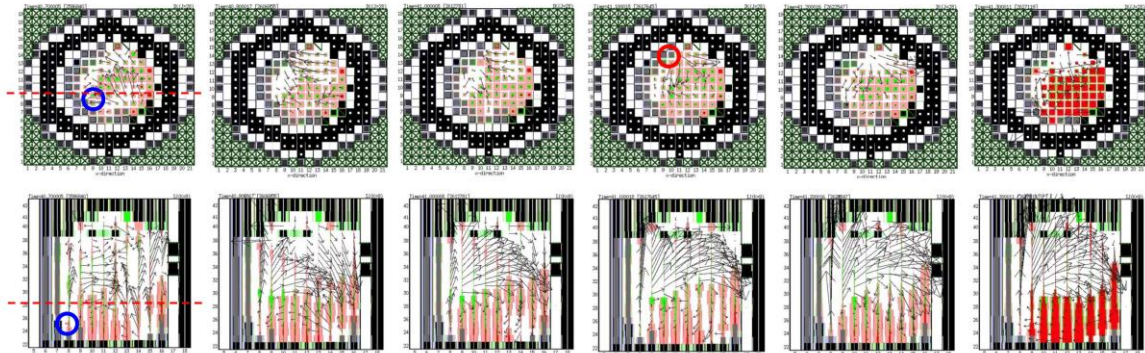
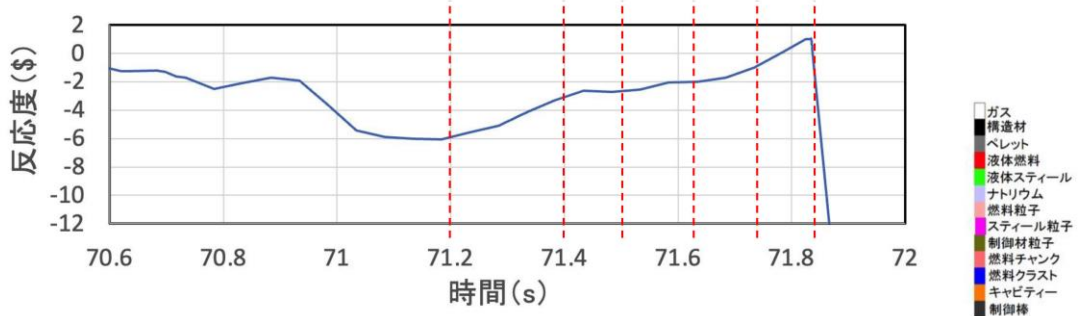
2. 基本ケース解析体系の概要

3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）で全炉心の崩壊挙動を解析する。

鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。

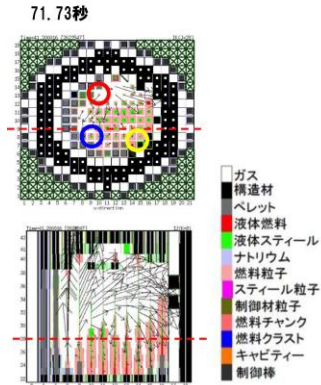
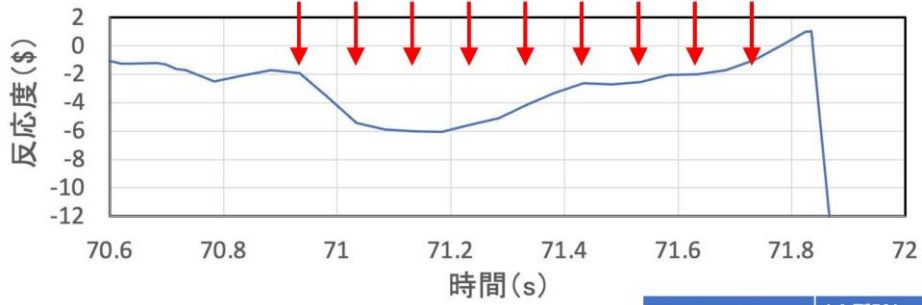


UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 FCIの不確かさの影響評価（1/2）



- 基本ケースでは約71.2sの水平断面図左下（青丸）炉心下部のFCIで吹き上げられた炉心物質が約71.6sの水平断面図上部（赤丸）の炉心下部で発生したFCIによって水平断面図右下の炉心下部に集中することで、即発臨界を超過した。

UTOPの格納容器破損防止措置の有効性評価 FCIの不確かさの影響評価 (2/2)



- 基本ケースでは約71.2sの水平断面図左下（青丸）炉心下部のFCIで吹き上げられた炉心物質が約71.6sの水平断面図上部のFCIによって水平断面図右下の炉心下部に集中することで、即発臨界を超過。
- この燃料集中を加速する水平断面図左上（赤丸）の炉心下部で約80atm程度のFCIを強制的に発生させる。時間は上図の矢印で示す70.93～71.73sまで0.1s間隔とする。
- 水平断面図の左上（赤丸）に右下（黄丸）も加えてFCIの同時2カ所発生を仮定して炉心中心領域に燃料を集中させるケースも実施した。

FCI時刻 (s)	1カ所FCI (°C)	2カ所FCI (°C)
基本ケース		約2,820
70.93	約2,750	約3,300
71.03	約2,950	—
71.13	約3,600	約3,415
71.23	約2,840	約3,028
71.33	約3,410	—
71.43	約2,830	約3,030
71.53	約3,060	約3,090
71.63	約3,190	—
71.73	約2,750	約3,030
不確かさの影響評価ケース（燃料スロッシング）		約4,300

崩壊熱除去機能喪失型の事故シーケンスの格納容器破損防止措置の有効性評価の関係

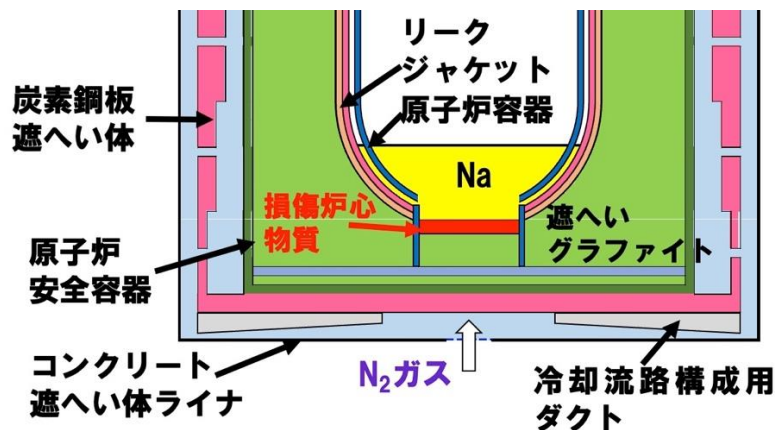
評価項目	4.3.3.9 1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故	4.3.3.10 1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)及び1次主冷却系配管(外管)破損の重畳事故	4.3.3.11 1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)及び1次補助冷却系配管(外管)破損の重畳事故	4.3.3.12 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故	4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
炉心損傷の回避	—	<u>コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却</u>	主冷却系(1ループ)による自然循環冷却(4.3.3.13の炉心損傷防止措置の有効性評価に包絡されるため、4.3.3.13で評価)	同左	—
損傷炉心物質等の安全容器内保持冷却	<u>炉内事象過程</u> <u>炉外事象過程</u>	炉心損傷回避により負荷が生じない	炉心損傷回避により負荷が生じない	炉心損傷回避により負荷が生じない	安全容器への負荷が4.3.3.9を下回るため、4.3.3.9で評価
中間熱交換器の過圧防止	冷却材漏えいによる過圧が生じないため、過圧が生じる4.3.3.13で評価	炉心損傷回避により過圧が生じない	炉心損傷回避により過圧が生じない	炉心損傷回避により過圧が生じない	<u>炉内事象過程</u>
冷却材(ナトリウム)による格納容器破損の防止	冷却材の流出量が4.3.3.13を下回るため、4.3.3.13で評価	<u>格納容器応答過程(1次主冷却系配管からのナトリウム漏えいの影響評価)</u>	冷却材の漏えい量が4.3.3.10を下回るため、4.3.3.10で評価	炉心損傷回避により冷却材の流出が生じない	<u>格納容器応答過程(安全板からのナトリウム流出の影響評価)</u>

LORL 及び PLOHS の炉内事象過程における事象推移の扱いに関する考え方
及び評価の概要

LORL 及び PLOHS の炉内事象過程における事象推移の扱いに関する考え方

LORL (i) 及び PLOHS (ii) の炉心損傷挙動では、原子炉停止後の長時間にわたって継続する崩壊熱によって原子炉容器内の冷却材が昇温・蒸発して徐々に液位が低下し、やがて炉心頂部が冷却材液面から露出すると、冷却材による燃料要素の除熱ができなくなる。これは、LORL (i) では事故開始から 5 日後、PLOHS (ii) では事故開始から 21 日後という、極めて緩慢な事象進展の結果である。その後、蒸発による冷却材の液位の低下が継続し、露出した燃料被覆管及びラップ管のスティールは強度を失って健全形状を維持することができず、燃料要素は上部から順次崩落していく。崩壊した炉心物質は冷却材の液位の低下に従って徐々にその厚みを増しながら、やがては炉心下方向の構造物を溶融・浸食し、遂には原子炉容器底部にまで落下する。原子炉容器底部の構造バウンダリも高温の損傷炉心物質を保持することはできず、クリープ破損により破損に至り、最終的には安全容器内の黒鉛ブロック上に落下・移行する (第 1 図参照)。

当該事故に対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、コンクリート遮へい体冷却系を用いた安全容器外面冷却による損傷炉心物質の冷却・保持を保守的に評価するため、炉心物質の全量が塊状で安全容器内に移行することを仮定するとともに、冷却材の液位が炉心頂部まで低下した時点の崩壊熱を用いた。これは炉心物質が安全容器に移行するまでの間の崩壊熱の減衰を無視し、かつ損傷炉心物質全量による安全容器への熱的負荷を想定するという極めて保守的な想定である。



第 1 図 安全容器内に全量移行した炉心物質の概念図

1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故の炉内事象過程の計算について

1. 概要

1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バウンダリ機能を有する安全容器内の 1 次主冷却系又は 1 次補助冷却系の配管（内側）が破損し、原子炉が「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管（外側）により漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管（外側）が破損し、1 次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。

1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故では、炉心損傷防止措置（補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や損傷炉心物質が流出するものとして、これらを安全容器にて保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する措置を講じる。

本格納容器破損防止措置の有効性を評価するための炉外事象過程の解析条件を決定するために、炉内事象過程において冷却材液位の低下挙動を計算している。

2. 格納容器破損防止措置

1 次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。

- a. 原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を保持するため、安全容器を整備する。
- b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。
- c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1 次・2 次境界）が過圧されることを防止するため、1 次アルゴンガス系に安全板を整備する。
- d. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒートシンク材を整備する。また、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触することを防止するため、格納容器（床下）の室には鋼製のライナを整備する。
- e. 原子炉運転中は格納容器（床下）を窒素雰囲気に保ち、ナトリウムが流出した場合の燃焼反応を防止する。
- f. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

3. 格納容器破損防止措置の有効性評価

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の有効性評価においては、事故シーケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。事故の開始から炉心が損傷し原子炉容器が破損するまでの過程を炉内事象過程と呼び、この過程では崩壊熱が全て原子炉冷却材の昇温及び蒸発並びに原子炉冷却材バウンダリ内の機器の昇温に寄与するという保守的な仮定を用いて温度変化等を計算する。その後、原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保持する過程を炉外事象過程と呼び、この過程における熱流動挙動をFLUENTで解析する。

本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目として、「原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること」について、炉外事象過程の解析により評価する。

4. 炉内事象過程の解析

炉内事象過程は、後続の炉外事象過程の解析条件である崩壊熱の初期値を計算することを目的としている。本評価では、原子炉容器内液位の低下により、炉心頂部まで液位が低下する時間を求め、炉外事象過程移行時の発熱条件を求めている。炉心頂部が露出した時点では、原子炉容器内に約20tonの冷却材ナトリウムが残存しており、これらのナトリウムが蒸発し、損傷炉心物質が高温化するまで原子炉容器は破損しないが、ここでは炉外事象過程を評価するために、保守的な想定として、炉心頂部まで液位が低下した時点で原子炉容器が破損するものとして、その時点の崩壊熱を炉外事象過程の初期値としている。また、炉心頂部まで液位が低下した時点で、損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行すると仮定している。これらの仮定を組み合わせる保守的な想定とし、炉外事象過程における評価の保守性を確保している。さらに、炉外事象過程の不確かさの影響評価においては、上記で計算した崩壊熱を1.25倍にして解析を実施している。

4.1 解析条件

1次冷却材の漏えいにより、1次主冷却系の循環に必要な液位を喪失し、崩壊熱により原子炉冷却材が昇温され、原子炉冷却材の蒸発により更に原子炉容器内の液位が低下し、炉心頂部が露出するまでの炉内の事象推移を計算する。

本評価は、原子炉停止後の炉心崩壊熱が原子炉容器内の原子炉冷却材ナトリウムの昇温及び蒸発に寄与すると想定し、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により炉心頂部が露出するまでの時間を以下の条件で計算する。

- 1) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとする。
- 2) 1次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管（内側及び外側）とし、漏えい口の大きさは42mm²とする。
- 3) 冷却材の漏えいにより、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下するものとする。
- 4) 安全容器内に漏えいしたナトリウムは安全容器にて保持され、それにより補助冷却設備の運

転に必要な液位は確保されるものの、何らかの理由により補助冷却設備による崩壊熱の除去が機能しないものとする。

- 5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 事故発生前から常時運転しているコンクリート遮へい体冷却系の運転が継続されるものとし、安全容器外面冷却による除熱を考慮するものとする。
- 7) 炉心崩壊熱による原子炉容器内のナトリウムの昇温、蒸発挙動より蒸発による液位低下を求める。なお、沸点に達する前の蒸発や蒸発に伴う液体ナトリウムの冷却も考慮する。原子炉カバーガス等のバウンダリ内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全板の設定圧（9.8kPa[gage]）を超過すると、安全板が開放され、蒸発したナトリウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気格納容器（床下）に流出するものとする。カバーガス中に蒸発したナトリウムは、瞬時に安全板を通じて格納容器（床下）に流出するものとして蒸発率を計算し、液位の低下速度を保守的に計算する。

4.2 原子炉容器内冷却材液位の計算

4.1の解析条件等に基づき各変数を設定し、以下の式により原子炉容器内冷却材ナトリウム液位を計算した。新しい時刻の値を(′)を付けて記す。また、変数の定義は第1表に示す。

4.2.1 原子炉容器内冷却材ナトリウムの液位

原子炉容器内冷却材ナトリウムの液位 L_R は次式で求める。

$$L'_R = L_R - \frac{(Q_{vp} + Q_{lk})\Delta t}{\rho S_R} \quad \text{式(1)}$$

ここで、

L_R	: 原子炉容器内冷却材ナトリウムの液位	[m]
Q_{vp}	: 冷却材ナトリウムの蒸発率	[kg/s]
Q_{lk}	: 冷却材ナトリウムの漏えい率	[kg/s]
Δt	: タイムステップ	[s]
ρ	: 冷却材ナトリウムの密度	[kg/m ³]
S_R	: 原子炉冷却材バウンダリ内ナトリウムの水平方向の断面積	[m ²]

4.2.2 冷却材ナトリウムの蒸発率

冷却材ナトリウムの蒸発率 Q_{vp} は、実験データに基づき、次式で求める。

$$Q'_{vp} = 4 \times 10^{-26} \times T^{8.9613} \times S_R \times 10^{-3} \quad \text{式(2)}$$

ここで、

T	: 冷却材ナトリウムの温度	[°C]
-----	---------------	------

4.2.3 冷却材ナトリウムの漏えい率

冷却材ナトリウムの漏えい率 Q_{lk} は次式で求める。ただし、 $L_R < L_{Sf}$ の場合は0とする。

$$Q'_{lk} = S_l \rho \sqrt{2g((L_R - L_{lk}) + L_P)} \quad \text{式(3)}$$

ここで、

S_l	: 配管の漏えい口の面積	[m ²]
g	: 重力加速度	[m/s ²]
L_{lk}	: 配管の破損位置	[m]
L_P	: 1次主循環ポンプ運転時の吐出圧 (ナトリウム水頭圧の高さに換算)	[m]
L_{Sf}	: 安全容器内のナトリウム液位	[m]

4.2.4 冷却材ナトリウム温度

冷却材ナトリウム温度 T は次式で求める。

$$T' = T + \frac{\Delta t H_i}{C_{Na} M_{Na} + C_{St} M_{St}} \quad \text{式(4)}$$

ここで、

H_i	: 冷却材ナトリウムへの入熱量	[W]
C_{Na}	: 冷却材ナトリウムの比熱	[J/(kg·K)]
M_{Na}	: 冷却材ナトリウムの量	[kg]
C_{St}	: 構造材の比熱	[J/(kg·K)]
M_{St}	: 構造材の量	[kg]

4.2.5 冷却材ナトリウムへの入熱量

冷却材ナトリウムへの入熱量 H_i は次式で求める。

$$H_i = H_D - H_{vp} - H_{Sf} \quad \text{式(5)}$$

ここで、

H_D	: 崩壊熱	[W]
H_{vp}	: 冷却材ナトリウムの蒸発による除熱量	[W]
H_{Sf}	: 安全容器からの除熱量	[W]

4.2.6 冷却材ナトリウムの蒸発による徐熱量

冷却材ナトリウムの蒸発による除熱量 H_{vp} は次式で求める。

$$H_{vp} = Q_{vp} h_{vp} \quad \text{式(6)}$$

ここで、

h_{vp}	: ナトリウムの蒸発潜熱	[J/kg]
----------	--------------	--------

第1表 変数の定義

記号	定義	単位	備考
L_R	原子炉容器内冷却材ナトリウムの液位	m	—
Q_{vp}	冷却材ナトリウムの蒸発率	kg/s	ナトリウム技術読本及び 実験データに基づき計算
Q_{lk}	冷却材ナトリウムの漏えい率	kg/s	—
Δt	タイムステップ	s	—
ρ	冷却材ナトリウムの密度	kg/m ³	ANL-RE-95 年式
S_R	原子炉冷却材バウンダリ内ナトリウムの 水平方向の断面積	m ²	設計値から計算
S_l	配管の漏えい口の面積	m ²	約 42mm ² (事故の想定)
g	重力加速度	m/s ²	—
L_{lk}	配管の破損位置	m	NsL-約 8200mm (事故の想定)
L_P	1 次主循環ポンプ運転時の吐出圧 (ナトリウム水頭圧の高さに換算)	m	設計値から計算
L_{Sf}	安全容器内のナトリウム液位	m	事故の想定及び設計値か ら計算
T	冷却材ナトリウム温度	°C	—
H_i	冷却材ナトリウムへの入熱量	W	—
C_{Na}	冷却材ナトリウムの比熱	J/(kg·K)	ANL-RE-95 年式
M_{Na}	冷却材ナトリウムの量	kg	設計値から計算
C_{St}	構造材の比熱	J/(kg·K)	伝熱工学資料第 5 版
M_{St}	構造材の量	kg	設計値から計算
H_D	崩壊熱	W	FPGS コードによる計算
H_{vp}	冷却材ナトリウムの蒸発による除熱量	W	—
H_{Sf}	安全容器からの除熱量	W	事故時の温度条件に基づ き計算
h_{vp}	ナトリウムの蒸発潜熱	J/kg	ANL-RE-95 年式

冷却材ナトリウムの蒸発率について

冷却材ナトリウムの蒸発率 Q_{vp} と温度 T との関係は、文献[1]及び実験データに基づき、次式で近似している。

$$Q'_{vp} = 4 \times 10^{-26} \times T^{8.9613} \times S_R \times 10^{-3} \quad \text{式(1)}$$

ここで、

Q_{vp}	：冷却材ナトリウムの蒸発率	[kg/s]
T	：冷却材ナトリウムの温度	[°C]
S_R	：原子炉冷却材バウンダリ内ナトリウムの水平方向の断面積	[m ²]

近似式 (1) は、文献[1]の以下の蒸発速度の式に基づいて、計算している。

$$\varphi = hd (Cs - C\infty) \quad \text{式(2)}$$

$$Cs = Ps / RT \quad \text{式(3)}$$

ここで、

φ	：ナトリウムの蒸発速度	[mol/m ² s]
hd	：物質伝達率	[m/s]
Cs	：液面での蒸気濃度	[mol/m ³]
$C\infty$	：雰囲気中の蒸気濃度	[mol/m ³]
Ps	：飽和蒸気圧	[Pa]
R	：定数	—

ここでは、保守的な想定として、蒸発速度を大きめ（液位の低下を速め）に評価する条件として、雰囲気中の蒸気濃度は0として評価している。また、物質伝達率は、実験データに基づき設定し、飽和蒸気圧は、文献[1]のから計算している。

これにより、既往の研究[2]における以下の蒸発率の評価式より、蒸発速度を大きめ（液位の低下を速め）に評価している。

$$\varphi = 8.35 \times 10^{-4} \times P_s^{1.10} \quad \text{式(4)}$$

ここで、

φ	：ナトリウムの蒸発速度	[g/cm ² s]
Ps	：飽和蒸気圧	[atm]

[1] 核燃料サイクル開発機構, “ナトリウム技術読本”, JNC TN9410 2005-011, 2005

[2] S.Miyahara et al. , “Sodium aerosol release rate and nonvolatile fission product retention factor during a sodium-concrete reaction”, Nuclear Technology Vol. 97(1992), p. 212-226

安全容器からの除熱量の設定について

安全容器からの除熱量は、既往の運転データから設定し、炉外事象過程の解析結果から保守性を確認している。

既往の運転データに基づき、通常運転時の除熱量を計算すると以下となる。

コンクリート遮へい体冷却系窒素ガス流量（ペDESTAL部流量を含む。）：約 22,000 kg/h
コンクリート遮へい体冷却系窒素ガス入口温度：約 25 °C
コンクリート遮へい体冷却系窒素ガス出口温度：約 41 °C
窒素ガス比熱：1,041 J/kg°C

除熱量： $22,000/3600 \times (41-25) \times 1,041 = \text{約 } 102\text{kW}$

事故時には安全容器外周の窒素ガス流量及び冷却水流量を増大させることから、これによる熱伝達の向上を踏まえ、定格運転時の温度分布における事故時の除熱量を 110kW と設定している。

また、除熱量は、原子炉冷却材温度とガス温度の差に比例すると想定し、各時刻における原子炉冷却材温度から当該時刻の除熱量を計算している。

なお、LORL（i）では安全容器内にナトリウムが漏えいするため、事故時の除熱量は健全体系より大きくなるが、上記の計算では、炉外事象過程の初期定常解析により計算された除熱量（約 240kW）を十分に下回る除熱量となり、原子炉冷却材温度の上昇を高め評価する保守的な想定である。

損傷炉心物質等と遮へいグラファイトとの共存性について

(参考) 安全容器内の遮へいグラファイトとナトリウムの共存性

1次主冷却系の安全容器内配管(内管及び外管)が破損すると、漏えいナトリウムは二重壁外に漏えいし、ナトリウムと安全容器内の遮へいグラファイト(黒鉛ブロック)が接触する。

安全容器による漏えいナトリウムの保持機能は既許可で確認されているが、BDBAの資機材としての機能を再確認する観点で、ナトリウムと遮へいグラファイトの接触により、有害な反応が生じないことを文献調査、熱力学的平衡計算及び試験により確認した。

文献調査

・調査範囲

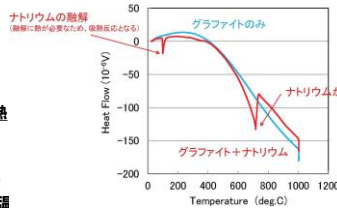
- ① BINARY ALLOY PHASE DIAGRAMS (ASM INTERNATIONAL, 1996年)
- ② Liquid Metal Hand Book (ATOMIC ENERGY COMMISSION・DEPARTMENT OF THE NAVY, 1952年)
- ③ Applied Chemistry of the Alkali Metals (Plenum Press, New York, 1987年)
- ④ ナトリウム技術誌本 (JNC TN9410 2005-011, 核燃料サイクル開発機構, 2005年9月)
- ⑤ ナトリウム中の不純物溶解度 (TN951 75-03, 動力炉・核燃料開発事業団, 1975年9月)
- ⑥ 金属ナトリウムの処理剤の開発 (PNC TJ299 83-02, 動力炉・核燃料開発事業団, 1983年2月)

・調査結果

- ① ナトリウム-炭素の平衡状態図はなく、有害な反応は生じない。
- ② 600℃以下ではナトリウムとグラファイトの共存性は良好。(安全容器内のナトリウム最高温度: 約430℃)
- ③ 炭素、黒鉛(グラファイト)はナトリウムとほとんど反応しない。溶解もごくわずかであり、数百℃以下のナトリウム中の炭素溶解度はppmオーダーである。条件によっては、ナトリウムアセチライド Na_2C_2 やナトリウム層間化合物 C_{60}Na が形成されることが確認されている。

熱力学的平衡計算

熱力学的平衡計算コードにより、化学的反応性を評価し、ナトリウムと炭素が反応しないことを確認した。



ナトリウムがすべて蒸発する約700℃までの範囲において、融解、蒸発以外のピークが見られないことから、急速な反応は生じていないと評価される。

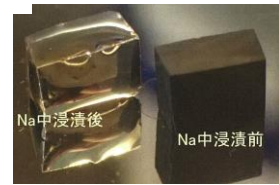
黒鉛のナトリウム中への浸漬試験及び黒鉛とナトリウムの熱分析試験

・黒鉛とナトリウムの熱分析

TG-DTA装置で、黒鉛とナトリウムの共存下において、約700℃まで昇温(その後グラファイト単独で1000℃まで昇温)し、熱分析を実施した。その結果、グラファイトとナトリウムの急速な反応が生じないことを確認した。

・黒鉛とナトリウムの共存性確認試験

約500℃のナトリウム中に黒鉛を浸漬させ、急速な反応が生じないことを確認した。



(参考) 安全容器内の遮へいグラファイトによる損傷炉心物質の保持機能(1/2)

安全容器による損傷炉心物質等の保持機能は既許可の仮想事故で確認されているが、BDBAの資機材としての機能を再確認する観点で、安全容器内の遮へいグラファイト(黒鉛ブロック)と損傷炉心物質の接触により、有害な反応が生じないことを以下の評価及び試験により確認

- ・熱力学的平衡計算コードによる化学的反応性評価
- ・損傷炉心物質等の模擬試料と黒鉛板による熱分析試験

熱力学的平衡計算コードによる化学的反応性評価

【概要】

界面に生成する可能性のある相・化学物質を調べるため、熱力学的平衡計算を実施

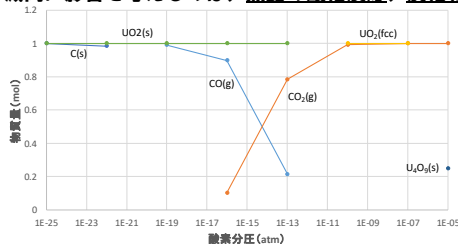
【主な計算条件】

全ての相の存在を想定し、温度、酸素分圧をパラメータとして、以下の組成の組合せについて評価

項目	計算条件	備考
組成	① U-C-O ② U-Fe-Na-C-O ③ Pu-U-C-O ④ Pu-U-Fe-Na-C-O	① 燃料(U) + 黒鉛接触条件 ② 燃料(U) + 構造材(鉄で代表) + 冷却材+黒鉛混在条件 ③ ①+Pu ④ ②+Pu
温度	800℃~2800℃	炉外事象過程の基本ケースの解析値約530℃より高めに設定し、影響を確認
酸素分圧	$10^{-5}\text{atm} \sim 10^{-25}\text{atm}$	安全容器内は窒素雰囲気であるが、幅広い条件で影響を確認

【計算結果】

黒鉛ブロックの侵食、減肉に影響を与えるのは、黒鉛の酸化反応、炭化物燃料生成反応



組成①、1,000℃における計算結果例

(参考) 安全容器内の遮へいグラファイトによる損傷炉心物質の保持機能 (2/2)

損傷炉心物質等の模擬試料と黒鉛板による熱分析試験

【概要】

- ・ TG-DSC (熱重量示差走査熱量分析) により反応に由来する吸熱・発熱ピークの有無を確認
- ・ 熱分析後に金相観察を行い、黒鉛と二酸化ウランの界面で反応が起きていないかを確認
- ・ EPMA (電子線マイクロアナライザ) 分析で化合物が生成されていないか確認

【主な試験条件】

- ・ 二酸化ウラン試料 (二酸化ウラン、二酸化ウランに金属粉混合) と黒鉛板を接触させ、アルゴン雰囲気又はアルゴン+酸素 (10ppm) 雰囲気中で1,200℃及び1,500℃までの熱分析試験を実施 (最高温度で1時間保持)

	最高温度	酸素濃度	金属粉混合	備考
①	1,200	<0.1	無し	(基本ケース)
②	1,200	10	無し	10ppm酸素雰囲気条件
③	1,500	<0.1	無し	高温条件
④	1,200	<0.1	鉄粉	鉄粉混合条件
⑤	1,200	<0.1	SUS粉	SUS粉混合条件

【熱分析結果】

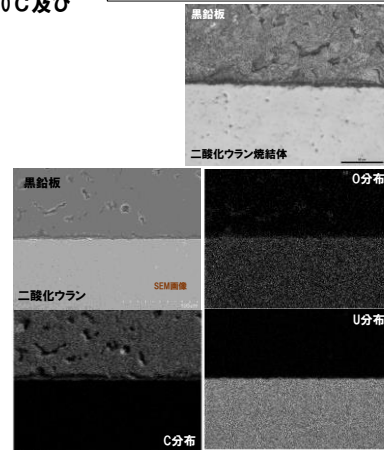
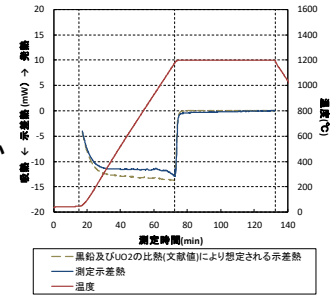
いずれも

- ・ 二酸化ウラン試料と黒鉛試料による明確な反応は確認されず
- ・ 黒鉛板の明確な重量変化も確認されず

【金相・EPMA分析結果】

いずれも

- ・ 界面付近でもウランと炭素の化合物の形成は確認されず
- 「常陽」の安全容器内条件では
燃料と黒鉛の反応による黒鉛ブロックの有意な減肉は生じない



試料①の試験結果
(上：示差熱、中：金相、下：EPMA)

損傷炉心物質の安全容器内冷却解析について

1. 原子炉容器内ナトリウム液位及び安全容器内ナトリウム液位の設定における保守性の考え方

損傷炉心物質からの熱は、原子炉容器内のナトリウムに伝達された後、ナトリウムに接している原子炉容器側面から、遮へいグラファイトを介して安全容器に伝達され、コンクリート遮へい体冷却系により安全容器の外面から冷却される。

損傷炉心物質上方のナトリウム液位が高いほど、ナトリウムによるヒートシンクの効果は大きく、また原子炉容器側面を介して除熱に寄与する伝熱面積が広がるため、損傷炉心物質上方のナトリウムの他、損傷炉心物質、損傷炉心物質下部の遮へいグラファイトの温度は低く抑えられる。

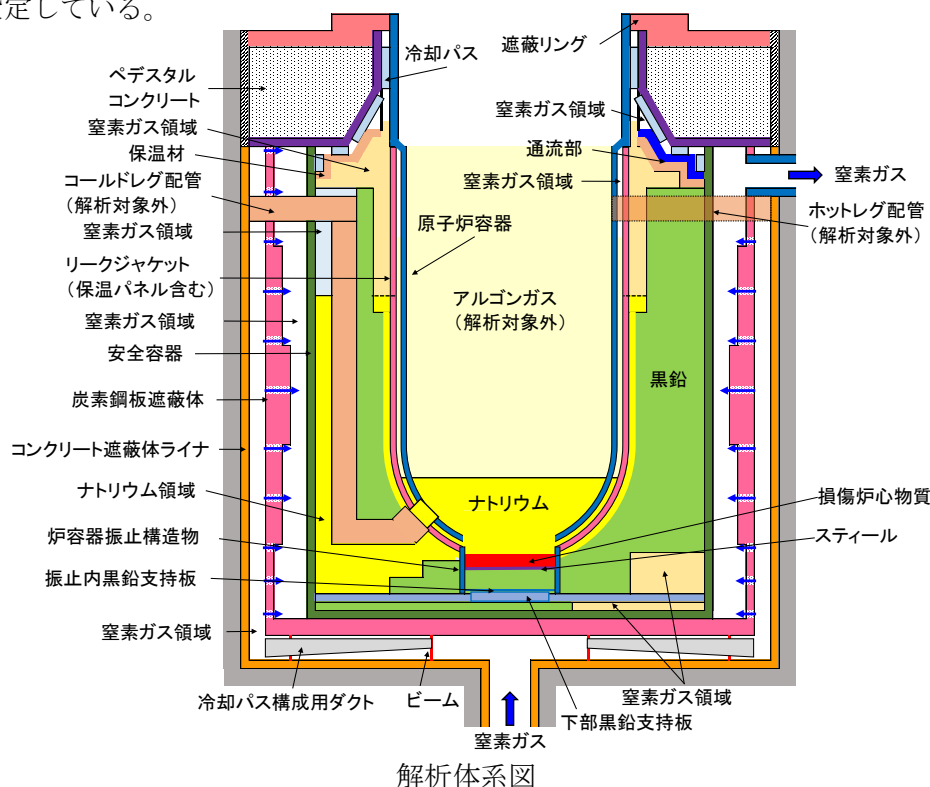
他方、ナトリウム液位が低い場合、損傷炉心物質の熱は、上方のナトリウムから遮へいグラファイト等への伝熱量が制限されるため、下方の安全容器底板へ移行することになる。すなわち、原子炉容器内ナトリウム液位を低く設定することは、安全容器の構造健全性評価の観点で保守的な想定となる。以上のことから、原子炉容器内のナトリウム液位は、炉心頂部が露出した時点のナトリウムインベントリを保守的に約 1/3 とし、GL-12, 460mm と設定した。

また、原子炉容器内液位と安全容器内液位は、以下の考え方にに基づき、個別に設定している。

本事故シーケンスでは、原子炉冷却材バウンダリの破損を想定するため、原子炉容器内液位と安全容器内液位は平衡した状態で事象が推移すると考えられる。

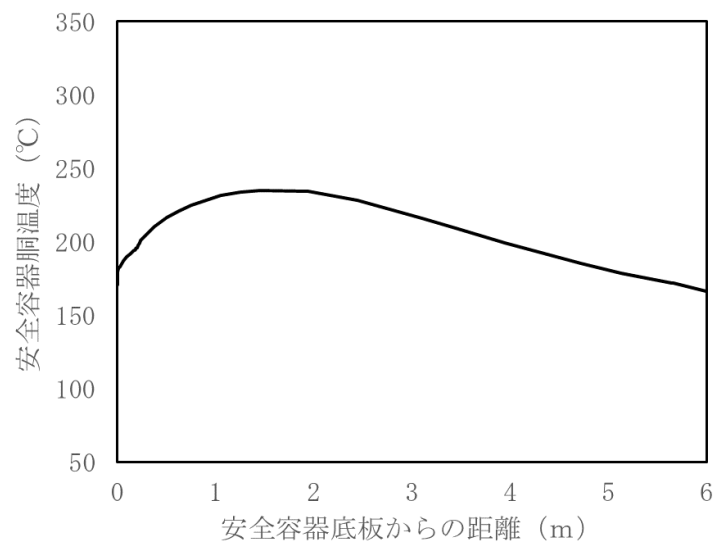
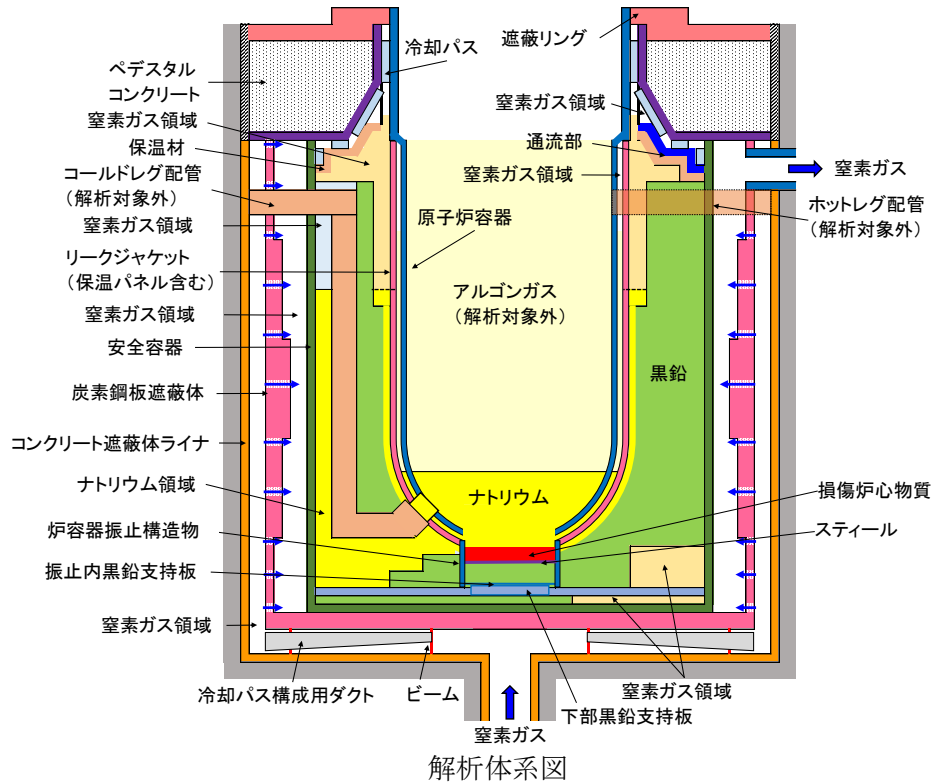
他方、上述のとおり、原子炉容器内ナトリウム液位を低く設定する方が、安全容器の構造健全性評価の観点で保守的な想定となることから、安全容器内に流出したナトリウムは原子炉容器内には還流しないと仮定して液位を設定した。

なお、安全容器内のナトリウム液位は、安全容器内の約 30m³の空隙部に約 30 m³のナトリウムが漏洩し、原子炉容器内のナトリウム液位と安全容器内のナトリウム液位が平衡する液位として、GL-8, 900mm と設定している。



2. 損傷炉心物質の安全容器内冷却解析における安全容器胴の軸方向温度分布について

安全容器胴の軸方向温度分布に関して、発熱源である損傷炉心物質は底部から高い位置にあるため、軸方向位置が底部から高くなり、損傷炉心物質に近づくに連れて温度が上昇し、損傷炉心物質と概ね同等の高さで温度は最も高くなる。更に上方では、損傷炉心物質と安全容器胴の距離が長くなるとともに、安全容器側面からの冷却により、温度が低下する。

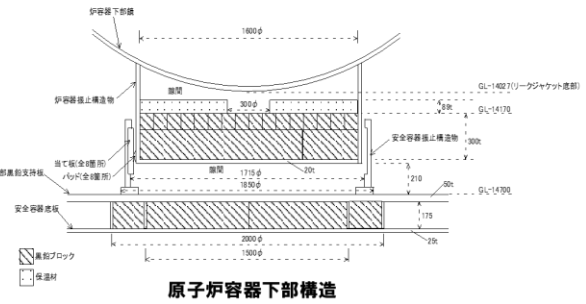


安全容器胴の軸方向温度分布

損傷炉心物質の安全容器移行後の臨界性について

安全容器内での損傷炉心物質の臨界性の評価 (1/2)

- LORL等の崩壊熱除去機能喪失型の事象では、以下の事象推移で損傷炉心物質が安全容器内に移行する。安全容器内での臨界性について評価した。
- (1) 原子炉容器の冷却材液位が炉心頂部に達した後、液位よりも上に露出した炉心は被覆管の溶融によって崩壊し、溶融スチールと固体ペレットの混合物を形成する。
- (2) 液位の低下に従って炉心よりも下にある構造物は炉心からの熱負荷で溶融又はクリープ破損し、損傷炉心物質は下部プレナム内のナトリウム中へ落下する。
- (3) ナトリウム中に沈降した損傷炉心物質からの熱負荷とその荷重によって原子炉容器底部がクリープ破損し、損傷炉心物質は安全容器内の原子炉容器振れ止め構造物（以下「炉容器振止構造物」）内の遮へいグラファイト上に落下する。



損傷炉心物質の安全容器内への移行割合をパラメータとして、解析を実施

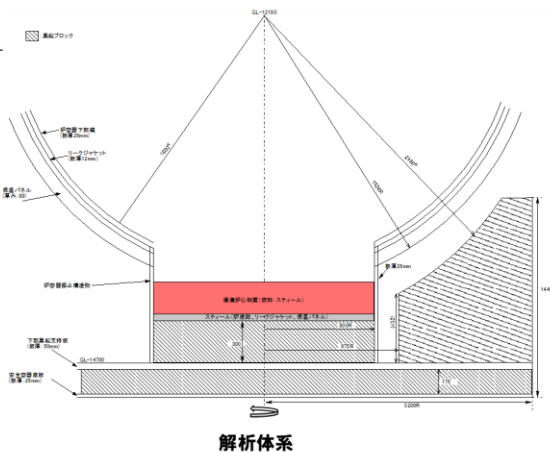
■ 解析条件

- ・解析コード：モンテカルロコードMVP
- ・解析体系等：安全容器内（原子炉容器下部）

損傷炉心物質及びスチール（原子炉容器下部鏡、リークジャケット、保温パネル）が炉容器振止構造物内に堆積。これらの温度は事象推移に基づき設定。

原子炉容器及び炉容器振止構造物の側板の熱膨張及びクリープ変形を想定し、炉容器振止構造物と下部黒鉛支持板の隙間はなくなるものとした。

制御棒及び後備炉停止制御棒（中性子吸収材）は損傷炉心物質内に全く移行しないものとした。



安全容器内での損傷炉心物質の臨界性の評価 (2/2)

- 損傷炉心物質の安全容器内への移行割合をパラメータとした解析より、最も厳しい条件である移行割合100%の場合においても実効増倍率は約0.53であり、再臨界のおそれがないことを確認

解析結果		
移行割合 (%)	実効増倍率	標準偏差
20	0.1414	0.069%
40	0.2542	0.051%
60	0.3558	0.048%
80	0.4468	0.039%
100	0.5261	0.035%

- 損傷炉心物質の堆積形状、混合状態等について、仮想的な条件も含めて以下の影響評価を実施し、何れも再臨界に至らないことを確認

- ・幾何形状（堆積半径、円錐状の堆積）
- ・混合状態（燃料／スチールの完全分離、内側炉心燃料・外側炉心燃料の分離）
- ・温度（室温）

【LOHRS 臨界性：別紙 8-37-別添 1】

安全容器内での損傷炉心物質の臨界性の評価について

1. 概要

LORL 等の崩壊熱除去機能喪失型の事象において、損傷炉心物質が安全容器内に移行する際の臨界性の評価についてまとめた。

2. 解析対象の事象推移の整理

以下に示す「常陽」の崩壊熱除去機能喪失事象の事象推移を踏まえて、損傷炉心物質質量、堆積形状等を設定した。

- (1)原子炉容器の冷却材液位が炉心頂部に達した後、液位よりも上に露出した炉心は被覆管の溶融によって崩壊し、溶融スチールと固体ペレットの混合物を形成する。
- (2)液位の低下に従って炉心よりも下にある構造物は炉心からの熱負荷で溶融又はクリープ破損し、損傷炉心物質は下部プレナム内のナトリウム中へ落下する。
- (3)ナトリウム中に沈降した損傷炉心物質からの熱負荷とその荷重によって原子炉容器底部がクリープ破損し、損傷炉心物質は安全容器内の原子炉容器振れ止め構造物（以下「炉容器振止構造物」という。）内の遮へいグラファイト上に落下する。

3. 解析内容

2. の事象推移を踏まえて、損傷炉心物質が原子炉容器底部から移行し、安全容器内の黒鉛上に堆積した状態について解析した。

4. 解析条件

4.1 解析コード

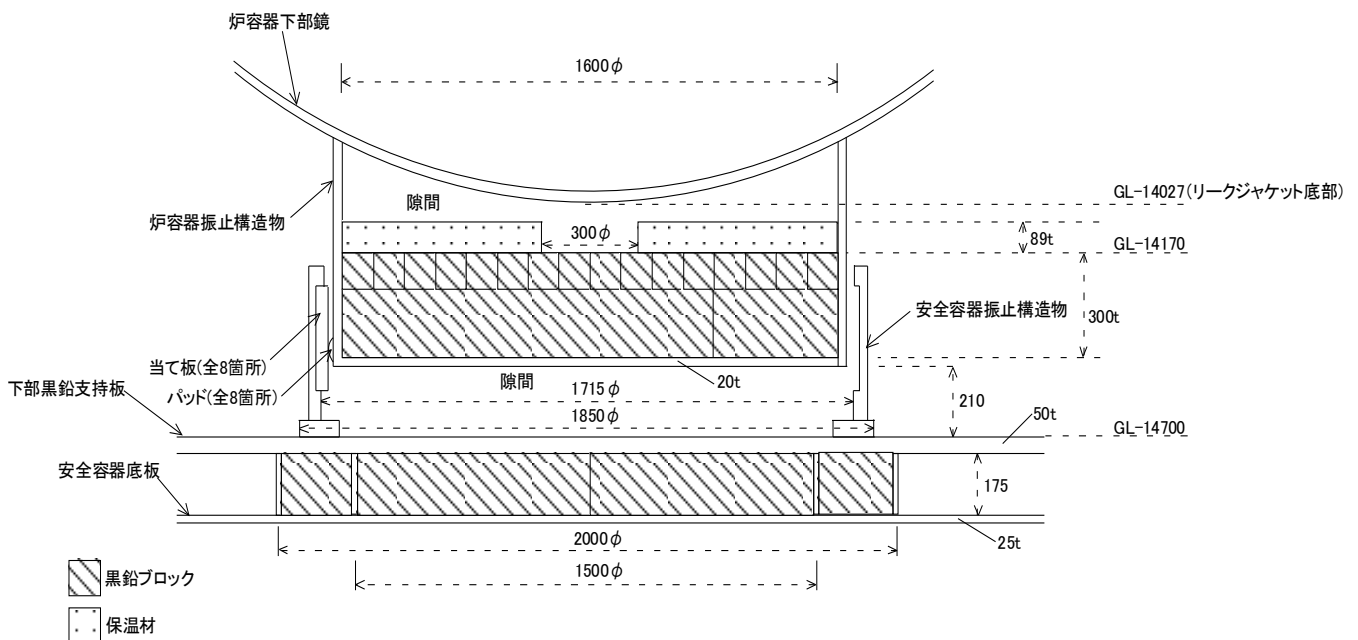
解析コードは現実的な幾何形状をモデル化するために、モンテカルロコードMVPを使用した。MVPコードは臨界安全評価に広く用いられており、黒鉛（グラファイト）反射体体系を含むベンチマーク計算により検証され、推定臨界下限増倍率^{*}は、0.98 と評価されている^[1]。本評価では、保守的に実効増倍率0.95を臨界判断基準とする。

※ 臨界超過確率 2.5%、信頼度 97.5%として、これ以下ならば臨界にならないと判断される中性子増倍率の値

4.2 解析体系

原子炉容器の下部構造を第1図に示す。

炉容器振止構造物（内半径 800mm）は、原子炉容器からぶら下がる構造となっており、原子炉容器下部鏡、リークジャケットの下の空間に炉容器保温パネル（ステンレス鋼）、黒鉛ブロックが収納される。



第1図 原子炉容器の下部構造

4.3 解析条件

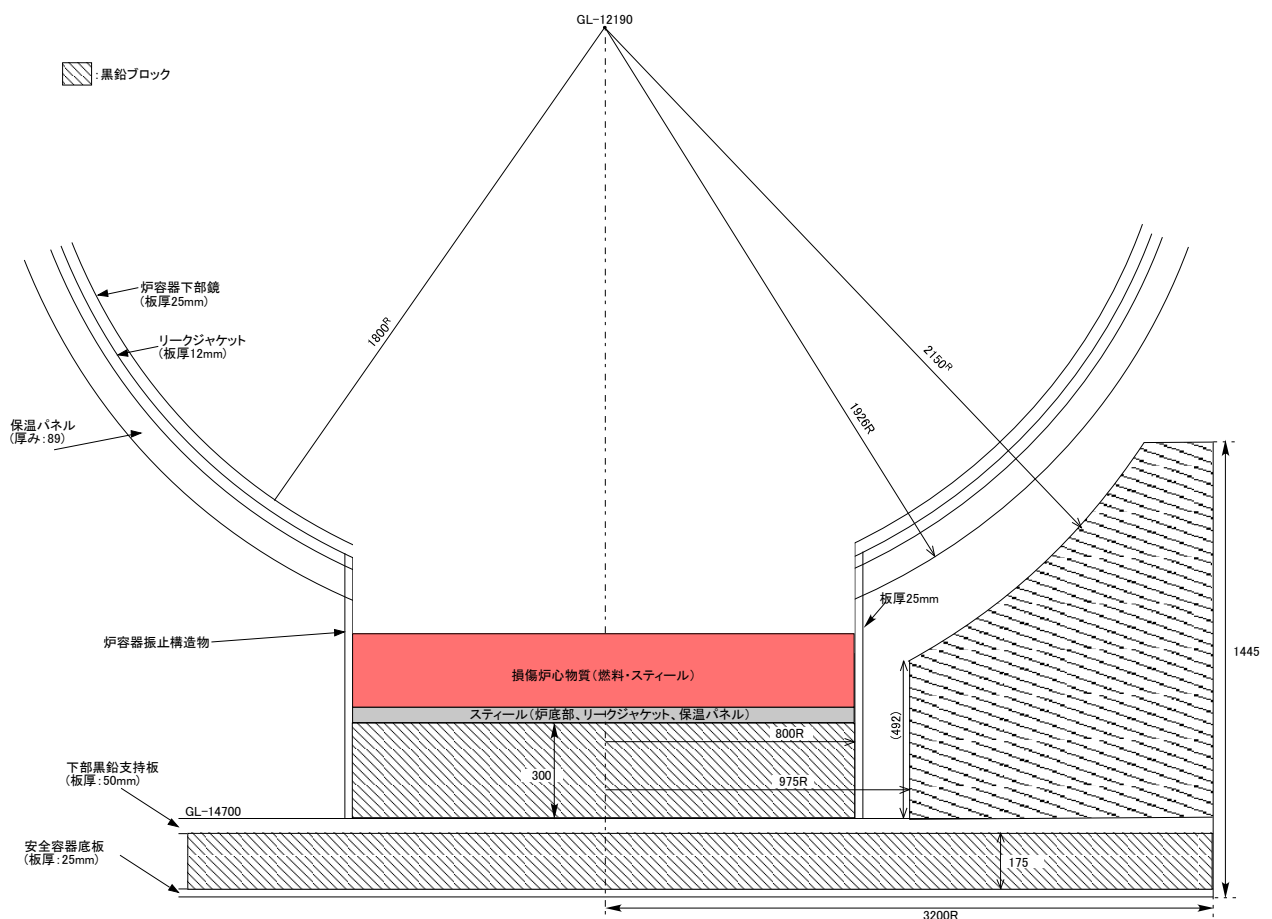
損傷炉心物質が原子炉容器底部から落下し、安全容器内の黒鉛上に堆積した状態を想定し、損傷炉心物質の移行割合に関する感度解析を実施した。解析体系図を第2図、解析体系等の諸条件を第1表に示す。

解析体系は、健全状態の構造（第1図）に対して、原子炉容器及び炉容器振止構造物の側板が熱膨張するとともにクリープ変形することが考えられることから、炉容器振止構造物と下部黒鉛支持板の隙間がなくなるものとした。炉容器振止構造物（内半径 800mm）の範囲で、黒鉛上には原子炉容器下部鏡、リークジャケットと炉容器保温パネルが黒鉛上に堆積するものとした。

損傷炉心物質の物量は、全炉心を炉心燃料集合体としたときの燃料及びスチールの全質量に対して、移行割合を掛けた体積とした。

損傷炉心物質の物量を第2表に、損傷炉心物質の堆積厚みを第3表に示す。この堆積厚みは第2表に示す燃料とスチールの質量と密度から求められた損傷炉心物質の体積を基に算出したものである。

なお、臨界性を保守的に評価するため、制御棒及び後備炉停止制御棒（中性子吸収材）は損傷炉心物質内に全く移行しないものとした。



第2図 安全容器内の臨界性評価体系

第1表 幾何形状等の諸条件

	材質 (現規格)	形状 (mm)
原子炉容器	SUS27HP (SUS304)	厚み 25
リークジャケット	SUS27HP (SUS304)	厚み 12
炉容器保温パネル (炉容器底部)	SUS27HP (SUS304)	厚み 4
黒鉛ブロック (振止構造物内)	黒鉛 (グラファイト)	厚み 300
振止構造物	SUS27HP (SUS304)	厚み 25
下部黒鉛支持板	SM41A (SM400A)	厚み 50
黒鉛ブロック (振止構造物外)	黒鉛 (グラファイト)	厚み 200

第2表 損傷炉心物質の物量

項目	単位	数値
燃料質量	kg	875
燃料密度	kg/m ³	1.07×10 ⁴
燃料体積	m ³	0.082
スチール質量	kg	3551
スチール密度	kg/m ³	7.6×10 ³
スチール体積	m ³	0.468
炉心物質体積	m ³	0.550

第3表 損傷炉心物質の堆積厚み

移行割合 (%)	堆積厚み (mm)
20	54.7
40	109.4
60	164.1
80	218.8
100	273.5

5. 解析結果

解析結果を第4表に示す。最も厳しい条件である移行割合100%の場合においても実効増倍率は約0.53であり、再臨界のおそれがないことを確認した。

第4表 解析結果

移行割合 (%)	実効増倍率	標準偏差
20	0.1414	0.069%
40	0.2542	0.051%
60	0.3558	0.048%
80	0.4468	0.039%
100	0.5261	0.035%

6. パラメータサーベイ

6.1 損傷炉心物質の堆積半径による影響

上記では、損傷炉心物質が炉容器振止構造物の内半径（800mm）で堆積するものとしたが、健全時の炉心半径に相当する400mmで堆積すると仮想した解析を行った。なお、移行割合は100%とした。結果を第5表に示す。

堆積半径が縮小することにより、実効増倍率が増加するものの、再臨界のおそれがないことを確認した。

第5表 堆積半径による影響

堆積半径(mm)	堆積厚み(mm)	実効増倍率	標準偏差
800	273.5	0.5261	0.035%
400	1094.2	0.6756	0.033%

6.2 損傷炉心物質の混合状態による影響

2. の事象推移の通り、LORL等の崩壊熱除去機能喪失型の事象では、燃料（ペレット）は熔融することなく、安全容器内においてスチールとの混合状態で存在すると想定されるものの、臨界性への影響を確認する観点で、損傷炉心物質内で燃料とスチールが完全に分離されることを仮想した解析を行った。なお、移行割合は100%とした。結果を第6表に示す。

損傷炉心物質の完全分離を仮想した場合においても、再臨界のおそれがないことを確認した。

第6表 損傷炉心物質の混合状態による影響

損傷炉心物質 (燃料／スチール)	堆積厚み(mm)	実効増倍率	標準偏差
混合	273.5	0.5261	0.035%
完全分離	燃料：40.8 スチール：232.7	0.8082	0.023%

6.3 損傷炉心物質の内側炉心・外側炉心の分離による影響

上記5. では、損傷炉心物質が炉容器振止構造物の内半径（800mm）に内側炉心と外側炉心が混合状態で堆積するものとしたが、内側炉心と外側炉心が分離状態で堆積するものとした解析を行った。なお、移行割合は100%とした。結果を第7表に示す。

損傷炉心物質の内側炉心・外側炉心が分離した場合においても、実効増倍率が増加することはない、再臨界のおそれがないことを確認した。

第7表 損傷炉心物質の内側炉心・外側炉心の分離による影響

損傷炉心物質 (内側炉心／外側炉心)	堆積厚み(mm)	実効増倍率	標準偏差
混合	273.5	0.5261	0.035%
分離	273.5	0.5141	0.035%

6.4 損傷炉心物質の幾何形状による影響

上記では、損傷炉心物質が原子炉容器底部から落下し、安全容器内の黒鉛上に円筒状に堆積した状態を想定したが、円錐状に堆積することを想定した解析を行った。円錐は表面積が最小となるように底角70.5°とした。なお、移行割合は100%とした。結果を第8表に示す。

堆積物形状を円錐状にすることにより、実効増倍率が増加するものの、再臨界のおそれがないことを確認した。

第8表 損傷炉心物質の幾何形状による影響

堆積物形状	移行割合	実効増倍率	標準偏差
円筒状	100%	0.5261	0.035%
円錐状	100%	0.6925	0.031%

6.5 損傷炉心物質の温度による影響

本評価においては、損傷炉心物質の温度として1223Kと設定しているが、温度低下による臨界性への影響を確認する。ここでは、温度影響を熱収縮の影響とドップラ効果の影響に分離して、解析を実施した。熱収縮については、一定の密度変化あたりで影響を確認するものとし、損傷炉心物質の原子数密度を1%増加させ、堆積厚みは1%減少させた体系とした。ドップラ効果については、損傷炉心物質の温度を300Kとして影響を確認した。

結果を第9表及び第10表に示す。熱収縮については、実効増倍率への影響が小さいことがわかる。ドップラ効果についても、実効増倍率への影響は小さいことを確認した。

第9表 熱収縮による影響

原子数密度	堆積厚み(mm)	移行割合	実効増倍率	標準偏差
基準	273.5	100%	0.5261	0.035%
+1%	270.8	100%	0.5266	0.038%

第10表 ドップラ効果による影響

温度(K)	移行割合	実効増倍率	標準偏差
1223	100%	0.5261	0.035%
300	100%	0.5307	0.037%

参考文献

- [1]奥野 他、“臨界安全ハンドブック・データ集第2版（受託研究）”、JAEA-Data/Code 2009-010 (2009)

以上

損傷炉心物質の安全容器内冷却に係る安全容器の構造健全性評価について

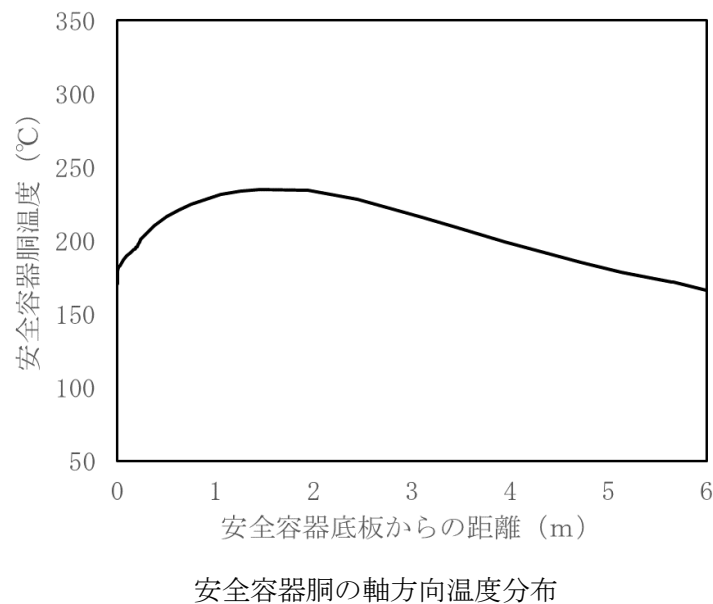
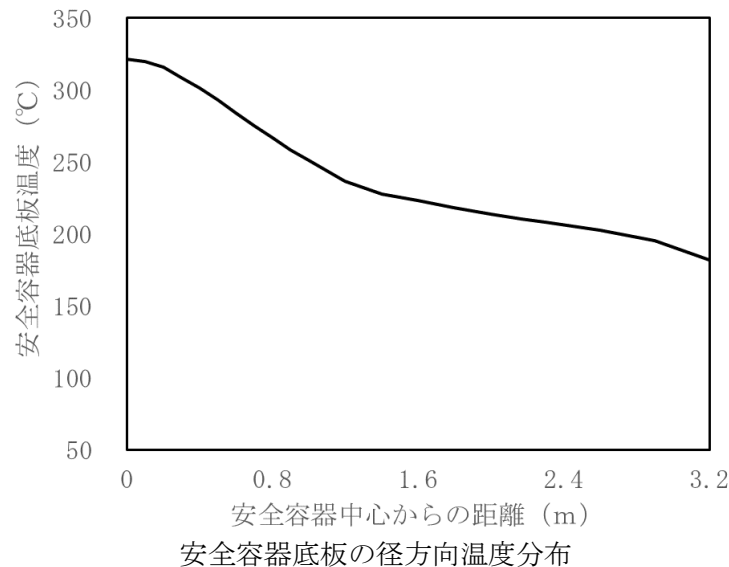
損傷炉心物質の安全容器内冷却に係る安全容器の構造健全性評価について

損傷炉心物質の安全容器内冷却に係る安全容器の構造健全性評価では、安全容器の自重、ナトリウム重量及び損傷炉心物質の重量並びに内圧により安全容器の胴部及び底板部に発生する応力（1次応力）は当該部の許容応力を十分に下回ることから、安全容器の健全性は確保されることを確認している。

本評価では、発生する応力（1次応力）が、450℃の許容応力を下回ることを確認している（全体を450℃とみなして評価しているのと同様である。）。

また、損傷炉心物質により安全容器に温度分布が生じる場合に発生する熱応力は2次応力である。2次応力は、拘束とバランスするひずみや変形が生ずると緩和されるため延性破壊を引き起こすことはない[1]。また、事象が繰返しではなく疲労破損が想定されない場合において、1次+2次応力評価は不要である。

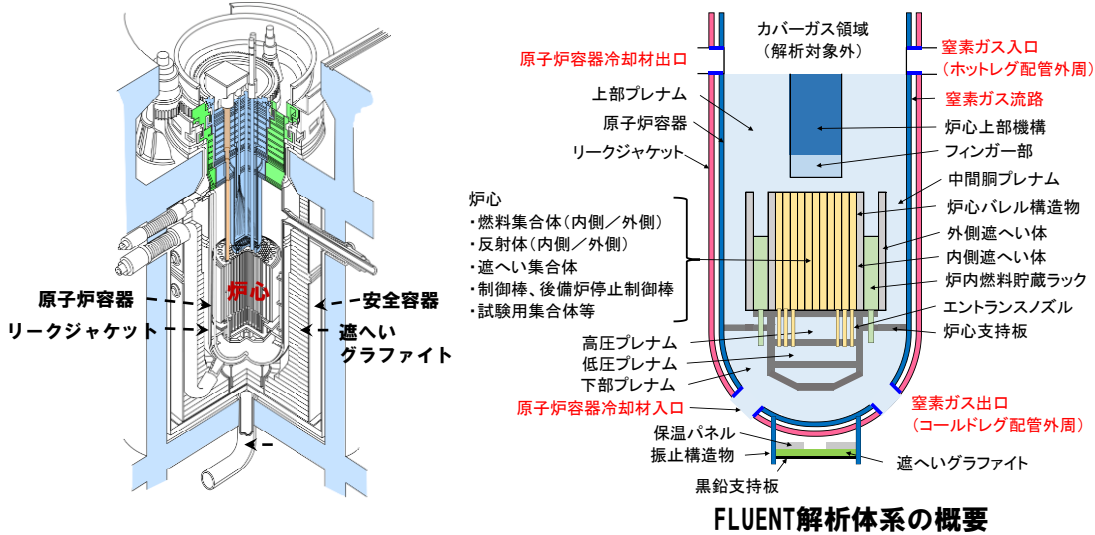
[1] 上坂 充, 鬼沢 邦雄, 笠原 直人, 鈴木一彦, “原子力教科書 原子炉構造工学”, オーム社, 1999, ISBN978-4-274-20690-0



コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却の評価

LORL (ii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 原子炉容器外面冷却におけるFLUENTの解析体系の概要

1. 対象事象
1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重量事故
2. 主な格納容器破損防止措置
コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却
3. 主な事象推移
1次冷却材の漏えいにより主冷却系の循環に必要な液位を喪失した後、補助冷却設備による冷却機能を喪失
4. 解析体系
ナトリウム液面、リークジャケット側面は、保守側の設定として、除熱に寄与しない断熱条件とする。



FLUENT解析体系の概要

LORL (ii) の格納容器破損防止措置の有効性評価 原子炉容器外面冷却の主な解析条件と解析結果

5. 主な解析条件と解析結果

■ 主な解析条件

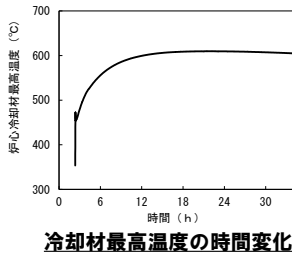
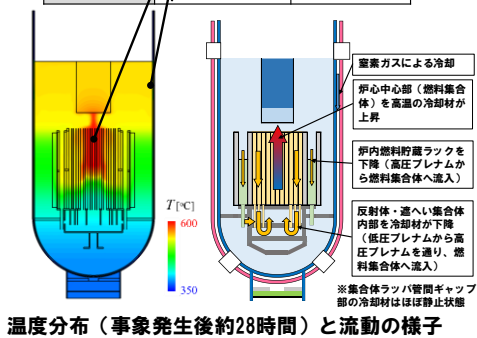
- Super-COPDにより、原子炉容器ナトリウム液位の低下、原子炉スクラム後の冷却を解析し、1次主冷却系流路の途絶直前までの解析結果（*1）を参照し、各領域の温度と流量条件（ナトリウム、窒素ガス）を設定して初期状態を計算（初期定常計算）した後、過渡解析（非等温条件）を実施。
- 1次主冷却系の途絶により、入口流量が瞬時にゼロとなるよう保守側に設定。

項目	初期温度（*1）
支持板上方領域	約350℃
支持板下方領域	約340℃
炉心領域	約350℃

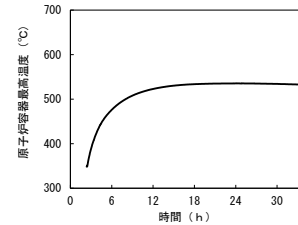
項目	初期定常計算 （等温条件）	過渡解析 （非等温条件）
炉出力	-	崩壊熱の時間変化
Na流量	約81 kg/s（*1）	流路途絶後の1次主冷却系の流量は考慮せず、原子炉容器内で自然循環
Na入口温度	約340℃	
窒素流量	6,000 kg/h	
窒素入口温度	40℃（コンクリート遮へい体冷却系の定格温度）	

■ 主な解析結果

項目	最高温度 [℃]	時刻 [時間]
冷却材	約610	約22
原子炉容器	約540	約24



冷却材最高温度の時間変化



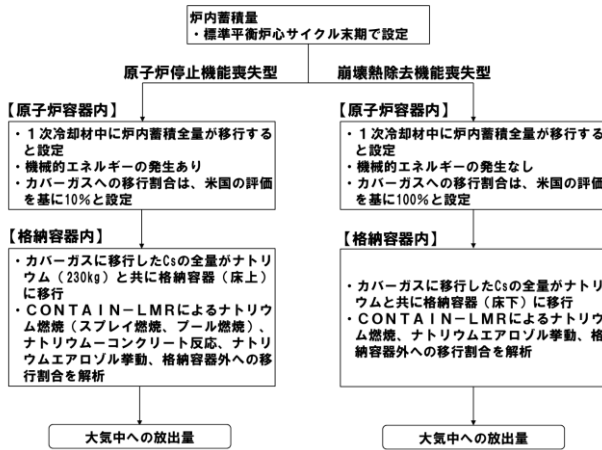
原子炉容器最高温度の時間変化

→原子炉容器とリークジャケットとの間にコンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを循環させることで原子炉容器外面から炉心部を冷却し、炉心の著しい損傷が回避され、本措置が有効と評価

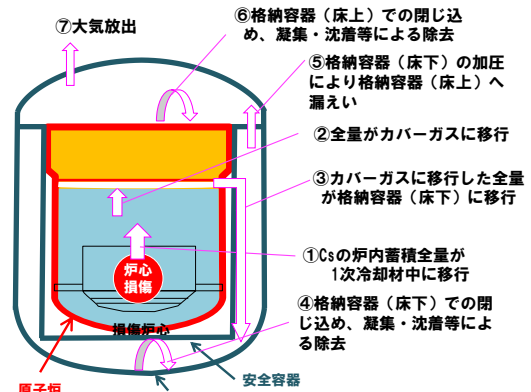
BDBA における Cs-137 放出量評価及び敷地周辺の実効線量の評価

BDBA時のCs-137の放出量の評価 (1/3)

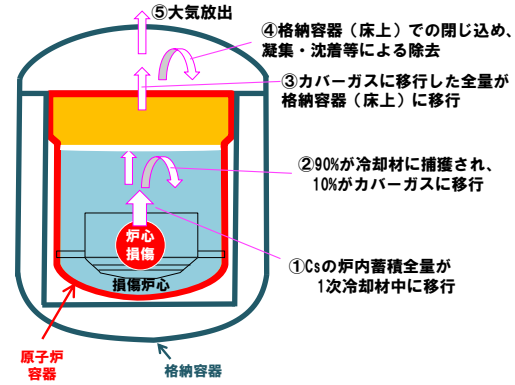
炉心損傷時の格納容器の機能が維持されている場合におけるCs-137の移行について検討した。
放射性物質の移行は原子炉停止機能喪失型と崩壊熱除去機能喪失型で移行割合、移行経路が異なるため、両者の評価を実施した。
なお、本評価は、評価事故シナリオに対する格納容器破損防止措置の有効性評価の事象推移に基づいているが、原子炉停止機能喪失型では原子炉冷却材ナトリウムの格納容器への噴出・燃焼を仮定しており、また、崩壊熱除去機能喪失型では最終ヒートシンクの喪失及び原子炉冷却材ナトリウムの格納容器への漏えいを想定しており、原子炉施設が大規模に損壊する厳しい状態を想定している。



Cs-137放出量の評価フロー



崩壊熱除去機能喪失型の評価の概念図



原子炉停止機能喪失型の評価の概念図

BDBA時のCs-137の放出量の評価 (2/3)

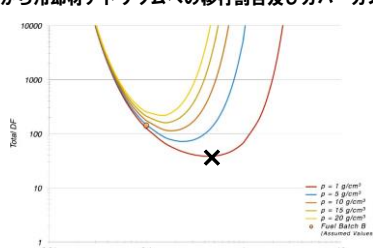
1. 炉内蓄積量の評価

Cs-137の炉内蓄積量は、Meek & Riderの累積核分裂収率を使用した解析結果より 3.9×10^3 TBqとする。なお、燃焼度は標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度約39,000 MWd/tとする。

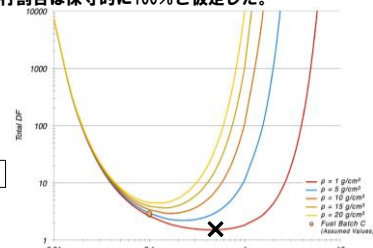
2. 燃料、冷却材ナトリウム、カバーガス、格納容器への移行割合の評価

(1) 米国アルゴンヌ国立研究所におけるソースタームの計算^[1]に基づく評価

冷却材ナトリウムからカバーガスへの移行割合について、米国のアルゴンヌ国立研究所が、ナトリウム冷却型高速炉の許認可に向けて開発しているIFR Pool Scrubbing Codeによる下図の評価結果に基づき、DF(除染係数)が最小となるエアロゾル粒子密度、エアロゾル粒子径の計算値から、常陽の条件(ナトリウムプール高さ約4.5m)を適用して、常陽におけるDFを約15と評価した。その結果、停止機能喪失事象のDFを約15と評価し、停止機能喪失事象の放出量の評価では、保守的にDFを10(移行割合10%)と設定した。また、崩壊熱除去機能喪失事象では、保守的にDFを1(移行割合100%)と設定した。なお、燃料から冷却材ナトリウムへの移行割合及びカバーガスから格納容器への移行割合は保守的に100%と仮定した。



停止機能喪失事象における揮発性FPの除染係数



崩壊熱機能喪失事象における揮発性FPの除染係数

(2) 米国オークリッジ国立研究所等におけるソースタームの実験及び米国のナトリウム冷却炉の事故における知見等に基づく評価

(1) のIFR Pool Scrubbing Codeで考慮している物理現象はブラウン運動に伴うエアロゾル粒子の拡散、慣性衝突、重力沈降及び凝縮であり、エアロゾルの熱泳動、凝集等が考慮されておらず、保守的な解析結果である。

米国のオークリッジ国立研究所等が実施された実験の結果及び米国のナトリウム冷却炉の事故で得られた知見と比較すると、保守性が大きいと考えられるため、実験的な知見に基づいた評価を実施した。

Berthoud等の炉外試験^[2]において、ナトリウム中のセシウムの保持率は 10^3 オーダ(移行割合0.1%オーダ)の結果が得られており、停止機能喪失事象に対する実験的知見に基づいたDFは100と設定する。米国のナトリウム冷却炉でFP放出に至った事故の調査^[3]においても、カバーガス中でセシウムが検出されていないことから、DFを100と設定することは保守性の観点で妥当と考えられる。また、崩壊熱除去機能喪失事象では冷却材温度が高温となることから、DFは10と設定する。

なお、セシウムがナトリウム液面界面からの蒸発により放出されるが、停止機能喪失事象ではナトリウム温度が低く、かつ、機械的エネルギーによるカバーガスバウンダリの開口時間も1秒以内であることから、蒸発による放出の影響は無視できる。崩壊熱除去機能喪失事象では、蒸発による影響が生じるが、蒸発が生じて、気相への移行割合は 10^{-3} オーダと評価されており、気相中への拡散は抑制される^[4]。

[1] M. Bucknor, et al., "An Assessment of Fission Product Scrubbing in Sodium Pools Following a Core Damage Event in a Sodium Cooled Fast Reactor", International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17), IAEA-CN245-055, 26-29 June, 2017.
[2] G. Berthoud, et al., "Experiments on Liquid-Metal Fast Breeder Reactor Aerosol Source Terms After Severe Accidents", Nuclear Technology, 81, 257-277, 1988.
[3] Argonne National Laboratory, "Regulatory Technology Development Plan Sodium Fast Reactor Mechanistic Source Term Development", ANL-ART-3, 2015.
[4] R. P. C. Schram, et al., "Source Term Calculations of the ALMR", ECN-R-95-021, 1995.

BDBA時のCs-137の放出量の評価 (3/3)

3. 格納容器から大気への移行割合の評価

格納容器から大気への移行割合は、CONTAIN-LMRによる停止機能喪失事象 (ULOF) 及び崩壊熱除去機能喪失事象 (PLOHS) に対する格納容器破損防止措置の有効性評価の結果から求めている。解析は、CONTAIN-LMRのフローネットワークモデル、凝集・沈着モデル等により、ナトリウムエアロゾルのセル間移行、重力沈降・凝集・沈着挙動を解析し、ナトリウム燃焼を伴うナトリウムエアロゾルの格納容器から大気への移行割合を計算し、Cs-137はナトリウムエアロゾルと同様の挙動を示すものとして、格納容器から大気への移行割合を設定した。

4. 格納容器外への放出量

(1) 計算に基づく評価

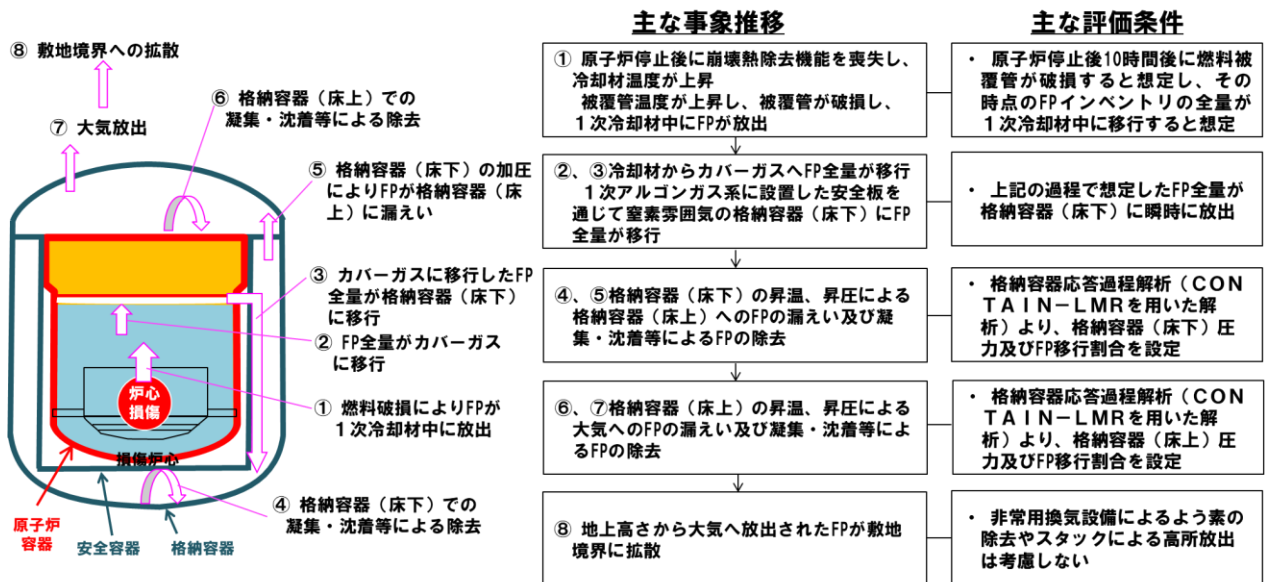
事象	炉内蓄積量 (TBq)	炉心から格納容器への移行割合 (%)	格納容器から大気への移行割合 (%)	大気放出量 (TBq)
停止機能喪失 (ULOF)	3.9×10^3	10	0.083	0.33
崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)	3.9×10^3	100	1.1×10^{-4}	4.4×10^{-3}

(2) 実験及び米国のナトリウム冷却炉の事故における知見等に基づく評価

事象	炉内蓄積量 (TBq)	炉心から格納容器への移行割合 (%)	格納容器から大気への移行割合 (%)	大気放出量 (TBq)
停止機能喪失 (ULOF)	3.9×10^3	1	0.083	0.033
崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)	3.9×10^3	10	1.1×10^{-4}	4.4×10^{-4}

PLOHS時の敷地境界の実効線量の評価 (1/2)

事象推移及び移行割合の概要



主な評価条件の設定値等

	燃料→1次冷却材	1次冷却材→カバーガス	カバーガス→格納容器 (床下)	格納容器 (床下)→格納容器 (床上)	格納容器 (床上)→大気	大気→敷地境界への拡散
評価条件の設定	希ガス: 100% よう素: 100%	希ガス: 100% よう素: 100%	希ガス: 100% よう素: 100%	格納容器応答過程解析より圧力及びFP移行割合を設定	格納容器応答過程解析より圧力及びFP移行割合を設定	地上高さから拡散 (非常用換気設備等考慮せず)

PLOHS時の敷地境界の実効線量の評価（2/2）

主な評価条件及び評価結果

炉心損傷後において、格納容器の機能が維持されている場合について、敷地境界における実効線量を評価した。評価に当たっては、被ばく経路、対象核種、気象等の条件は設計基準事故（DBA）の条件と同様とした。

なお、PLOHSに至った場合、敷地境界においては、被ばく低減の観点から屋内退避等の防護措置が実施されるが、本評価では保守的な評価となるようこれらの防護措置は考慮しないこととした。

○炉内蓄積量	標準平衡炉心サイクル末期の平均燃焼度約39,000Mwd/tに基づき、累積核分裂収率を使用した解析より設定
○格納容器への移行割合	希ガス及びよう素100%（放出開始までの減衰は考慮）がカバーガスに移行し、その全量が格納容器（床下）に移行するものとして設定
○環境への移行割合	希ガスは格納容器応答過程解析より格納容器内圧を0.032kg/cm ² g（一定、7日間）とし、格納容器漏えい率（保守的にDBAと同じ）に基づき移行量を計算、よう素は格納容器応答過程解析より移行割合を設定
○物理的半減期による減衰	考慮（ただし、よう素は格納容器内移行後の減衰を保守的に無視）
○原子炉停止から放出開始までの時間	10時間（熱的制限値到達時点）
○環境中への実効放出継続時間	10時間
○放出高さ	地上放出（非常用換気設備のフィルタによる除去及び主排気筒放出は期待しない）
○大気中拡散	気象指針（DBAと同じ）
○気象条件	DBAと同じ（敷地境界X/Q, D/Qの97%値） ただし、敷地境界近傍において周辺公衆の長時間滞在が想定される方向に限るものとし、X/Q, D/Qは南610mの値を使用
○被ばく経路	外部被ばく（希ガスからのガンマ線）及び内部被ばく（よう素の吸入摂取）
○よう素吸入に係る呼吸率、実効線量係数	小児（1次冷却材漏えい事故及び1次アルゴンガス漏えい事故と同じ）

格納容器外への放出量及び敷地境界における実効線量

	炉内蓄積量	格納容器内移行 (炉心→格納容器内)	大気移行 (格納容器内→格納容器外)	大気放出量	実効線量
希ガス	1.3×10 ¹⁸ Bq	約25% 3.3×10 ¹⁷ Bq (10h減衰後100%)	約2.4% 7.7×10 ¹⁵ Bq	約0.6% 7.7×10 ¹⁵ Bq	約1.6mSv
よう素 (I-131換算)	1.9×10 ¹⁷ Bq	約84% 1.6×10 ¹⁷ Bq (10h減衰後100%)	2.0×10 ⁻⁴ % 3.1×10 ¹¹ Bq	約1.7×10 ⁻⁴ % 3.1×10 ¹¹ Bq	約0.32mSv

格納容器の機能が維持されている場合の各事象グループの影響の概要

事象グループ	影響度評価への感度が大きい事象推移の概要	影響の概要
① 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失（ULOF）	炉心の著しい損傷が生じるが、損傷炉心物質は原子炉容器内で安定的に冷却保持される。 炉心が損傷する過程で、主に希ガス及び揮発性の核分裂生成物（以下「FP」という。）が1次冷却材中に放出される。放出されたFPの一部は、1次アルゴンガス系等を通じて格納容器（床下）に漏えいする可能性があるが、大部分のFPは原子炉冷却材ハウンドリ及び原子炉カバーガス等のハウンドリ内に閉じ込め、貯留される。	FPの一部が格納容器（床下）に放出される可能性があるが、その放出割合は小さい。また、格納容器内が過度に昇温、昇圧されることはなく、格納容器（床下）から格納容器（床上）及び環境への移行割合も低く抑制できるため、被ばく評価結果はPLOHSに包絡される。 なお、格納容器破損防止措置の有効性評価では、格納容器（床上）でのナトリウムの燃焼を仮定しているが、これは格納容器の健全性を入念に確認するための仮定であり、被ばく評価は、実体の事象推移に基づきPLOHSに包絡されるとした。
② 過出力時原子炉停止機能喪失（UTOP）	ULOFに同じ。	ULOFに同じ。
③ 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失（ULOHS）	物理的特性（負の反応度、冷却特性）により炉心の著しい損傷が回避されるため、影響度はULOFに包絡される。	—
④ 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失（LORL）	炉心の著しい損傷が生じるが、損傷炉心物質は安全容器内で安定的に冷却保持される。 炉心が損傷する過程で、FPが1次冷却材中に放出される。放出されたFPは、1次アルゴンガス系等を通じて格納容器（床下）に漏えいし、同時に放出されるナトリウムの反応等による格納容器（床下）の加圧により、格納容器（床上）に移行し、格納容器（床上）から環境に放出される。 なお、安全容器外の1次主冷却系からの漏えいの場合、コンクリート遮へい体冷却系による原子炉容器外面冷却、また、1次補助冷却系からの漏えいの場合、主冷却系の自然循環除熱により炉心の著しい損傷が回避されるため、影響度は安全容器内での漏えい事象に包絡される。	FPの一部が格納容器（床下）に放出されるが、同時に放出されるナトリウムの反応等による格納容器内の昇温、昇圧はPLOHSに比べて小さいため、格納容器（床下）から格納容器（床上）への移行割合及び格納容器（床上）から環境への移行割合もPLOHSに包絡される。このため、被ばく評価結果はPLOHSに包絡される。
⑤ 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失（PLOHS）	炉心の著しい損傷が生じるが、損傷炉心物質は安全容器内で安定的に冷却保持される。 炉心が損傷する過程で、FPが1次冷却材中に放出される。放出されたFPは、1次アルゴンガス系等を通じて格納容器（床下）に漏えいし、同時に放出されるナトリウムの反応等による格納容器（床下）の加圧により、格納容器（床上）に移行し、格納容器（床上）から環境に放出される。	FPの一部が格納容器（床下）に放出され、同時に放出されるナトリウムの反応等による格納容器内の昇温、昇圧により、格納容器（床下）から格納容器（床上）への移行、格納容器（床上）から環境への移行が生じる。 格納容器（床下）は窒素雰囲気内に維持されており、上記の移行割合は過大とならず、敷地境界における実効線量は低く抑制される（約2mSv）。
⑥ 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失（SBO）	受動的な安全特性（自然循環除熱）により炉心の著しい損傷が回避されるため、影響度の大きい事象推移はない。	—
⑦ 局所的燃料破損（LF）	ULOFに同じ。	ULOFに同じ。

第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物のリスクに
ついて

第一使用済燃料貯蔵建物（以下「第 1SFF」という。）及び第二使用済燃料貯蔵建物（以下「第 2SFF」という。）の貯蔵設備におけるリスクについて評価することを目的として、何らかの原因により両建物の水冷却池の冷却水が喪失することを仮想し、使用済燃料の健全性及びスカイシャインガンマ線による敷地境界における実効線量について評価する。

1. 第 1SFF 及び第 2SFF の概要

第 1SFF 及び第 2SFF は、使用済燃料貯蔵設備（水冷却池）を有し、缶詰缶に封入された使用済燃料等を貯蔵している（第 1.1 図）。ただし、第 2SFF の貯蔵ラック B にあっては、燃料集合体以外の炉心構成要素を缶詰缶から取り出して貯蔵している。

使用済燃料は炉内燃料貯蔵ラックにおいて 60 日以上、原子炉附属建物水冷却池で 1 年以上冷却貯蔵され、第 1SFF 又は第 2SFF に移送される（第 1.2 図）。

(1) 現在の貯蔵量及び崩壊熱

第 1SFF 及び第 2SFF の既貯蔵体数並びに貯蔵燃料の内訳を第 1.1 表、第 1.2 表に示す。

2023 年 3 月時点において、MK-III 炉心、MK-II 炉心、MK-I 炉心で使用した燃料は、それぞれ最短で約 15 年、約 22 年、約 41 年の冷却期間となる。使用済の MK-III 燃料、MK-II 燃料及び MK-I 燃料 1 体あたりの崩壊熱は、F P G S - 3 コードによる解析結果に 10% の余裕を見込み、それぞれ約 63W、約 60W、約 22W となる。ここでは、実際の照射履歴を考慮せず、それぞれ許認可上の最高燃焼度まで連続照射されたものとして解析した。

以上の保管体数及び崩壊熱より、第 1SFF 及び第 2SFF の水冷却池の崩壊熱の合計は、それぞれ約 24kW、約 3kW となる。なお、ブランケット燃料は崩壊熱が無視できる程度に小さいことから、ここでは考慮しないこととした。

第 1.1 表 第 1SFF 及び第 2SFF の最大貯蔵体数及び現貯蔵体数 (2021 年 5 月時点)

貯蔵箇所	最大貯蔵体数	現貯蔵体数*1		
		燃料	燃料以外	合計
第 1SFF	600	500	8	508
第 2SFF (貯蔵ラック A *2)	350	228	9	237
第 2SFF (貯蔵ラック B *2)	450	0	324	324

*1 照射後試験で解体されて缶詰缶に封入されたものを含む(1 缶を 1 体とする)。

*2 貯蔵ラック A は、缶詰缶に封入した炉心構成要素を保管し、貯蔵ラック B は、燃料集合体以外の炉心構成要素を缶詰缶から取り出して保管するものである。

第 1.2 表 貯蔵燃料内訳 (2021 年 5 月時点)

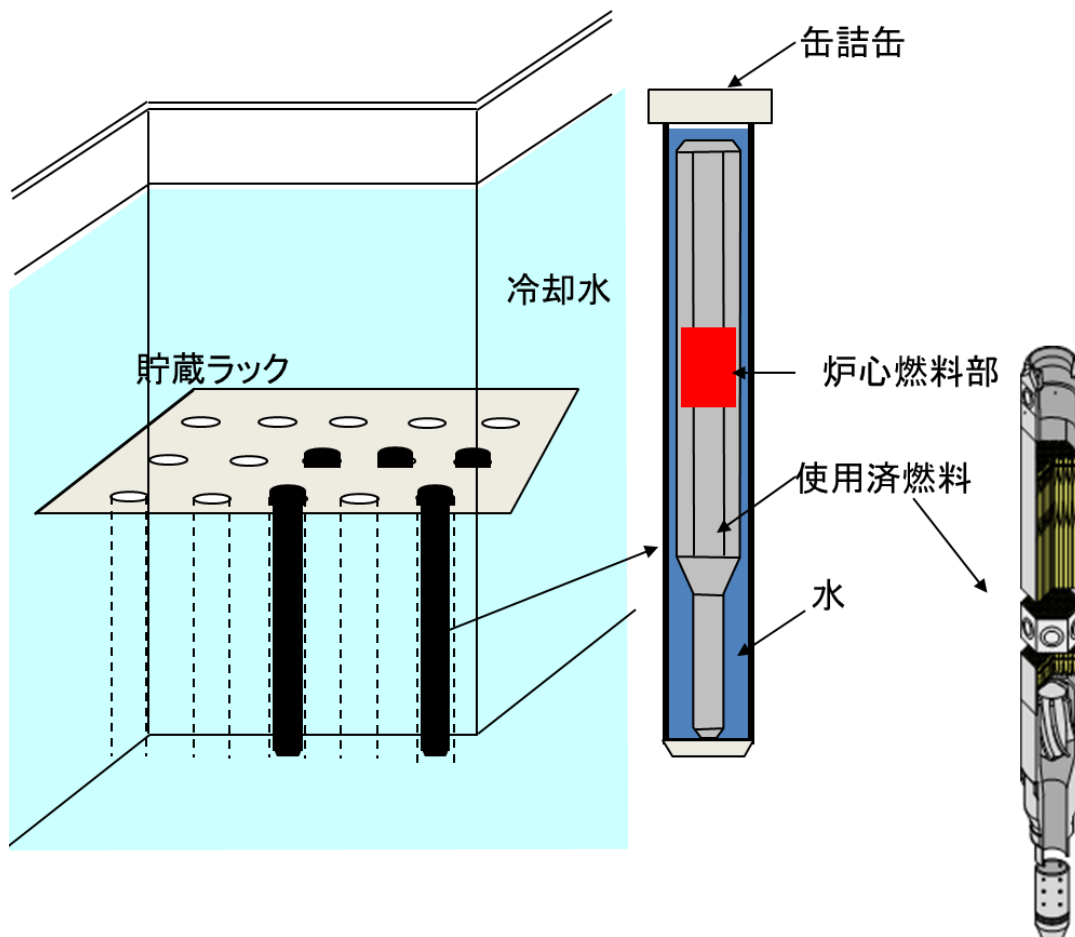
核物質防護情報 (管理情報) が含まれているため公開できません。

*1 照射後試験で解体されて缶詰缶に封入されたものを含む(1 缶を 1 体とする)。

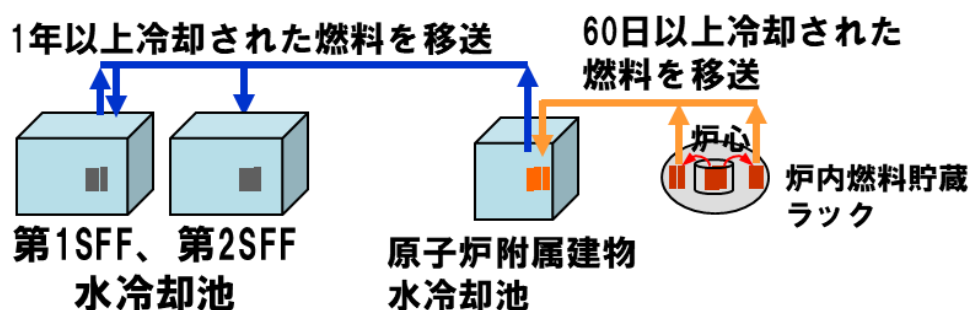
*2 MK-III 炉心第 6' サイクル (2007 年 (平成 19 年) 5 月) 以前に使用した燃料。

*3 MK-II 炉心は 2000 年 (平成 12 年) 6 月に運転終了。

*4 MK-I 炉心は 1981 年 (昭和 56 年) 12 月に運転終了。



第 1.1 図 使用済燃料の貯蔵方法の概要



第 1.2 図 使用済燃料の第 1SFF 及び第 2SFF への移送の概要

2. 冷却水喪失時の使用済燃料の健全性評価

第1SFF及び第2SFF水冷却池における冷却水喪失時の使用済燃料の健全性を評価する。判断基準は、缶詰缶の封入水が沸騰しない温度として、缶詰管封入水温度が100℃未満であることとする。

2.1 崩壊熱計算条件

・FPGS-3コードにより、炉心燃料集合体が最高燃焼度に達するまで燃焼させ、下記の工程により水冷却池に貯蔵されるものとし、それぞれの炉心燃料集合体の冷却期間を考慮し10%の余裕を見込んだ崩壊熱を求める。これによる第1SFF及び第2SFFの水冷却池の崩壊熱は、それぞれ約21kW、約25kWとなる。また、1.(1)に示す既貯蔵燃料による崩壊熱との合計は、それぞれ約44kW、約28kWとなる。なお、2.2.4計算式①室温の計算にあつては、それぞれ50kW、30kWとして計算する。

・サイクル運転（1サイクル：60日定格出力運転、19日停止）を繰り返す工程とする。ここでは、定期事業者検査期間は考慮しない。

・第1SFF水冷却池にあつては100体（空き容量92体を切り上げて100体の空きがあるものとして設定）、第2SFF水冷却池にあつては150体（空き容量113体を切り上げて150体の空きがあるものとして設定）に達するまで炉内燃料貯蔵ラックでの60日及び原子炉附属建物水冷却池での365日の計425日冷却した炉心燃料集合体を10体ずつ貯蔵するものとする。また、それぞれ結果が厳しくなるように、一方の水冷却池のみに貯蔵するものとする。

・2.2.4計算式②封入水の温度計算にあつては、原子炉運転中において集合体出力が最大となる炉心第3列の外側燃料集合体を対象として、FPGS-3コードによる計算値に10%を乗じた値約386Wを切り上げて、燃料集合体1体の崩壊熱を400Wとする。

2.2 計算方法

2.2.1 物性値

本評価で用いた物性値を第 2.1 表に示す。

2.2.2 缶詰缶寸法等

使用済燃料を封入している缶詰缶の寸法を第 2.2 表に示す。缶詰缶に封入されている炉心燃料集合体の寸法等についても第 2.2 表に示す。

2.2.3 冷却池室寸法

本評価で用いた各建屋冷却池室の寸法を第 2.3 表に示す。

第 2.3 表の寸法を用いて、水冷却池室内の空気体積とコンクリート壁の熱通過量を算出した。値を第 2.4 表に示す。

2.2.4 計算式

①室温

室温 T_a は、以下の式で計算した。

$$T_a(t_i) = T_a(t_{i-1}) + \{Q_{out}(t_i) - (h_a \times (T_a(t_{i-1}) - T_{out})) \times (t_i - t_{i-1})\} \div C_a W_a$$

T_{out} : 外気温 (40°C)

②封入水

缶詰缶内表面温度 T_{ci} は、以下の式で計算した。

$$T_{ci}(t_i) = T_{ci}(t_{i-1}) + \{Q_{out}(t_i) - (h_{can} \times (T_{ci}(t_{i-1}) - T_a(t_{i-1}))) \times (t_i - t_{i-1})\} \div \frac{C_w W_w Q_t}{Q_a}$$

$Q_{out}(t_i)$: 時刻 t_i における全使用済燃料からの放熱量 (J)

t_i : 時刻 (s) 添字 i は時間分割 t_{i-1} は t_i の一つ前の時間を示す。

$T_a(t_i)$: 時刻 t_i における室温 (°C)

Q_t : 使用済燃料総発熱量 (W)

Q_a : 使用済燃料 1 体あたりの発熱量 (W)

h_{can} : 通過熱量 (W/°C)

$$h_{can} = \frac{1}{(r_{cano} - r_{cani})/k_{can}}$$

缶詰缶封入水の温度 T_w は、以下の式で計算した。

$$T_w = T_{ci} + \frac{Q_a}{(2\pi k_w L_{cp})} \ln \left(\frac{(r_{wro} + r_{cani})/2}{r_{wro}} \right)$$

T_w : 缶詰缶封入水温度 (°C)

T_{ci} : 缶詰缶内表面温度 (°C)

2.3 計算結果

2.2 項の計算方法で第 1SFF 及び第 2SFF における冷却水喪失時の缶詰缶温度を算出した。缶詰缶温度は、十分な時間経過により温度上昇が収束し、缶詰管封入水温度がほぼ一定値となる 7200 秒後の温度とした。結果を第 2.5 表に示す。缶詰缶内封入水温度は、第 1SFF : 75.7℃、第 2SFF : 74.5℃であり、共に 100℃未満であり、使用済燃料の健全性は確保される。

第 2.1 表 物性値

項目		変数	値	出典
空気	比熱	C_a	1009 J/kg℃	伝熱ハンドブック p. 416 (340K)
	密度	ρ_a	1.024 kg/m ³	
	熱伝導率	k_a	0.029 W/mK	
水	比熱	C_w	4216.1 J/kg℃	伝熱ハンドブック p. 382 (360K)
	密度	ρ_w	958.4 kg/m ³	
	熱伝導率	k_w	0.671 W/mK	
コンクリート	熱伝導率	k_c	1.74 W/mK	伝熱工学資料 改訂第 5 版
	表面熱伝達率	h_c	17 W/m ² K	「空気調和ハンドブック」に記載の垂直外壁面における夏場の表面熱伝達率 (空気)
缶詰缶	熱伝導率	k_{can}	$0.132 + 1.3 \times 10^{-4} * T$ W/cm℃ T: 温度 (℃)	International Nickel Company

第 2.2 表 缶詰缶及び炉心燃料集合体条件等

項目	変数	寸法	計算式	
缶詰缶	外径	d_{cano}	0.1143 m	
	外半径	r_{cano}	0.05715 m	
	内半径	r_{cani}	0.05415 m	
	発熱長さ	L_{canh}	3.31 m	
	表面積	A_{can}	1.2 m ²	$2 \times \pi \times r_{cano} \times L_{canh}$
炉心燃料 集合体	発熱長さ	L_{cp}	0.524 m	ペレット部 0.5m 熱遮へいペレット部 0.024m の和
	ラップ管 外対辺距離	d_{wro}	0.0785 m	
	ラップ管 等価外半径	r_{wro}	0.0412 m	$\sqrt{\frac{\sqrt{3}}{2\pi}} d_{wro}$
缶詰缶 封入水	水重量	W_w	12.293 kg	$\pi(r_{cani}^2 - r_{wro}^2) \times L_{canh} \times \rho_w$

第 2.3 表 冷却池室寸法

核物質防護情報（管理情報）が含まれているため公開できません。

第 2.4 表 水冷却池室空気体積及びコンクリート熱通過量

項目	記号	建屋	値	計算式
空気体積	V	第 1SFF	8449.4 m ³	
		第 2SFF	5896.8 m ³	
空気重量	W _a	第 1SFF	8652.1 kg	$\rho_a \times V$
		第 2SFF	6038.3 kg	
外気と通過 できる熱量	h _a	第 1SFF	5081.8 W/°C	各壁の熱通過率の和 th:壁厚さ $\sum \frac{1}{\left(\frac{1}{h_c} + \frac{th}{k_c} + \frac{1}{h_c}\right)}$
		第 2SFF	3558.1 W/°C	

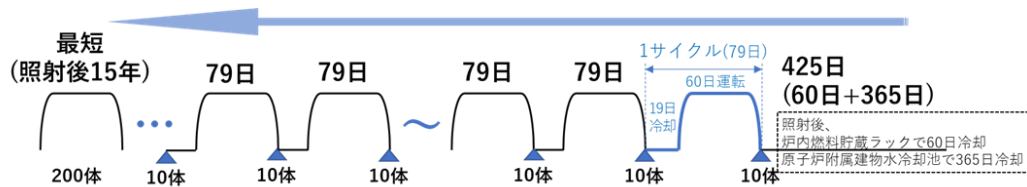
第 2.5 表 計算結果

項目	缶詰缶内水温度
第 1SFF	75.7°C
第 2SFF	74.5°C

3. 冷却水喪失時のスカイシャインガンマ線による敷地境界における実効線量率評価

実効線量率の評価条件を以下に示す。

- ・最大貯蔵量が、第1SFFが600体、第2SFFで800体（使用済燃料：350体、使用済反射体等：450体）であること及び空き容量も考慮し、第2SFFの評価で代表させるが、第1SFF及び第2SFFで同時に冷却水が喪失することも仮想する。
- ・貯蔵ラックは地下に位置する。直接ガンマ線に対しては十分な遮蔽があることに鑑み、スカイシャインガンマ線について評価する。
- ・燃料集合体は、健全性評価と同様に、炉内燃料貯蔵ラック及び原子炉附属建物水冷却池での冷却を経て貯蔵されるものとする（第3.1図）。また、反射体も同様の工程とする。それぞれの線源設定の詳細は次項以降に述べる。
- ・外部からの支援が受けられるまでの7日間の敷地境界における実効線量率を求める。



第 3.1 図 燃料集合体貯蔵工程

3.1 燃料集合体の線源設定

ORIGENコードにより、燃料集合体が最高燃焼度に達するまで燃焼させ、下記の工程により使用済燃料貯蔵設備-貯蔵ラックAに貯蔵されるものとして、それぞれの燃料集合体の冷却期間を考慮し、燃料集合体350体合計のガンマ線放出率（第3.1表）を求める。

- ・サイクル運転（1サイクル：60日定格出力運転、19日停止）を繰り返す工程とする。ここでは、定期事業者検査期間は考慮しない。
- ・第2SFF水冷却池に、150体（空き容量113体を切り上げて150体の空きがあるものとして設定）に達するまで炉内燃料貯蔵ラックでの60日及び原子炉附属建物水冷却池での365日の計425日冷却した燃料集合体を10体ずつ貯蔵するものとする。また、既貯蔵中燃料集合体の200体は、ブランケット燃料集合体とMK-II炉心燃料集合体であり、2000年6月以前に使用した燃料集合体であるが、保守的に一律15年間冷却のMK-IV炉心燃料集合体とみなして合算する。

3.2 反射体の線源設定

ORIGENコードにより、反射体の設計寿命である最大中性子照射量まで照射し、下記工程により使用済燃料貯蔵設備-貯蔵ラックBに貯蔵されるものとし、それぞれの反射体の冷却期間を考慮して、反射体450体合計のガンマ線放出率（第3.1表）を求める。

- ・既貯蔵中反射体にあつては、最大中性子照射量を $1.2 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ ($E \geq 0.1 \text{MeV}$) とし、冷却期間を

一律 15 年とする（体数：324 体を切り捨て、300 体を使用）。今後貯蔵する反射体にあつては、最大中性子照射量を $3.0 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ ($E \geq 0.1 \text{MeV}$) とし、燃料集合体と同様に、貯蔵予定反射体数（150 体）に達するまで、使用済反射体を 10 体ずつ貯蔵（79 日間隔）することを仮想する。

3.3 遮蔽計算及びスカイシャインガンマ線計算

DOT 3.5 コード（2次元 RZ 体系）により、第 2SFF 天井外面のガンマ線束を求めるとともに、同コードによりスカイシャインガンマ線計算を行う。ここで、水冷却池の冷却水は喪失したものとし、缶詰缶内の封入水は考慮する。

線源領域は、径方向を貯蔵ラック全体とみなし、軸方向高さは収納管内の燃料集合体高さとする。燃料と反射体線源部の体系は、貯蔵ラック A、貯蔵ラック B それぞれの燃料集合体高さまでの体積を保存し、中心に燃料領域を設けてその外側に反射体領域を巻いたモデルとする。

線源強度は、第 3.1 表のガンマ線放出率をそれぞれ線源領域とする貯蔵ラック A、B の体積で除した値で設定する。

実効線量の評価点は、第 2SFF を中心として敷地境界までの距離が最短となる方角 E（東）の距離 0.18km とする。

3.4 計算結果

評価点の 7 日間の実効線量は、第 1SFF 及び第 2SFF の合計で 1.9mSv である（第 3.2 表）。

4. リスクの評価結果

水冷却池の冷却水が喪失することを仮定し、使用済燃料の健全性及びスカイシャインガンマ線による敷地境界における実効線量について評価した。

その結果、使用済燃料の健全性は確保されるとともに、スカイシャインガンマ線による敷地境界における実効線量は 5mSv（7 日間）を下回ることを確認した。

以上より、第 1SFF 及び第 2SFF の事故により、5mSv を超過することはなく、リスクは小さいと判断できる。

第 3.1 表 燃料集合体 350 体及び反射体 450 体合計のガンマ線放出率

群数 No.	ガンマ線エネルギー (MeV)			線源強度 (Photon/s)	
	上限	下限	代表	燃料	反射体
1	10.00	8.00	9.00	3.92E+05	0.00E+00
2	8.00	6.50	7.25	3.51E+06	0.00E+00
3	6.50	5.00	5.75	2.04E+07	0.00E+00
4	5.00	4.00	4.50	2.33E+07	0.00E+00
5	4.00	3.00	3.50	6.90E+11	1.24E+02
6	3.00	2.50	2.75	5.44E+12	1.03E+09
7	2.50	2.00	2.25	2.18E+14	3.34E+11
8	2.00	1.66	1.83	9.93E+13	1.16E+12
9	1.66	1.33	1.49	4.90E+14	1.87E+16
10	1.33	1.00	1.16	1.03E+15	4.43E+16
11	1.00	0.80	0.90	3.07E+15	2.05E+15
12	0.80	0.60	0.70	1.08E+16	1.26E+15
13	0.60	0.40	0.50	1.78E+16	6.39E+13
14	0.40	0.30	0.35	2.43E+15	2.46E+12
15	0.30	0.20	0.25	3.51E+15	7.54E+12
16	0.20	0.10	0.15	9.73E+15	3.68E+13
17	0.10	0.050	0.075	1.48E+16	2.33E+14
18	0.050	0.001	0.026	7.17E+16	2.92E+15
	合計			1.36E+17	6.96E+16

第 3.2 表 評価点の実効線量

評価点		実効線量 (第 2SFF)		実効線量 (第 1SFF, 第 2SFF 合計)
方向	敷地境界ま での 距離 (km)	1 時間あたり (mSv/h)	合計 (7 日間) (mSv)	合計 (7 日間) (mSv)
第 2SFF の 東方向	0.18	5.5×10^{-3}	0.92	1.9 (1.84)

※ 第 1SFF 及び第 2SFF の実効線量の合計は、保守的に第 2SFF の評価結果の 2 倍とした。

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の
損傷が想定される事故の拡大を防止するための措置に
使用する設備等（資機材）の仕様等

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故の拡大を防止するための措置に使用する設備等（資機材）の仕様等を以下に示す。

(1) 可搬式ポンプ及びホース

可搬式ポンプ及びホースは、「使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故」及び「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」において、水冷却池に水を供給するために用いる。可搬式ポンプの最大吐出量は冷却水の蒸発速度の約5 l/minを上回るものとする。また、可搬式ポンプはエンジン内蔵のポンプであるため、電源は不要であり、SBO時にも使用できる。水位を一定に保つためには、ポンプを毎日2時間程度、断続的に駆動すれば良く、7日間の運転時間は約14時間となる。これに対して、燃料は、7日間以上の連続運転が可能な容量（ガソリン200L）を常時貯蔵し、十分な容量を確保する。

i) 可搬式ポンプ：1台（吐出量：100l/min以上、揚程：20m以上） ※ 予備：1台



ii) ホース（消火用ホース）：8本（20m/本） ※ 予備：2本



iii) 水源：夏海湖（過去最低貯水量：約 193,000m³）



(2) 水冷却浄化設備サイフォンブレイカー

使用済燃料貯蔵設備は、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレイカーを有する。

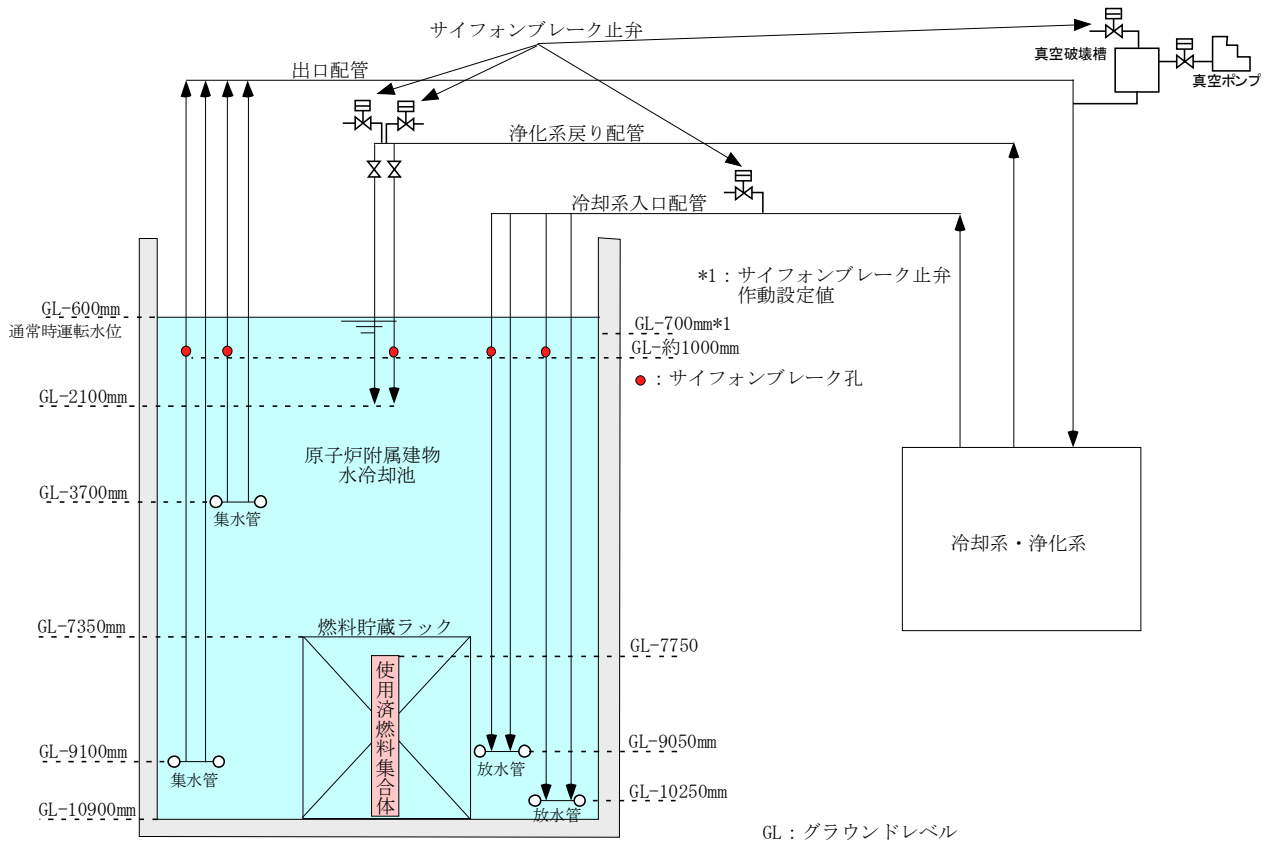
水冷却浄化設備サイフォンブレイカーの配置を第1図に示す。

水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合、設計基準の範囲で想定される事象に対しては、所定の水位で各配管に設置したサイフォンブレイク止弁が自動で「開」となり、サイフォン現象による水冷却池の水位の低下は抑止される。

サイフォンブレイカーは、通常状態において、水面下となる配管に開口部を設けたもの（サイフォンブレイク孔）であり、水位の低下による開口部の開放による受動的なサイフォンブレイク機能を有するものとする。

このため、サイフォンブレイク止弁の機能喪失により進展する「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」にあっても、サイフォンブレイカーによって、水冷却池の水位の低下を抑止できる。

(3) 水冷却池及び水位計 「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」において、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、設計基準対象設備である水冷却池を活用して措置を講じる。なお、事象の想定において、水冷却池の破損は想定していない。「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」の措置時に、水冷却池の水位は目視で監視するため、設計基準対象設備の水位計は措置で使用することはない。



第 1 図 水冷却浄化設備サイフォンブレーカーの配置

水冷却池に水を供給するための措置の概要

「使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故」及び「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」では、夏海湖から原子炉附属建物の水冷却池へ水を供給するための措置を講じることとしている。以下に、当該措置に係る手順及び各手順の所要時間等を示す（第1表参照）。

i) 事故発生の判断

事故発生後、事故発生の判断は、「使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故」においては、全交流動力電源喪失により、また、「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」においては、水冷却池の水位低警報の発報により確認する。なお、これらの判断に要する所要時間は同じである。

所要時間 : 約 10 分

作業に必要な要員数 : 1 名

ii) 水冷却池の点検と監視

事故発生後、水冷却池の水位、冷却水の水温等のパラメータにより水冷却池の状態を点検する。以降、監視を継続する。

所要時間 : 約 10 分

作業に必要な要員数 : 1 名

iii) 可搬式ポンプ及びホースを用いた夏海湖からの給水の準備

第1図に夏海湖から給水する場合の可搬式ポンプ及びホースの配置例を示す。第1図に示す位置に可搬式ポンプ及びホースを配置し、水冷却池への給水の準備を行う。以降、水冷却池の水位を監視しながら、適宜水冷却池への給水を行う。なお、水冷却浄化設備を構成する脱塩水系が復旧した場合は、水冷却浄化設備による給水に切り替える場合がある。

所要時間 : 約 60 分

作業に必要な要員数 : 4 名

第1表 「使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故」の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)								備考
			10	20	30	40	50	60	70	80	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(ディーゼル発電機(2基)の自動起動失敗) ▽水冷却池の状態の点検と監視 ▽可搬式ポンプ及びホースを用いた給水準備								
	当直長	・運転操作指揮									
状況判断	運転員A	1 ・事故発生の判断									・全交流動力電源喪失により判断する。
	作業員A	1 ・水冷却池の点検と監視	点検	監視(継続)							・事故発生後、水冷却池の水位等のパラメータにより水冷却池の状態を点検し、以降、監視を継続する。
使用済燃料 損傷防止措置	作業員B、C、D、E	4 ・水冷却池への可搬式ポンプ及びホースを用いた夏海湖からの給水準備*1									・可搬式ポンプ及びホースを配置し、夏海湖から水冷却池への給水の準備を行う。

*1: 水冷却池への給水は、水冷却池の水位を監視しながら実施する。

使用済燃料の損傷を防止するための措置の有効性の評価においては、第1表の可搬式ポンプ及びホースを用いた給水開始までの所要時間(80分)に対して、要員の招集時間も考慮して保守的に2

日と設定する。（「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」も同じ。）

第2表 「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目			経過時間（分）								備考
手順の項目	要員（名） （作業に必要な要員数）	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	80	
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(水位低警報及び水冷却池の点検結果) ▽水冷却池の状態の点検と監視 ▽可搬式ポンプ及びホースを用いた給水準備								
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing duration from 10 to 80 minutes]								
状況判断	運転員A	1 ・事故発生の判断	[Bar chart showing duration from 10 to 20 minutes]								・水冷却池の水位低警報の発報及び水冷却池の点検結果により判断する。
	作業員A	1 ・水冷却池の点検と監視	[Bar chart showing duration from 10 to 80 minutes, with '点検' at 10-20 and '監視(継続)' from 20 to 80]								・事故発生後、水冷却池の水位等のパラメータにより水冷却池の状態を点検し、以降、監視を継続する。
使用済燃料 損傷防止措置	作業員B、C、D、E	4 ・水冷却池への可搬式ポンプ及びホースを用いた夏海湖からの給水準備*1	[Bar chart showing duration from 10 to 80 minutes]								・可搬式ポンプ及びホースを配置し、夏海湖から水冷却池への給水の準備を行う。

*1：水冷却池への給水は、水冷却池の水位を監視しながら実施する。

核物質防護情報（管理情報）が含まれているため公開できません。

第1図 夏海湖から取水する場合の可搬式ポンプ及びホースの配置例

水冷却池の水位変化の評価

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故の拡大を防止するための措置が有効であることを確認するため、「使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故」及び「使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故」を想定し、当該事故時において水冷却池の水位の変化を解析し、水冷却池の水位の基準を下回らないことを評価する。以下に、当該評価に係る主要な条件を示す。

1. 評価条件

- 1) 有効性評価では、「添付書類 8 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」の「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材を用いたものを対象とし、措置が有効であることを合理的に判断できる時点までを対象とする。
- 2) 水冷却池の初期水位は、通常運転時の水位（グラウンドレベル基準-0.6m）に対して、使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故における水冷却浄化設備サイフォンブレーカーの作動等を考慮して、保守的にグラウンドレベル基準-1.1mとする。使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の初期水位も同じ値を設定しているため、解析結果も同じとなる。
- 3) 水冷却池の初期水量は、上記の初期水位に応じた 580m³とする。
- 4) 水冷却池の初期水温は、水冷却池の設計値及び保安規定における管理値に基づき 42℃とする。
- 5) 水冷却池からの除熱は、水冷却池側面及び底面は断熱を仮定し、水面からの無風状態での冷却水の蒸発によるもののみ考慮する。
- 6) 使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に貯蔵された使用済燃料の崩壊熱は、以下の条件により算出される 135kW を用いる。
 - ・ 5 サイクル運転（1 サイクル：60 日定格出力運転、19 日停止）、定期検査 6 ヶ月を繰り返す工程とする。また、崩壊熱は、炉心燃料集合体が一様に最高燃焼度に達するものとして計算した値を用いる。
 - ・ 炉内燃料貯蔵ラックにおいて、1 サイクル冷却した炉心燃料集合体を 10 体ずつ水冷却池に 121 体（水冷却池の貯蔵容量 200 体から 1 炉心分 79 体を除いた値）に達するまで貯蔵し、その後、炉心燃料集合体を 1 炉心分（79 体）水冷却池に移動することを仮定する。
 - ・ 事故発生までの崩壊熱の減衰は考慮するが、事故発生後の崩壊熱の減衰は考慮しないものとする。
- 7) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。

2. 評価結果

2.1 物性値等

本評価に用いた物性値等を第1表に示す。

2.2 計算式

2.2.1 蒸発量

蒸発量 $E(t_i)$ [kg/d]は、「改訂第11版 空気調和・衛生工学便覧Ⅲ 給排水設備編」より無風状態の蒸発量として、以下の式で計算した。

$$E(t_i) = 0.0178 \times (P_w - P_a) \times A \times 24$$

- P_w : 水温飽和蒸気圧 [mmHg]
 P_a : 空気温度飽和蒸気圧 [mmHg]
 A : 表面積 [m²]
24 : 時間から日への単位変換

2.2.2 水冷却池水量

水冷却池水量 $W(t_i)$ [g]は、以下の式で計算した。

$$W(t_i) = W(t_{i-1}) - E(t_{i-1}) \times 1000 \times (t_i - t_{i-1})$$

- $W(t_0)$: 初期水量 W_0 とする。
 t_i : 時刻 [d] 添字 i は時間分割であり、 t_{i-1} は t_i の一つ前の時刻を示す。

2.2.3 水冷却池水温

水冷却池水温 $T(t_i)$ [°C]は、以下の式で計算した。

$$T(t_i) = T(t_{i-1}) + \frac{Q \times 1000 - H \times \frac{1000}{18} \times \frac{E(t_i)}{86400} \times 1000}{W(t_i) \times C_p} \times (t_i - t_{i-1}) \times 86400$$

- Q : 崩壊熱 [kW]
 H : 蒸発潜熱 [kJ/mol]
1000/18 : kJ/mol から J/g への単位変換 (水の分子量は 18 として計算)
86400 : 日から秒への単位変換
 C_p : 比熱 [J/g・°C]
 $T(t_0)$: 初期水温 T_0 とする。

2.2.4 水冷却池水位

水冷却池水位 $h(t_i)$ [m]は、以下の式で計算した。

$$h(t_i) = h_0 + (W(t_i) - W_0) / 10^6 / A$$

h_0 : 初期水位[m]
 W_0 : 初期水量[g]
 10^6 : g から m^3 への単位変換(水の密度は $1.0g/cm^3$ として計算)

第1表 物性値等

項目	変数	値又は式	出典
崩壊熱	Q	135 kW	添付書類十 4.4.1 の通り
比熱	C_p	4.18 J/g \cdot °C	理科年表
蒸発潜熱	H	40.7 kJ/mol	理科年表
初期水位	h_0	GL-1100mm (-1.1m)	添付書類十 4.4.1 の通り
初期水量	W_0	580 m^3	添付書類十 4.4.1 の通り
表面積	A	59 m^2	水冷却池表面積 (59.7 m^2) を切り捨て設定
初期水温	T_0	42 °C*	添付書類十 4.4.1 の通り
水温 飽和蒸気圧	P_w	Tetens の式 (mmHg 換算) $(10^{(7.5 \cdot T(t_{i-1}) / (T(t_{i-1}) + 237.3))} \cdot 6.1078) \cdot 0.7500617$ mmHg $T(t_i)$: 温度°C	Tetens, O. 1930. Über einige meteorologische Begriffe. Z. Geophys., 6, 297-309
空気温度 飽和蒸気圧	P_a	7.47 mmHg	実測値 (14°C)

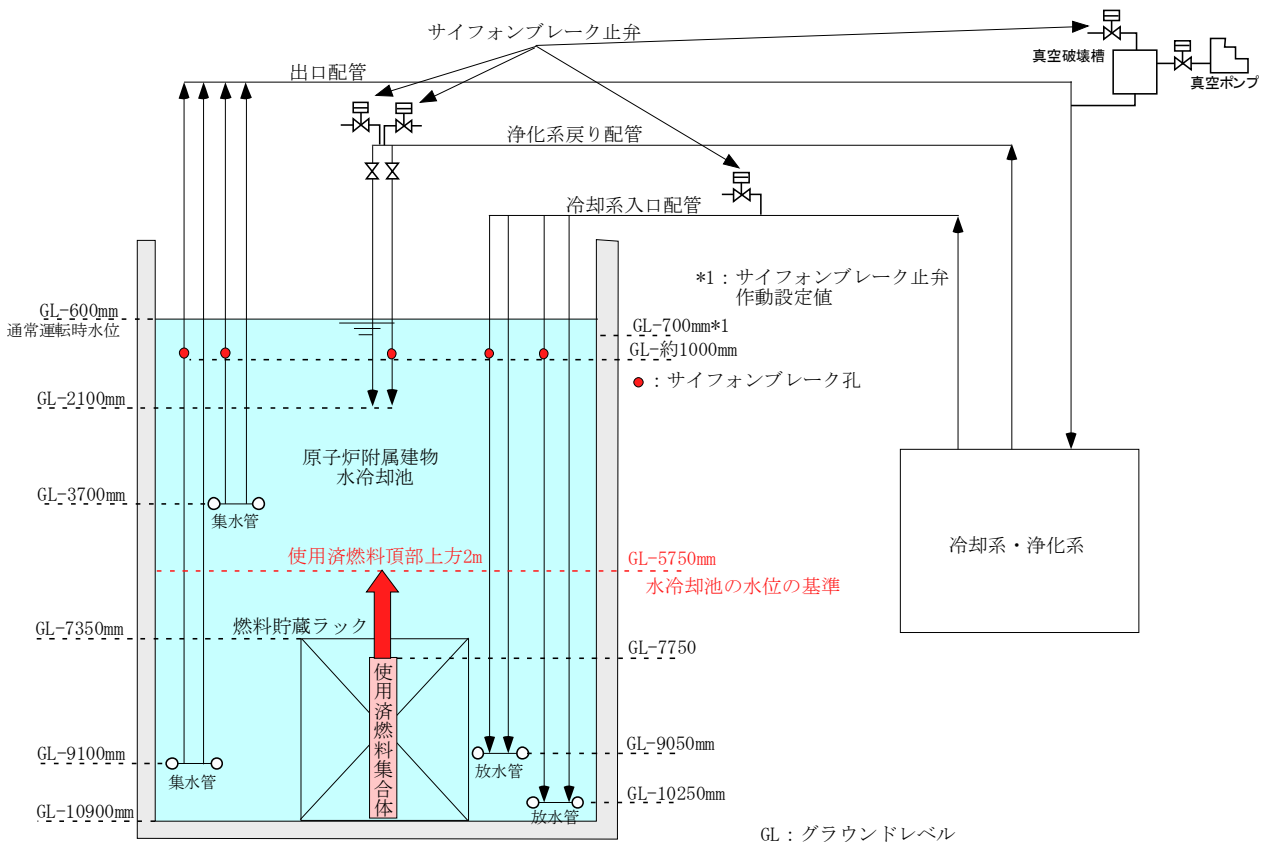
※ 0日までは42°C一定とする。

水冷却池の水位の基準の設定

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故の拡大を防止するための措置が有効であることを確認するための「水冷却池の水位の基準」は、以下のとおり設定する。

- ① 放射線の遮蔽に必要な水位を確保すること。
- ② 使用済燃料頂部が冠水していること。

なお、放射線の遮蔽に必要な水位は使用済燃料頂部よりも高くなることから、放射線の遮蔽に必要な水位を水冷却池の水位の基準とする。具体的には、使用済燃料貯蔵設備における直接線及び散乱線によるガンマ線実効線量率の評価より、線量率が $20 \mu\text{Sv/h}$ 以下となる水位として、使用済燃料頂部より上方 2m（グラウンドレベル基準：-5.75m）を設定する。第 1 図に水冷却池の概略図を示す。



第 1 図 水冷却池の概略図

添付 1 設置許可申請書における記載

5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造

(3) その他の主要な構造

原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本方針に基づき、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。

- m. 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）について評価し、そのおそれがある場合には、事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

ヌ. その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備

(3) その他の主要な事項

(ii) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。

「燃料体の損傷が想定される事故」においては、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故について、炉心の著しい損傷を防止するための措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」においては、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故について、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至ることを仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。

原子炉施設には、プラント状態に応じて、措置に使用する資機材をあらかじめ整備する。以下の資機材は、「燃料体の損傷が想定される事故」及び「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」が発生し、措置が必要な場合にその機能を十分に発揮できるよう、信頼性を確保した設計とする。

a. 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材

炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。

制御棒及び制御棒駆動系

後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系

制御棒連続引抜き阻止インターロック

原子炉保護系（スクラム）（手動スクラムを含む。）

原子炉保護系（アイソレーション）

後備炉停止系用論理回路

原子炉冷却材バウンダリ

冷却材バウンダリ

原子炉容器リークジャケット

原子炉カバーガス等のバウンダリ（安全板を含む。）

格納容器バウンダリ

1次主冷却系サイフォンブレイク配管

1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁

非常用冷却設備及び補助冷却設備

安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）

断熱材及びヒートシンク材

関連する核計装

関連するプロセス計装

遅発中性子法燃料破損検出設備

仮設電源設備（燃料油運搬設備を含む。）

仮設計器

- b. 「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。

可搬式ポンプ及びホース

水冷却池

水冷却浄化設備サイフォンブレーカー

添付2 設置許可申請書の添付書類における記載（安全設計）

添付書類八

1. 安全設計の考え方

1.1 安全設計の方針

1.1.1 基本の方針

原子炉施設は、以下の基本の方針のもとに安全設計を行い、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。

- (10) 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

添付 3 設置許可申請書の添付書類における記載（適合性）

添付書類八

1. 安全設計の考え方

1.8 「設置許可基準規則」への適合

原子炉施設は、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。各条文に対する適合のための設計方針は次のとおりである。

(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止)

第五十三条 試験研究用等原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、当該施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。

適合のための設計方針

原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれがある事故（燃料体の損傷が想定される事故、及び使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故等）について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計とする。

(1) 燃料体の損傷が想定される事故

高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故については、炉心の著しい損傷を防止するための措置（以下「炉心損傷防止措置」という。）を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置（以下「格納容器破損防止措置」という。）を講じることを基本方針とする。

なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心溶融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。選定した評価事故シーケンスを以下に示す。

(i) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF)

- a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(ii) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)

- a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故

(iii) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)

- a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
- b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
- c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(iv) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL)

- a. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
- b. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損

の重畳事故

c. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故

(v) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)

a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故

b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故

(vi) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)

a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故

(vii) 局所的燃料破損 (LF)

a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故が発生した場合に炉心損傷防止措置が有効であること、及び炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合に格納容器破損防止措置が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラム（以下「計算コード」という。）を用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価する。

有効性を評価するための評価項目の設定を以下に示す。

(i) 炉心損傷防止措置

炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

a. 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであることを基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。

① 燃料最高温度が熱設計基準値（2,650℃）以下であること。

② 被覆管最高温度（肉厚中心）が熱設計基準値（840℃）以下であること。

③ 冷却材最高温度が熱設計基準値（910℃）以下であること。

④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。

⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下であること。

(ii) 格納容器破損防止措置

格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

a. 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的な評価項目は、「炉心損傷防止措置の有効性を評価するための評価項目」で設定した評価項目を適用する。

b. 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。

① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。

② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。

- c. 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
- ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
 - ② 格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。
- d. b. が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
- ① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。
 - ② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
- e. 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
- ① 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性が維持できること。
- f. 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
- ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

想定した事象に対して、炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、(i) 炉心損傷防止措置の評価項目を満足することを確認したことから、炉心の著しい損傷は防止される。また、格納容器破損防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、(ii) 格納容器破損防止措置の評価項目を満足することを確認したことから、格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

(2) 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故

使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第53条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故として、使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故及び使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故を選定し、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給すること並びに水冷却浄化設備サイフォンブレーカーにより、水冷却池からの水の漏えい量を抑制することを事故の拡大を防止するための措置とする。これらの事故にあっては、水冷却池の水位が基準（放射線の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位）となる値まで低下するのに十分な期間（約59日）があり、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給する措置（必要な期間：約2日）は有効である。また、これらの措置により、水冷却池の水位を基準以上に維持すること

で、使用済燃料等の臨界管理に係る寸法及び形状は保持される。さらに、仮に使用済燃料等が損傷した場合にあっても、水冷却池内の水により、環境への放射性物質の放出は低減される。

添付書類十の以下の項目参照

4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

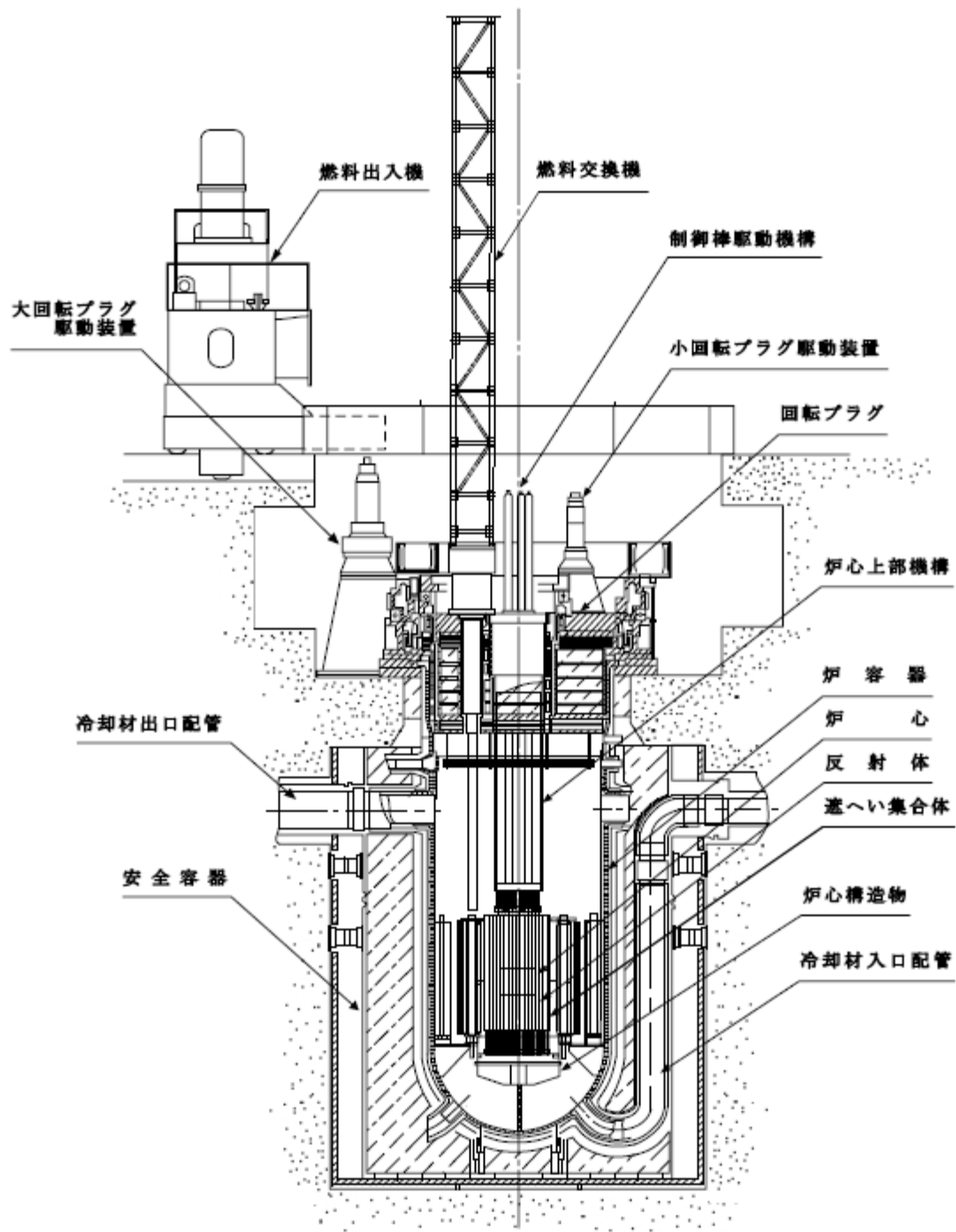
添付 4 設置許可申請書の添付書類における記載（設備等）

添付書類八

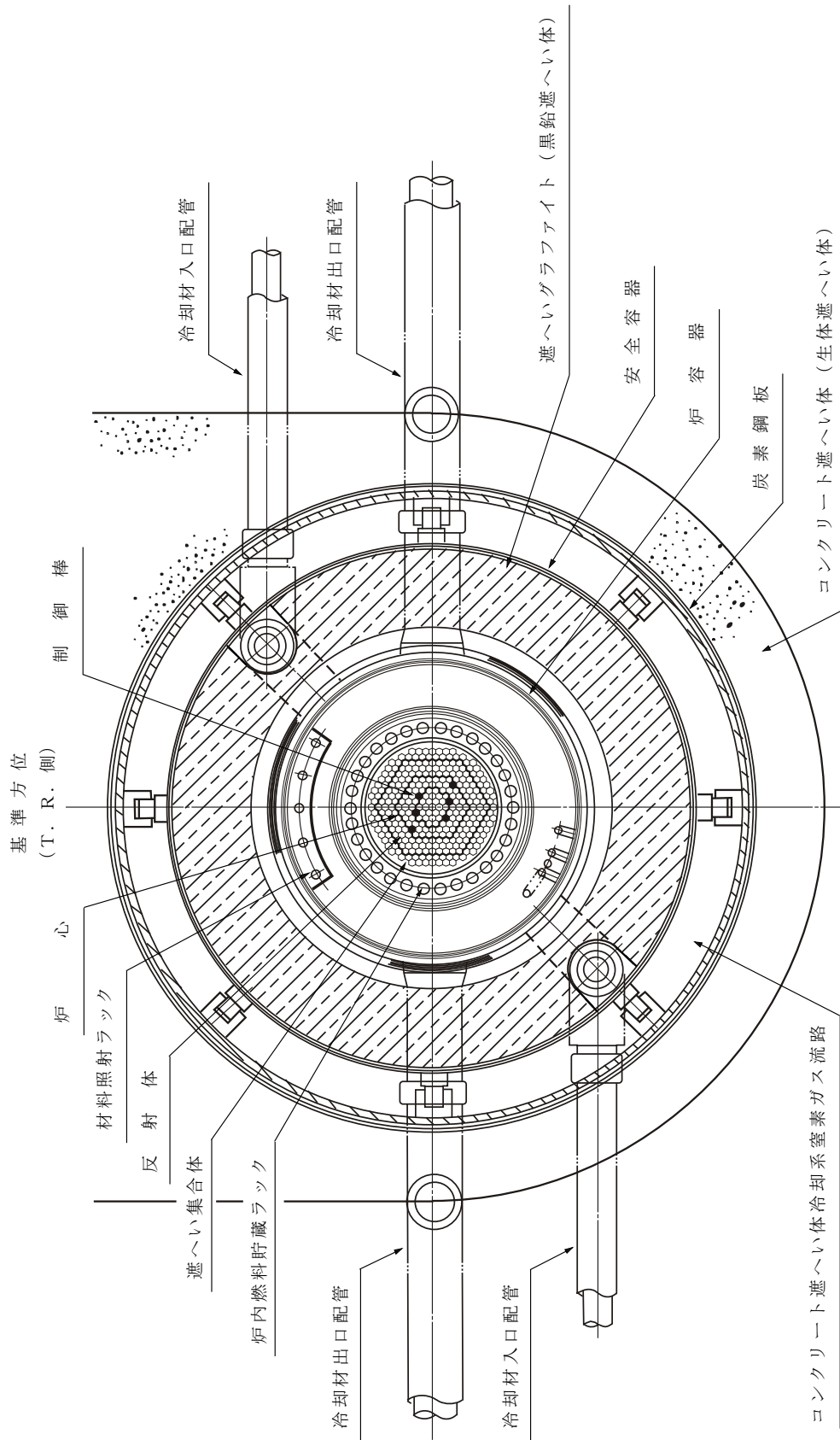
3. 原子炉本体

3.1 概要

原子炉本体は、燃料集合体、反射体、遮へい集合体、制御棒、後備炉停止制御棒、炉心構造物及び原子炉容器等から構成する。原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラファイト及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。原子炉垂直断面図及び原子炉水平断面図を第 3.1.1 図及び第 3.1.2 図に示す。



第 3. 1. 1 図 原子炉垂直断面図



第 3.1.2 図 原子炉水断面図

3.2 炉心

炉心は、MK-I 炉心からMK-II 炉心へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW としたMK-III 炉心に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を 100MW とした MK-IV 炉心を対象とする。MK-IV 炉心の構造等を以下に示す。

(1) 構造

炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等を、第 3.2.1 図に示すように、蜂の巣状に配列した構造で、内側燃料領域、外側燃料領域、軸方向反射体領域、半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域及び熱遮へいペレット領域から構成し、全体をほぼ円柱形状とする。

炉心燃料集合体は、内側燃料集合体及び外側燃料集合体から構成する。内側燃料領域は、炉心第 0 列から炉心第 2 列に装荷される内側燃料集合体から構成する。外側燃料領域は、炉心第 3 列から炉心第 5 列に装荷される外側燃料集合体から構成する。また、内側燃料領域及び外側燃料領域の上下に熱遮へいペレット領域及び軸方向反射体領域を配置する。炉心燃料集合体の装荷個数は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の核分裂性物質質量の変化、装荷位置及び個数の変化等に対して、必要な反応度を維持するように調整される。

また、炉心第 3 列には、制御棒 4 本が、炉心第 5 列には後備炉停止制御棒 2 本が配置される。制御棒及び後備炉停止制御棒の位置を第 3.2.1 図に示す。なお、制御棒は、通常運転時において、ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒は、全引き抜き位置にあるように操作される。

半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域は、燃料集合体装荷位置の外周 3 層及び最外周 2 層に配置される反射体及び遮へい集合体から構成する。

反射体は、炉心燃料集合体の周囲に配置され、半径方向反射体領域を構成し、炉心から漏えいする中性子を散乱反射し、炉心内の中性子束分布を平坦化するとともに、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。反射体は、炉心第 5 列から炉心第 6 列に装荷される内側反射体、炉心第 6 列から炉心第 8 列に装荷される外側反射体 (A)、及び原子力材料の照射を目的として装荷される材料照射用反射体から構成する。

遮へい集合体は、反射体の外側に配置され、炉心から漏えいする中性子を吸収し、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。遮へい集合体は、炉心第 9 列から炉心第 10 列に装荷される。

炉心第 7 列には、中性子源 1 体が配置され、原子炉の起動時に、炉心に中性子を供給する役割を有する。

また、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、それらの装荷により炉心の核熱特性に過大な影響を与えないように、装荷位置及び装荷個数を決定する。なお、照射燃料集合体は燃料集合体装荷位置に、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、試験の目的に応じて、燃料集合体装荷位置、反射体装荷位置及び遮へい集合体装荷位置に配置される。

炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生した場合であっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。また、燃料集合体、反射体

及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるように設計する。炉心の主要寸法を以下に示す。

炉心燃料領域高さ 約 50cm
炉心燃料領域等価直径（最大） 約 78cm
軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm
下部 約 38cm
半径方向反射体領域等価厚さ（最小） 約 24cm
半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm
炉心構成要素ピッチ 約 81.5mm

(2) 燃料集合体の最大挿入量

燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）及び熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）を以下に示す。なお、照射燃料集合体は、炉心燃料領域に装荷するものとする。燃料集合体の種類毎の最大個数を第 3.2.1 表に示す。

燃料集合体の最大個数 79 体
炉心燃料集合体の最大個数 79 体
照射燃料集合体の最大個数 4 体
炉心燃料領域核分裂性物質質量（最大）
 $^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ 約 150kg
 ^{235}U 約 100kg
熱遮へいペレット領域核分裂性物質質量（最大）
天然ウラン 約 1kg
劣化ウラン 約 50kg

照射燃料集合体の 1 体当たりの核分裂性物質質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。また、B 型、C 型及び D 型照射燃料集合体のそれぞれの 1 体当たりの核分裂性物質質量は、A 型照射燃料集合体のその最大を超えないものとする。なお、照射用実験装置を半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域に装荷した場合にあっては、炉心燃料領域及び熱遮へいペレット領域の核分裂性物質質量に、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の核分裂性物質質量を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。

また、材料照射用反射体は、炉心燃料領域又は反射体領域に装荷され、原子力材料（ステンレス鋼又は制御棒用材料等）の照射試験に用いられる。炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大 1 体とする。ラップ管内には、原子力材料の照射用試験片が収納される。

なお、炉心燃料領域に計測線付実験装置を装荷する場合は、材料照射用反射体との合計を最大 1 体とする。制御棒用材料を照射する材料照射用反射体の装荷は反射体領域に限る。反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置（本体設備）は、炉心の 6 方向の各領域で最大 1 体までとする。また、反射体領域に装荷する照射用実験装置（本体設備）の周囲に設置する照射用実験装置（スペクトル調整設備）は最大 6 体とする。

なお、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、制御棒及び後備炉停止制御棒の隣接位置に装荷しないものとする。

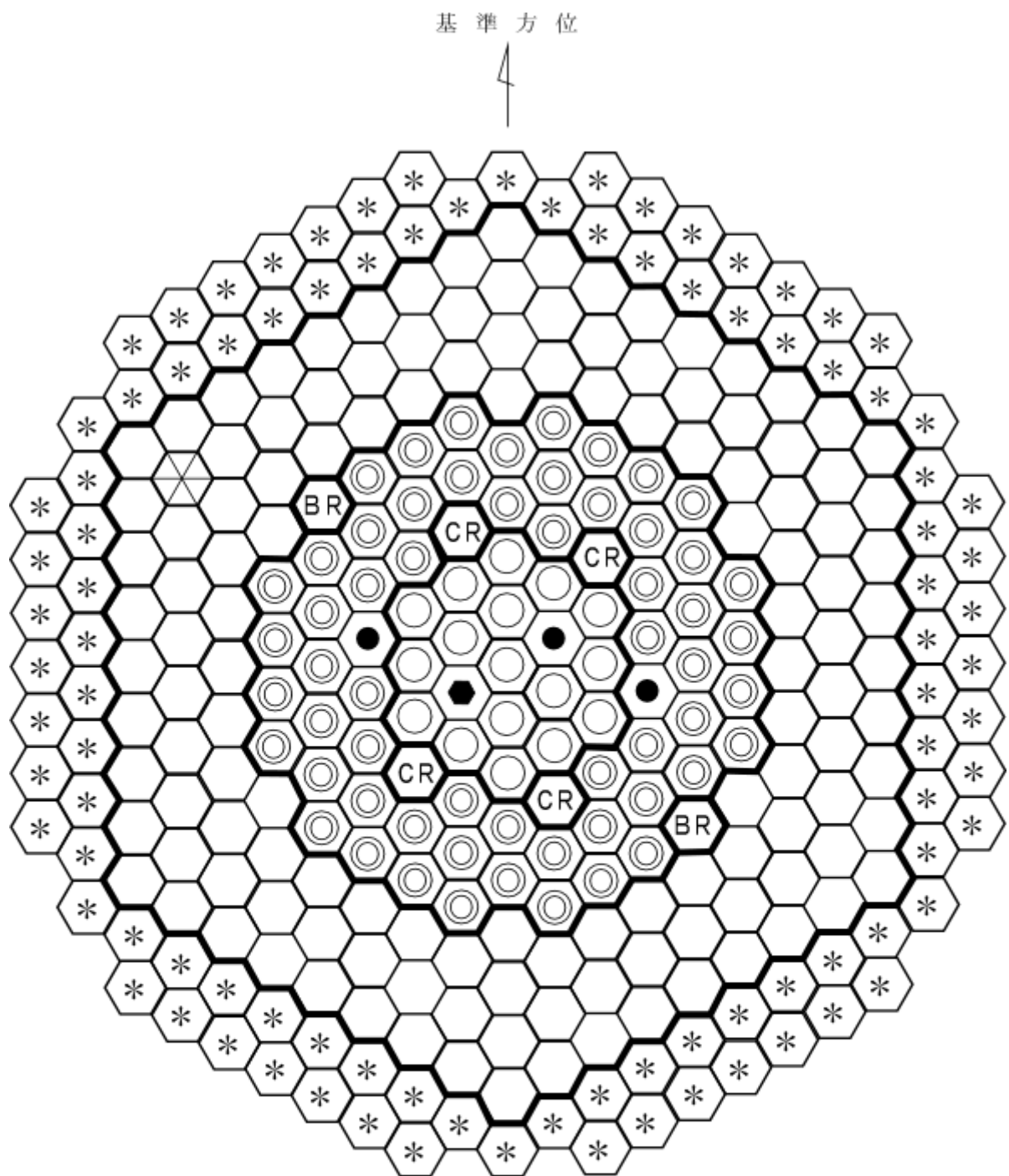
照射燃料集合体及び炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体の装荷範囲を第 3.2.2 図に示す。

反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲を第 3.2.3 図に示す。

第3.2.1表 燃料集合体の種類毎の最大個数

燃料集合体	最大個数	備考
炉心燃料集合体	79体	
内側燃料集合体	19体	
外側燃料集合体	60体	
照射燃料集合体	4体	照射用実験装置を炉心燃料領域に装荷する場合には、照射用実験装置との合計
A型照射燃料集合体 試験用要素装填時	4体	
B型照射燃料集合体 先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く 試験用要素装填時	2体	
C型照射燃料集合体	4体	
D型照射燃料集合体 試験用要素装填時	1体	D型照射燃料集合体の試験用要素装填時との合計
	4体	
	4体	
	1体	B型照射燃料集合体の先行試験用要素または基礎試験用要素装填時を除く場合との合計

※ 試験用要素は、照射燃料集合体の燃料要素のうち、Ⅲ型特殊燃料要素、Ⅳ型特殊燃料要素、A型炉心燃料要素及び限界照射試験用補助要素を除く燃料要素である。

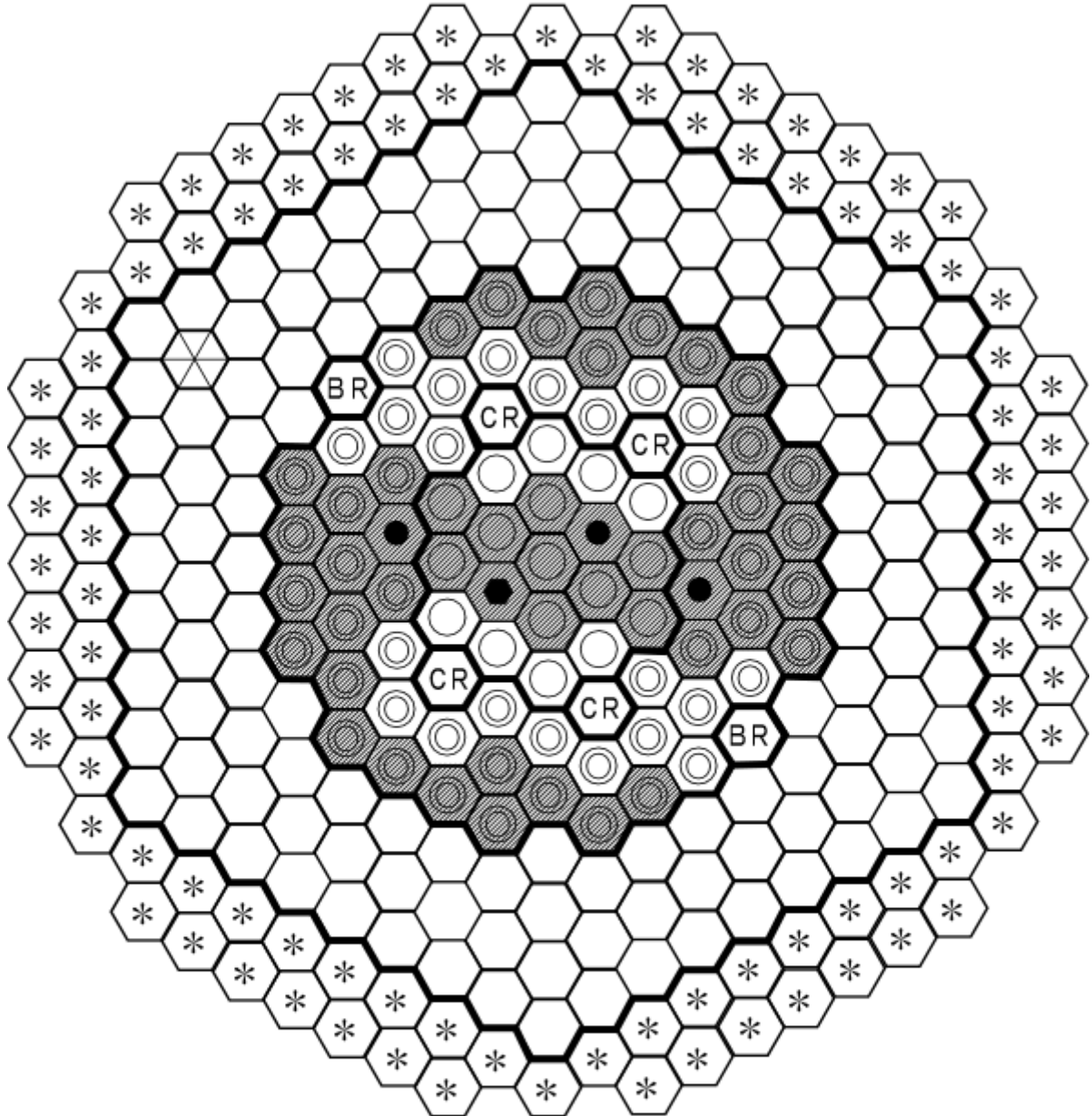


第 3.2.1 図 標準平衡炉心構成図

基準方位









照射燃料集合体及び材料
照射用反射体（炉心燃料
領域）の装荷範囲

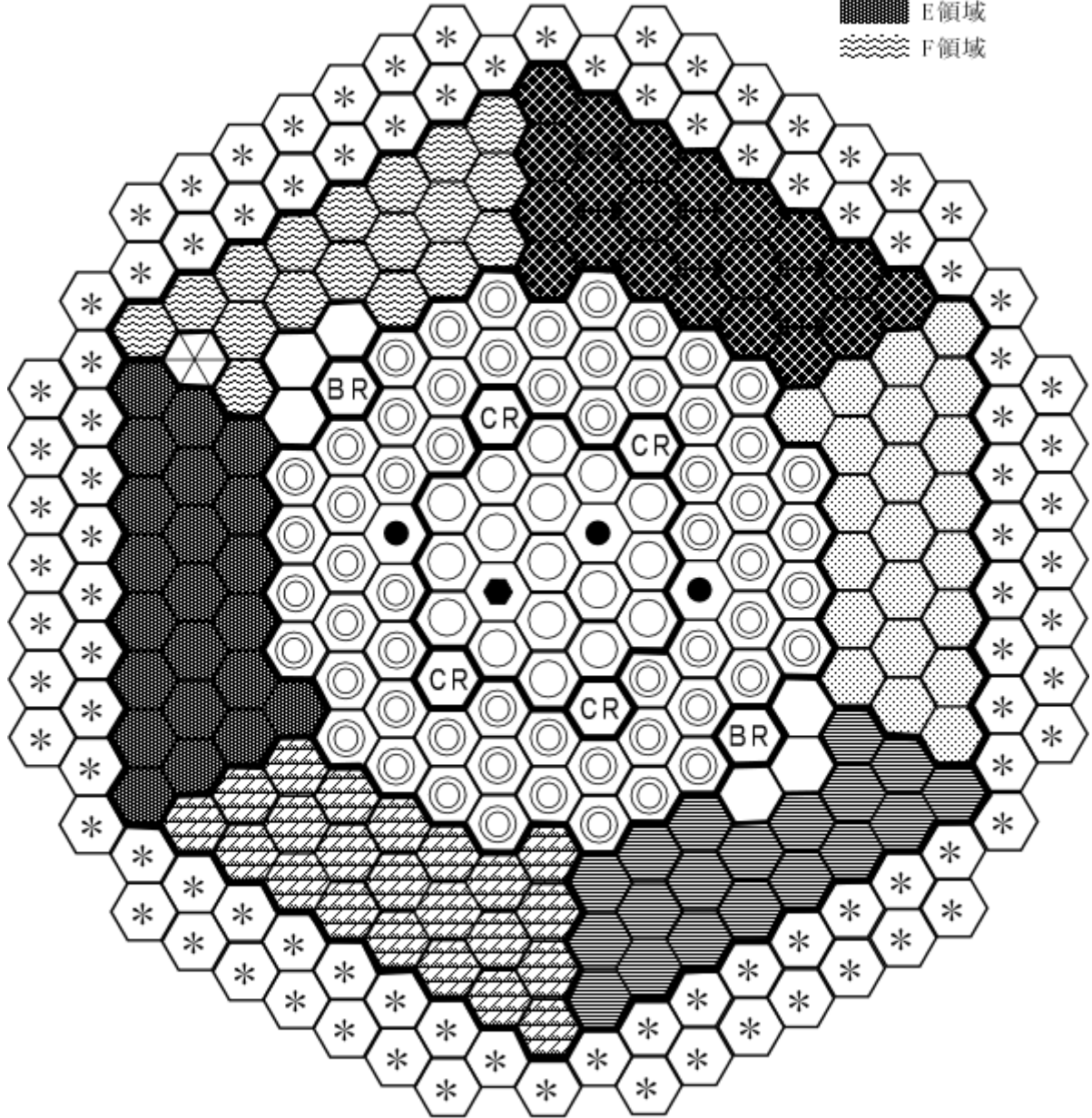


第 3. 2. 2 図 照射燃料集合体及び材料照射用反射体（炉心燃料領域）の装荷範囲

反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲及び領域区分

基準方位

-  A領域
-  B領域
-  C領域
-  D領域
-  E領域
-  F領域



- | | | |
|---|---|--|
|  内側燃料集合体 |  BR 後備炉停止制御棒 |  * 遮へい集合体 |
|  外側燃料集合体 |  中性子源 |  ● 照射燃料集合体 |
|  CR 制御棒 |  反射体 |  材料照射用反射体 |

第 3. 2. 3 図 反射体領域の材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲

3.3 炉心構成

「常陽」は、高速炉開発に係る燃料や材料の照射試験を運転目的の一つとしており、炉心は、炉心燃料集合体だけでなく、照射試料を有する照射燃料集合体等を含む。また、照射燃料集合体等は、試験目的に応じて装荷位置を変更する。

炉心構成は、運転サイクルにより変動する。一方、設置変更許可段階の炉心設計に当たっては、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、設計用の代表的な炉心構成の設定を必要とする。設置変更許可段階における炉心の設計にあたっては、燃料交換による反応度変化及び取り出した炉心燃料集合体の平均燃焼度がほぼ平衡に達した炉心（以下「標準平衡炉心」という。）を設定する（炉心構成：第3.2.1図参照）。

標準平衡炉心は、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷パターンが異なる他の炉心の核熱特性を代表するものとして選定したものであり、C型照射燃料集合体1体を炉心第3列に、B型照射燃料集合体2体をそれぞれ1体ずつ炉心第1列と炉心第3列に、材料照射用反射体1体を炉心第1列に装荷したものである。標準平衡炉心の構成要素の内訳を第3.3.1表に示す。

炉心燃料集合体の交換計画は、炉心燃料集合体について、一様かつ高い燃焼度が得られるように、また、出力分布の変動が小さくなるように策定する。原子炉の運転サイクルは、約60日間の定格出力運転期間及び約19日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む。）を合計した約2.5ヶ月／サイクルを標準とし、出力分布に応じて5～9バッチの分散方式で、炉心燃料集合体を交換する。1サイクルあたりに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約10体となる。また、取り出した炉心燃料集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を80,000MWd/t、燃料要素最高燃焼度を90,000MWd/tとし、平均で約60,000MWd/tとなる。なお、標準平衡炉心は、設置変更許可段階の設計用炉心構成であり、全て新燃料の状態を仮想し、平衡に至るまで炉心燃料集合体を交換したものである。

実炉心におけるMK-IV炉心への移行は、燃料仕様がMK-III炉心と同じであり、継続使用することを踏まえ、一部内側燃料集合体の脱荷、一部外側燃料集合体の内側反射体への交換等により達成する。すでに燃焼が進んでいることから、MK-IV炉心は、平衡炉心組成に近い状態から開始することとなる。

設置変更許可段階の炉心設計にあつては、標準平衡炉心を用いて、以下の運転上の制限又は条件の範囲を定める。

- ・ 過剰反応度
- ・ 反応度制御能力（主炉停止系）／反応度停止余裕（主炉停止系）
- ・ 最大反応度添加率（主炉停止系）
- ・ 反応度制御能力（後備炉停止系）／反応度停止余裕（後備炉停止系）
- ・ 反応度係数（ドップラ係数、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温度係数、ナトリウムボイド係数）

これらの運転上の制限又は条件は、不確かさ・余裕を考慮して評価した核特性範囲の上限値又は下限値等を使用するものとし、設置変更許可段階では、当該上下限値を保守的に組み合わせた条件で安全評価を実施し、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能す

ることにより、燃料の許容設計限界（熱設計基準値）を超えないことを確認することで、炉心構成が運転サイクルで変動する場合にあっても、以下に示す後段規制において、運転上の制限又は条件の範囲内にあることを確認することで、炉心の安全性を担保することができるものとしている。

照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の計画において、照射試験の目的に応じた装荷位置を決定し、その装荷パターンに応じた原子炉施設の炉心構成における燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応度制御能力、反応度添加率及び反応度停止余裕を運転上の制限又は条件の範囲内になるように設計する。

当該照射燃料集合体等の装荷による核熱特性への影響は、設置変更許可段階での評価結果に包絡されるため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界（熱設計基準値）を超えない。

運転における炉心は、炉心構成、核的制限値、熱的制限値、炉心特性の範囲において構成する。なお、核的制限値は、燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応度制御能力及び反応度添加率に対する制限値である。炉心構成の運用の手続きについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づく原子炉施設保安規定に定める。

運転段階においても、原子炉施設保安規定に基づき、サイクル運転に先立ち、炉心構成の制限事項（個数、熱的制限値、核的制限値）の遵守や核特性への影響が所定の範囲内であることを評価・確認するため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時においても、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界（熱設計基準値）を超えない。

第 3.3.1 表 標準平衡炉心の構成要素の内訳

炉心構成要素	装荷個数（体）
炉心燃料集合体	内側 17
	外側 58
照射燃料集合体	3
制御棒	4
後備炉停止制御棒	2
反射体	131
材料照射用反射体	1
遮へい集合体	96
中性子源	1

3.4 核設計

3.4.1 設計方針（核設計基準）

核設計基準を以下に示す。炉心は、核設計基準を満足するように設計する。なお、核設計計算手法及び炉定数は、核的モックアップ実験及びMK-II炉心やMK-III炉心の性能試験の解析により、それらの精度を確認し、公称値及び不確かさ幅の信頼度を高めるものとし、また、核設計にあたっては、炉心が、照射用炉心として十分な機能を発揮できることに留意する。

- (1) 制御棒は、反応度価値の最も大きな制御棒1本が全引き抜き位置のまま挿入できない場合（以下「ワンロッドスタック時」という。）にあっても、原子炉を未臨界に移行することができ、100°Cの体系において、未臨界を維持できること。
- (2) 後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨界に移行することができ、350°Cの体系において、未臨界を維持できること。
- (3) 炉心は、予想される全ての運転範囲において、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが負であること。

3.4.2 計算方法

核設計計算には、多群中性子拡散理論及び多群中性子輸送理論を用いるものとし、3次元モデルを使用する。なお、モデルに使用する炉心寸法及び組成は定格出力時のものを基準とする。

3次元モデルは、Tri-Zモデル及びXYZモデルの2種類とし、主要な核設計計算に使用する。XYZモデルは、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算に使用する。モデルの一例として、標準平衡炉心の軸方向計算体系を第3.4.1図に示す。なお、炉心最外周には遮へい集合体を設置しており、炉内燃料貯蔵ラックに装荷した燃料集合体の影響は排除可能である。また、核設計計算で使用する主な計算コードを第3.4.1表に示す。

炉定数は、JFS-3-J3.2Rセット⁽¹⁾を使用する。エネルギー群数は70群を基本とするが、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算では、7群縮約定数を使用する。なお、当該解析手法は、公開コードを用いて、原子力機構が高速炉の標準的な解析手法として確立したものである。

核設計で用いる計算方法及び炉定数については、MK-II炉心やMK-III炉心の性能試験等で得られた実験値と計算値を比較することで、その信頼性を確認する。検証結果を以下に示す^{(2), (3), (4)}。

- ・ 実効増倍率については、MK-III炉心の性能試験における実験値が1.0308、計算値が1.0276となった。過剰反応度の評価において、標準平衡炉心（平衡組成）作成時の過剰反応度の計算値を、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の差を用いて補正（標準平衡炉心の臨界性の判断に使用）している。
- ・ 制御棒反応度価値については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。制御棒反応度価値の補正係数の一つとして、MK-III性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。
- ・ 等温温度係数（ドップラ反応度及び熱膨張反応度）については、MK-III炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。反応度係数の不確かさ

の設定において、MK-Ⅲ性能試験に対する計算値と実験値の比を使用している。

- ・ 出力分布については、MK-Ⅱ炉心の性能試験における核種毎の核分裂率分布解析を行った結果、計算値は実験誤差内で一致した。

なお、各種の核的特性値については、実験値と計算値の比、及び実験値の実験誤差、外挿誤差、制御棒及び後備炉停止制御棒の配置の非対称性に係る計算誤差等の不確かさを考慮して、最大値及び最小値を設定し、安全側の評価となる値を用いる。

3.4.3 最大過剰反応度及び反応度停止余裕

(1) 最大過剰反応度

最大過剰反応度は、サイクル運転(60日)末期に過剰反応度が零となることを想定し、燃焼補償用反応度、温度補償用及び出力補償用反応度並びに運転余裕用を積み上げて設定する。

定格出力時における最大過剰反応度は $0.020 \Delta k/k$ となる。当該反応度は、燃焼による反応度低下を補償し、これに運転余裕を見込んだものである。

また、 100°C の体系から定格出力時の体系における温度及び出力による反応度低下を補償するために必要な過剰反応度は、計算上の余裕を含めて最大 $0.015 \Delta k/k$ となる。

上記より、 100°C の体系における最大過剰反応度は、 $0.035 \Delta k/k$ 以下となる。標準平衡炉心の過剰反応度の内訳を第3.4.2表に示す。

(2) 反応度停止余裕

制御棒は、ワンロッドスタック時であっても、原子炉を未臨界に移行することができ、 100°C の体系において、未臨界を維持できるものとする。後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨界に移行することができ、 350°C の体系において、未臨界を維持できるものとする。なお、反応度停止余裕の評価に当たっては、保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度値に補正係数を乗じることで、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度値の計算の不確かさ、制御棒及び後備炉停止制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮するものとする。

上述の評価により、制御棒4本挿入時の反応度値は $0.070 \Delta k/k$ 以上となる。また、反応度停止余裕は $0.015 \Delta k/k$ 以上(ワンロッドスタック時)となる。また、後備炉停止制御棒2本挿入時の反応度値は $0.014 \Delta k/k$ 以上となり、 350°C の体系における反応度停止余裕は $0.008 \Delta k/k$ 以上となる。

(3) 制御棒ストローク曲線

制御棒ストローク曲線を第3.4.2図に示す。制御棒ストローク曲線に対する炉心構成の変動及び炉心の燃焼等の影響は小さく、制御棒による最大反応度添加率は約 $0.00016 \Delta k/k/s$ である。

なお、最大反応度添加率の評価に当たっては、保守的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿入パターンで評価するとともに、反応度値に補正係数を乗じることで、制御棒の反応度値の計算の不確かさ、制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮する。また、燃焼に伴い制御棒の反応度値の絶対値及び最大変化率は減少し、最大反

応度添加率は、未燃焼時に最大となる。

3.4.4 反応度係数

反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測値に基づく不確かさ等を考慮し、炉心支持板温度係数については±20%、それ以外については±30%の範囲を制限値として設定する。計算結果を以下に示す。

(1) ドップラ係数

通常運転時及び1次冷却材全喪失時における標準平衡炉心のドップラ係数を第3.4.3表に示す。第3.4.3表に示すように、ドップラ係数は負となる。

(2) 温度係数（ドップラ効果を除く。）

温度係数は、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数及び炉心支持板温度係数から構成する。標準平衡炉心の温度係数を第3.4.4表に示す。これらの温度係数は、燃料ペレット、構造材（被覆管を含む）、冷却材及び炉心支持板の膨張に起因するものであり、全て負となる。

(3) ナトリウムボイド反応度

ナトリウムボイド反応度は、原子炉容器内の全ての場所において負である。標準平衡炉心の1次冷却材全喪失時の反応度の変化（ナトリウムボイド反応度）は $-0.019 \Delta k/k$ となる。運転上の制限又は条件の範囲は、 $-(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$ とする。

3.4.5 炉心燃料集合体の交換計画

炉心燃料集合体の交換計画は、炉心燃料集合体について、一様かつ高い燃焼度が得られるように、また、出力分布の変動が小さくなるように策定する。

原子炉の運転サイクルは、約60日間の定格出力運転期間及び約19日間の休止期間（出力上昇及び出力降下期間を含む。）を合計した約2.5ヶ月/サイクルを標準とし、出力分布に応じて5～9バッチの分散方式で、炉心燃料集合体を交換する。

1サイクルあたりに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約10体となる。また、取り出した炉心燃料集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を80,000MWd/t、燃料要素最高燃焼度を90,000MWd/tとし、平均で約60,000MWd/tとなる。

3.4.6 出力分布及び最大中性子束

標準平衡炉心の出力分布及び炉内最大中性子束を第3.4.5表に示す。

出力分布には、制御棒の挿入により歪みが生じるため、その評価に当たっては、制御棒の挿入量を考慮する必要がある。通常運転時における制御棒の挿入量は、そのストロークの5/13以下であるため、出力ピーキング係数は、制御棒の挿入量を、そのストロークの5/13として評価したものである。

出力ピーキング係数は、径方向出力ピーキング係数、軸方向出力ピーキング係数及び局所出力ピーキング係数に分類し、径方向出力ピーキング係数を燃料集合体当たりの最大出力と平均出力との比、軸方向出力ピーキング係数を燃料要素の軸方向最大出力密度と平均出力密度との

比、局所出力ピーキング係数を燃料要素当たりの最大出力と平均出力との比と定義する。

3.4.7 核特性主要目

炉心燃料領域高さ 約 50cm

炉心燃料領域等価直径 (最大) 約 78cm

軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm

下部 約 38cm

半径方向反射体領域等価厚さ (最小) 約 24cm

半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約 13cm

炉心構成要素ピッチ 約 81.5mm

燃料集合体の最大個数 79 体

炉心燃料領域核分裂性物質質量 (最大)

$^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ 約 150kg

^{235}U 約 100kg

プルトニウム含有率 $[\text{Pu} / (\text{Pu} + ^{241}\text{Am} + \text{U})]$ 32wt%以下

核分裂性プルトニウム富化度 $[(^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}) / (\text{Pu} + ^{241}\text{Am} + \text{U})]$

内側燃料集合体 約 16wt%

外側燃料集合体 約 21wt%

プルトニウム同位体組成比 原子炉級

ウラン濃縮度 約 18wt%

炉心燃料領域組成比 (断面積比)

燃料ペレット 約 37%

構造材 (被覆管を含む。) 約 23%

冷却材 約 37%

ボイド 約 3%

炉心燃料集合体の燃料要素最高燃焼度 90,000MWd/t

定格出力時の最大の過剰反応度 約 0.020 $\Delta k/k$

制御棒 4 本の反応度価値 0.070 $\Delta k/k$ 以上

後備炉停止制御棒 2 本の反応度価値 0.014 $\Delta k/k$ 以上

反応度係数

ドップラ係数 - $(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3} \text{Tdk/dT}$

温度係数 (ドップラ効果を除く。)

燃料温度係数 - $(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$

構造材温度係数 - $(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$

冷却材温度係数 - $(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6} \Delta k/k/^\circ\text{C}$

炉心支持板温度係数 - $(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5} \Delta k/k/^\circ\text{C}$

ナトリウムボイド反応度 - $(1.3 \sim 2.5) \times 10^{-2} \Delta k/k$

燃焼に伴う反応度変化 - $(1.8 \sim 2.3) \times 10^{-4} \Delta k/k/d$

炉心燃料集合体の交換方法 5~9 バッチ分散方式

実効遅発中性子割合 $(0.38 \sim 0.48) \times 10^{-2}$

即発中性子寿命 $(2.8 \sim 4.3) \times 10^{-7} \text{s}$

3.4.8 参考文献

- (1) 千葉豪他、「JENDL-3.2に基づく高速炉用炉定数 JFS-3-J3.2R の作成」、JNC TN9400 2001-124 (2002)
- (2) S. Maeda, et al., “Verification of JUPITER Standard Analysis Method for Upgrading Joyo MK-III Core Design and Management”, Journal of Power and Energy Systems, Vol.6, No.2 (2012)
- (3) 前田茂貴他、「「常陽」MK-III性能試験炉心の過剰反応度解析」、JNC TN9400 2003-083 (2003)
- (4) 千葉豪他、「高速実験炉「常陽」MK-III性能試験 - 制御棒校正 (NT-321) -」、JNC TN9400 2004-057 (2004)
- (5) S. Ono, et al., “CASUP : Cell Calculation Code for Fast Reactor Analysis”, Technol. Rep. Osaka Univ. 33, 1708, 207 (1983)
- (6) M. Nakagawa, et al., “SLAROM: A Code for Cell Homogenization Calculation of Fast Reactor”, JAERI 1294 (1984)
- (7) 中川正幸他、「高速炉の核特性解析コードシステム」、JAERI-M 83-066 (1983)
- (8) T. B. Fowler, et al., “Nuclear Reactor Analysis Code: CITATION”, ORNL-TM-2496 Rev. 2 (1971)
- (9) 飯島進他、「高速炉設計用計算プログラム (2次元・3次元拡散摂動理論計算コード: PERKY)」、JAERI-M 6993 (1977)
- (10) M. Bando, et al., “Three-Dimensional Transport Calculation Method for Eigenvalue Problems Using Diffusion Synthetic Acceleration”, Journal of Nuclear Science and Technology 22 (1985)

第 3.4.1 表 核設計用主要計算コード

計算コード	内容	用途
CASUP ⁽⁵⁾	1次元格子計算	実効断面積作成
SLAROM ⁽⁶⁾	均質格子計算	実効断面積作成
JOINT ⁽⁷⁾	インターフェース	断面積縮約
CITATION ⁽⁸⁾	拡散及び燃焼計算	一般核特性
PERKY ⁽⁹⁾	拡散摂動計算	反応度係数
TRITAC ⁽¹⁰⁾	輸送計算	輸送補正

第 3.4.2 表 標準平衡炉心の過剰反応度の内訳

(単位：Δk/k)

反応度バランス		主炉停止系	後備炉停止系
定格出力時の最大の過剰反応度		0.020	-
内訳	燃焼補償用	0.014	-
	運転余裕用	0.006	-
温度補償用及び出力補償用		0.0149	0.0053
内訳	100℃～250℃	0.0057	-
	250℃～350℃	0.0039	-
	350℃～定格	0.0053	0.0053
所要反応度の合計		0.035 (0.0349)	0.006 (0.0053)
反応度制御能力		0.050	0.014
反応度停止余裕		0.015	0.008

第 3.4.3 表 標準平衡炉心のドップラ係数

(単位：Tdk/dT)

	ドップラ係数	運転上の制限又は条件の範囲
通常運転時	-2.4×10^{-3}	$-(1.3 \sim 3.3) \times 10^{-3}$
1次冷却材全喪失時	-2.0×10^{-3}	

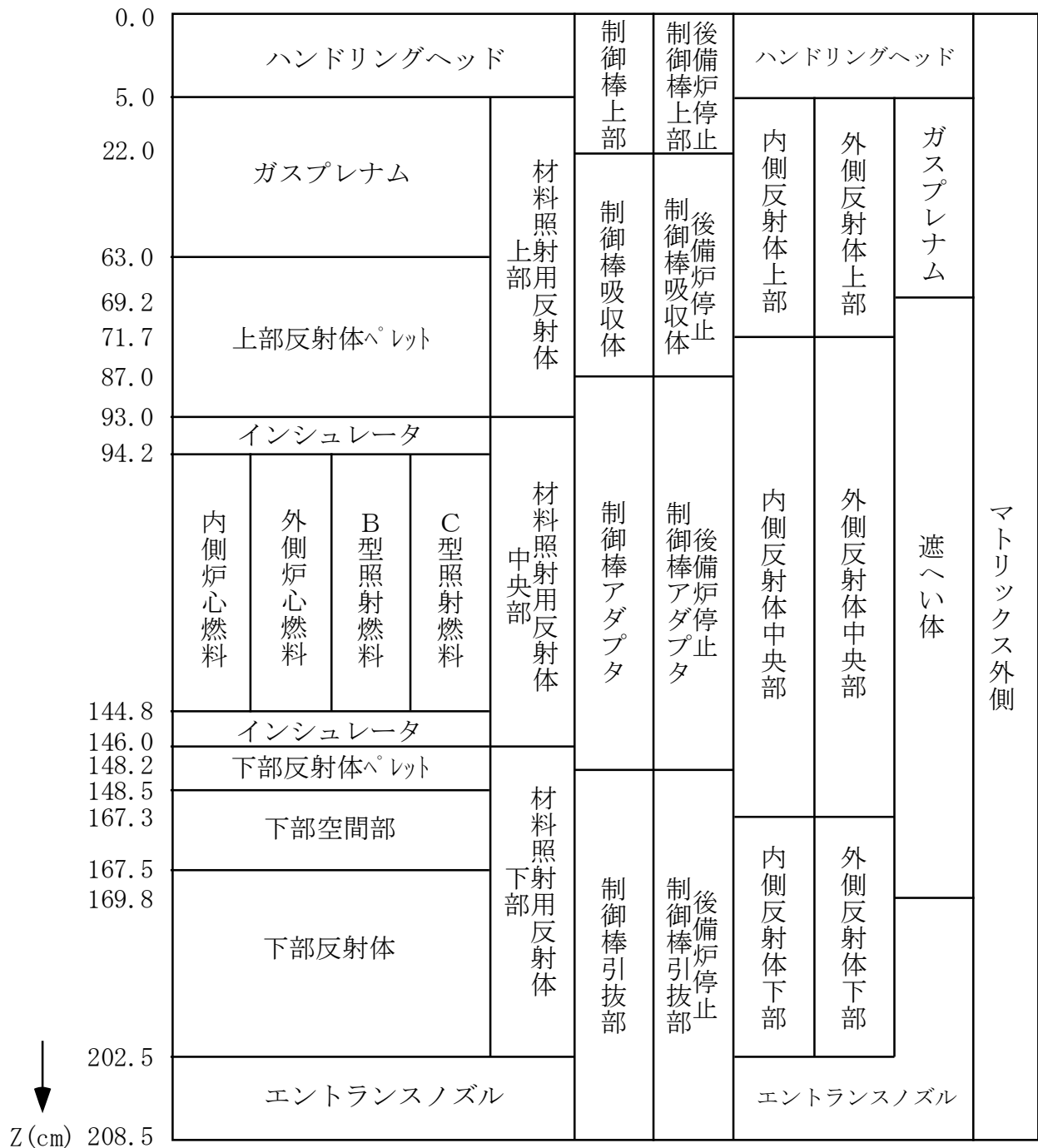
第 3.4.4 表 標準平衡炉心の温度係数

(単位： $\Delta k/k/^\circ\text{C}$)

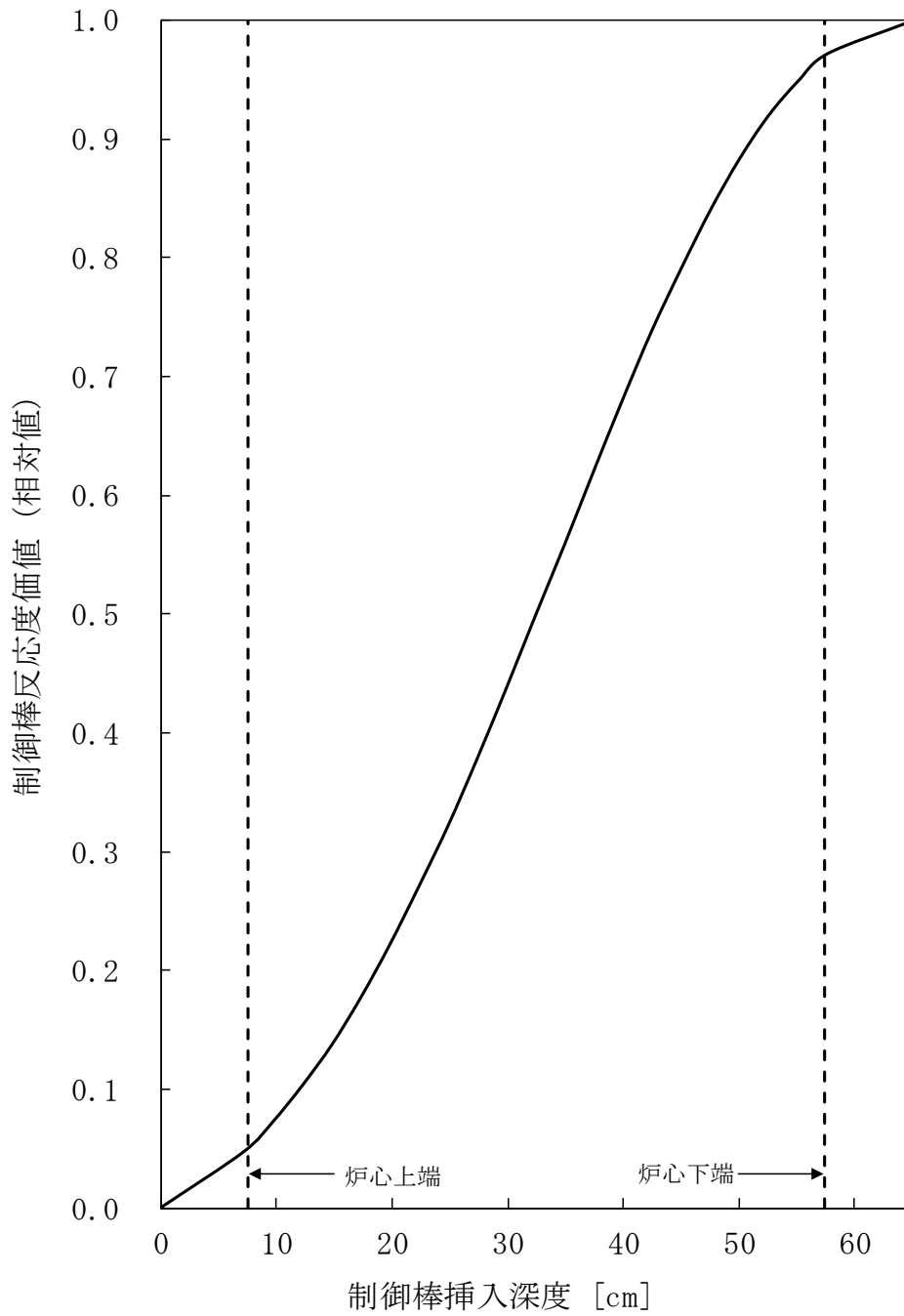
	温度係数	運転上の制限又は条件の範囲
燃料温度係数	-3.2×10^{-6}	$-(2.2 \sim 4.2) \times 10^{-6}$
構造材温度係数	-1.3×10^{-6}	$-(0.8 \sim 1.7) \times 10^{-6}$
冷却材温度係数	-9.6×10^{-6}	$-(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6}$
炉心支持板温度係数	-14.2×10^{-6}	$-(1.1 \sim 1.7) \times 10^{-5}$

第 3.4.5 表 出力分布及び炉内最大中性子束

		標準平衡炉心
出力分布	出力分担 (MW)	
	炉心燃料集合体	95.7
	照射燃料集合体	1.1
	その他 (反射体、制御棒等)	3.2
	出力ピーキング係数	1.63
	径方向	1.33
	軸方向	1.17
	局所	1.04
炉内最大中性子束 ($n/cm^2/s$)		
	0.1MeV 以上	2.9×10^{15}
	全中性子束	4.2×10^{15}



第 3. 4. 1 図 標準平衡炉心軸方向計算体系



第 3.4.2 図 制御棒ストローク曲線

3.5 熱設計

3.5.1 設計方針

(1) 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、以下の方針に基づいて行う。

(i) 炉心燃料集合体が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界（以下「熱設計基準値」という。）を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和（設計疲労寿命に対する累積疲労サイクルの比）を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

(ii) 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。

(iii) 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

(2) 照射燃料集合体

照射燃料集合体の熱設計は、炉心燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、試験用要素を装填した照射燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、試験用要素が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、それぞれの燃料要素について以下の方針に基づいて熱設計を行う。

(i) III型及びIV型特殊燃料要素

III型及びIV型特殊燃料要素の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、以下の方針に基づいて行う。

a. 特殊燃料要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。

c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

(ii) III型及びIV型限界照射試験用要素

III型及びIV型限界照射試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管の開孔による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、以下の方針に基づいて設計を行う。

- a. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料最高温度が熔融温度に達することなく、かつ、被覆管が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。
- c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

(iii) 先行試験用要素

先行試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料部の熔融による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、以下の方針に基づいて設計を行う。

- a. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、酸化燃料の燃料部が熔融しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、定格出力時における燃料部、被覆管及び内壁構造容器の熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

(iv) 基礎試験用要素

基礎試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管の開孔による炉心への影響を最小限に抑えられるよう、以下の方針に基づいて設計を行う。

- a. 試験用要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が開孔しても、試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、定格出力時における燃料部、被覆管及び密封構造容器の熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

(v) A型用炉心燃料要素

A型用炉心燃料要素の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように、以下の方針に基づいて行う。

- a. A型用炉心燃料要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。

c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

(vi) 限界照射試験用補助要素

限界照射試験用補助要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、以下の方針に基づいて設計を行う。

a. 試験用補助要素が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、熱設計基準値を超えないよう、かつ、その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である1.0を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。

b. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用すること。

c. 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

照射燃料集合体では、試験目的に応じて、燃料材や被覆材の種類、寸法や燃料材物性を組み合わせ、所定の照射試験条件を実現する。そのため、設置変更許可申請の段階にあっては、想定される照射試験を踏まえ、燃料要素の仕様を一定の範囲に限定する。

熱設計基準値及び熱的制限値にあっては、当該仕様の組合せを考慮し、燃料最高温度又は燃料最大熔融割合（径方向断面における熔融割合の最大）、被覆管最高温度（肉厚中心）及び冷却材最高温度について、熱設計基準値及び熱的制限値を定める。なお、熱設計基準値及び熱的制限値は、最大値として設定したものであり、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第27条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階にあっては、確定した燃料要素の仕様を用いて、個別に熱設計基準値及び熱的制限値を設定するため、当該値は、設置変更許可申請の段階で定めた熱設計基準値及び熱的制限値を下回る場合がある。

熱設計に使用する設計計算手法及び物性定数についても、設置変更許可申請の段階で、代表的なものを定め、設計及び工事の計画の認可申請の段階において、確定した燃料要素の仕様を用いて個別に定めるものとする。

また、熱設計に使用する工学的安全係数にあっては、燃料の仕様に依存しない原子炉熱出力の測定誤差等による工学的安全係数を、設置変更許可申請の段階で定め、燃料の仕様に依存するものについては、設計及び工事の計画の認可申請の段階において、確定した燃料要素の仕様を用いて個別に定める。

(3) 照射用実験装置（本体設備）

照射用実験装置（本体設備）の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、照射物が熔融温度に達することなく、照射試料キャプセルが機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないよう、照射燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、以下の方針に基づいて行う。

- (i) 照射用実験装置が、原子炉内における使用期間中、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、熱設計基準値を超えないよう、定格出力時における熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- (ii) 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。

3.5.2 熱設計基準値及び熱的制限値

3.5.2.1 熱設計基準値

(1) 炉心燃料集合体

- (i) 燃料ペレットの最高温度（以下「燃料最高温度」という。ただし、照射燃料集合体にあつては燃料部の最高温度をいう。）は、 $2,650^{\circ}\text{C}$ とする。なお、この温度は運転時の異常な過渡変化時に燃料ペレットの熔融に起因して被覆管が破損することを防止するため、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。
- (ii) 被覆管最高温度（肉厚中心）は、 840°C とする。なお、この温度は被覆管が運転時の異常な過渡変化時に急速な温度上昇により破損することを防止するため、照射済燃料要素の被覆管の炉外急速加熱試験データを基に、適切な安全余裕を考慮して定めるものである。
- (iii) 冷却材最高温度は、 910°C とする。なお、この温度は、運転時の異常な過渡変化時に冷却材が沸騰することにより被覆管表面の熱伝達特性が変化して、被覆管が過度の温度上昇により破損することを防止するため、冷却材が沸騰しない値として定めるものである。

(2) 照射燃料集合体

照射燃料集合体に装填する燃料要素は、その仕様範囲も考慮し、最高温度となる熱設計基準値を定める。「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第27条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階にあつては、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、最新知見も考慮して個別に熱設計基準値を定める。

(i) III型及びIV型特殊燃料要素

- a. 燃料最高温度は、 $2,680^{\circ}\text{C}$ とする。
- b. III型特殊燃料要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、 890°C 、IV型特殊燃料要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、 810°C とする。
- c. 冷却材最高温度は、 910°C とする。

(ii) III型及びIV型限界照射試験用要素

- a. 燃料最高温度は、 $2,680^{\circ}\text{C}$ とする。
- b. III型限界照射試験用要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、 890°C 、IV型限界照射試験用要素の被覆管最高温度（肉厚中心）は、 810°C とする。
- c. 冷却材最高温度は、 910°C とする。

(iii) 先行試験用要素

- a. 燃料最高温度は、熔融温度を超えないこととする。ただし、酸化物燃料にあつ

ては、溶融温度を超える設計をする場合があるが、最大溶融割合は、30%とする。

- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、急速加熱による破断温度以下とする。
- c. 内壁構造容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- d. 内壁構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。

(iv) 基礎試験用要素

- a. 燃料最高温度は、溶融温度を超えないこととする。
- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、急速加熱による破断温度以下とする。
- c. 密封構造容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- d. 密封構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。

(v) A型用炉心燃料要素

- a. 燃料最高温度は、2,650℃とする。
- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、840℃とする。
- c. 冷却材最高温度は、910℃とする。

(vi) 限界照射試験用補助要素

- a. 燃料最高温度は、2,680℃とする。
- b. 被覆管最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- c. 冷却材最高温度は、910℃とする。

(3) 照射用実験装置

- (i) 照射物最高温度は、溶融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないこととする。
- (ii) 照射試料キャプセル最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。
- (iii) 冷却材最高温度は、910℃とする。
- (iv) 外側容器最高温度（肉厚中心）は、890℃とする。

3.5.2.2 熱的制限値

(1) 炉心燃料集合体

燃料最高温度 2,350℃
被覆管最高温度（肉厚中心） 620℃

(2) 照射燃料集合体

照射燃料集合体に装填する燃料要素は、その仕様範囲も考慮し、最高温度となる熱的制限値を定める。「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第27条に基づき設計及び工事の計画の認可申請の段階にあつては、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、最新知見も考慮して個別に熱的制限値を定める。

(i) III型及びIV型特殊燃料要素

燃料最高温度 2,540℃
被覆管最高温度（肉厚中心）
III型特殊燃料要素 700℃
IV型特殊燃料要素 610℃

(ii) III型及びIV型限界照射試験用要素

燃料最高温度 2,540°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、2,680°C

被覆管最高温度（肉厚中心）

A型照射燃料集合体装填時

Ⅲ型限界照射試験用要素 750°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、890°C

Ⅳ型限界照射試験用要素 660°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、810°C

B型照射燃料集合体装填時

Ⅲ型限界照射試験用要素 700°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、890°C

Ⅳ型限界照射試験用要素 610°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、810°C

D型照射燃料集合体装填時

Ⅲ型限界照射試験用要素 700°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、890°C

Ⅳ型限界照射試験用要素 610°C

ただし、被覆管の開孔時にあつては、810°C

(iii) 先行試験用要素

燃料最高温度 熔融温度以下

ただし、酸化物燃料にあつては、最大熔融割合 20%

被覆管最高温度（肉厚中心） 750°C

内壁構造容器最高温度（肉厚中心） 675°C

(iv) 基礎試験用要素

燃料最高温度 熔融温度以下

被覆管最高温度（肉厚中心） 750°C

密封構造容器最高温度（肉厚中心） 675°C

(v) A型用炉心燃料要素

燃料最高温度 2,350°C

被覆管最高温度（肉厚中心） 620°C

(vi) 限界照射試験用補助要素

燃料最高温度 2,540°C

ただし、試験用要素の被覆管の開孔時にあつては、2,680°C

被覆管最高温度（肉厚中心） 700°C

ただし、試験用要素の被覆管の開孔時にあつては、890°C

(3) 照射用実験装置（本体設備）

照射物最高温度

熔融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）以下

照射試料キャプセル最高温度（肉厚中心） 750°C

外側容器最高温度（肉厚中心） 675℃

3.5.3 計算方法

(1) 設計計算手法

炉心燃料集合体の熱設計計算は、以下の（i）～（v）に示すコード又は式により行う。

(i) 冷却材温度

冷却材温度は、ASFRE^{(1),(2)}コードにより計算する。本コードは、1体の燃料集合体について、流路断面を多流路に分割してこれを解析上の単位流路とするサブチャンネルとし、サブチャンネル間の質量移動、熱的ミキシング等を考慮して、軸方向に分割したステップ毎に運動量・質量・エネルギー保存則を解くものである。

(ii) 被覆管表面温度

被覆管表面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Co} = T_{Na} + \frac{D_e}{K_{Na}} \cdot \frac{1}{Nu} \cdot \frac{ql}{\pi d_{Co}}$$

ここで T_{Co} : 被覆管表面温度 (°C)

T_{Na} : 冷却材温度 (°C)

D_e : 水力等価直径 (cm)

d_{Co} : 被覆管外径 (cm)

K_{Na} : 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C)

Nu : ヌセルト数

ql : 線出力密度 (W/cm)

(iii) 被覆管内面温度

被覆管内面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Ci} = T_{Co} + \frac{\ln(d_{Co}/d_{Ci})}{2\pi K_C} \cdot ql$$

ここで T_{Ci} : 被覆管内面温度 (°C)

K_C : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C)

d_{Ci} : 被覆管内径 (cm)

(iv) 燃料表面温度

燃料表面温度は以下の式により計算する。

$$T_S = T_{Ci} + \frac{ql}{h_g \cdot \pi(d_p + d_{Ci})/2}$$

ここで T_S : 燃料表面温度 (°C)

h_g : ギャップ熱伝達率 (W/cm²/°C)

d_p : ペレット直径 (cm)

(v) 燃料最高温度

燃料最高温度は以下の式により計算する。なお、燃料ペレットの相変化及び密度変化を考慮する。

$$\int_{T_s}^{T_p} k dT = \frac{ql}{4\pi}$$

ここで T_p : 燃料最高温度 (°C)

k : ペレット熱伝導度 (W/cm/°C)

また、限界照射試験用要素の被覆管に開孔が生じ、その開孔部から核分裂生成ガスが放出された場合の影響は、被覆管表面温度を算出する式において考慮する。

照射燃料集合体の熱設計計算では、以下の (i) ~ (vii) に示す式を用いる。

なお、内壁構造容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。

また、先行試験用要素の被覆管温度については、内壁構造容器の温度から内壁構造容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。密封構造容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。

また、基礎試験用要素の被覆管温度については、密封構造容器の温度から密封構造容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。

照射用実験装置の熱設計は、照射燃料集合体と同様に行うこととし、外側容器の温度については、以下の被覆管と同様に行う。また、照射試料キャプセル温度については、外側容器の温度から外側容器内の冷却材温度を以下の冷却材温度と同様に計算し、これを冷却材温度として計算する。照射物の温度については、以下の燃料最高温度と同様に計算する。

(i) 冷却材温度

冷却材温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Na} = T_{IN} + \frac{1}{W \cdot C_p} \int_0^x ql(x) dx$$

ここで T_{Na} : 冷却材温度 (°C)

$ql(x)$: 線出力密度 (W/cm)

W : 冷却材流量 (g/s)

C_p : 冷却材比熱 (W · s/g/°C)

T_{IN} : 冷却材入口温度 (°C)

x : 炉心下端からの距離 (軸方向距離) (cm)

(ii) 被覆管表面温度

被覆管表面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Co} = T_{Na} + \frac{D_e}{K_{Na}} \cdot \frac{1}{Nu} \cdot \frac{ql}{\pi d_{Co}}$$

ここで T_{Co} : 被覆管表面温度 (°C)

D_e : 水力等価直径 (cm)

d_{co} : 被覆管外径 (cm)

K_{Na} : 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C)

Nu : ヌセルト数

(iii) 被覆管内面温度

被覆管内面温度は、以下の式により計算する。

$$T_{Ci} = T_{Co} + \frac{\ln(d_{Co}/d_{Ci}) \cdot ql}{2\pi K_C}$$

ここで T_{Ci} : 被覆管内面温度 (°C)

K_C : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C)

d_{Ci} : 被覆管内径 (cm)

(iv) 燃料表面温度

燃料表面温度は以下の式により計算する。

$$T_s = T_{Ci} + \frac{ql}{h_g \cdot \pi(d_p + d_{Ci})/2}$$

ここで T_s : 燃料表面温度 (°C)

h_g : ギャップ熱伝達率 (W/cm²/°C)

d_p : ペレット直径 (cm)

(v) 燃料最高温度

溶融温度に達しない範囲の燃料最高温度は以下の式により計算する。なお、プルトリウム・ウラン混合酸化物燃料では、燃料ペレットの相変化及び密度変化を考慮する。

$$\int_{T_s}^{T_p} k dT = \frac{ql}{4\pi}$$

ここで T_p : 燃料最高温度 (°C)

k : 燃料熱伝導度 (W/cm/°C)

(vi) 燃料溶融半径

先行試験用要素 (溶融あり) の燃料溶融半径は、以下の式により計算する。

$$\int_{T_s}^{T_m} k dT = \frac{ql}{4\pi} \left(1 - \frac{r_m^2}{r_o^2}\right)$$

ここで r_m : 燃料溶融半径 (cm)

T_m : 燃料の溶融温度 (°C)

r_o : 燃料半径 (cm)

(vii) 燃料溶融割合

先行試験用要素 (溶融あり) の燃料溶融割合は、以下の式により計算する。

$$V_m = \frac{r_m^2}{r_o^2}$$

ここで V_m : 燃料溶融割合

(2) 物性定数

熱設計計算における物性定数は、第 3.5.1 表に示す値を使用する。また、先行試験用要素及び基礎試験用要素の被覆管については、オーステナイト系ステンレス鋼の場合はオーステナイト系ステンレス鋼の、フェライト系ステンレス鋼（マルテンサイト系ステンレス鋼及びフェライト-マルテンサイト系ステンレス鋼を含む。）の場合は高速炉用フェライト系ステンレス鋼の物性定数を使用する。

3.5.4 出力分布

熱設計計算では、第 3.4.5 表に示す出力ピーキング係数を使用する。なお、照射燃料集合体及び照射用実験装置の出力ピーキング係数は、炉心燃料集合体のそれを上回ることはない。

3.5.5 冷却材流量配分

炉心燃料集合体の冷却材流量配分は、炉心を 5 分割してそれぞれの流量領域の炉心燃料集合体の被覆管最高温度が均一になるよう、炉心支持板の連結管のオリフィスと炉心燃料集合体のエントランスノズルのオリフィスとの組合せにより行う。

照射燃料集合体の冷却材流量配分については、炉心燃料集合体のそれと同様に行うが、必要に応じて照射燃料集合体等の内部に設ける流量調節機構により行う。照射用実験装置の冷却材流量配分については、照射燃料集合体のそれと同様に行う。

標準平衡炉心の各流量領域における炉心燃料集合体の冷却材流量配分及び最大出力を第 3.5.2 表に示す。

3.5.6 工学的安全係数

熱設計計算における工学的安全係数は、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度上昇の最大値を求めるための係数であり、炉心燃料集合体にあつては、製作公差、物性定数のばらつき、出力分布の不確かさ、冷却材の温度及び流量等の変動、原子炉熱出力の測定誤差等を含み、照射燃料集合体にあつては、燃料仕様によらず共通する原子炉熱出力の測定誤差等を含む⁽³⁾。

なお、照射燃料集合体にあつては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階において、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、燃料仕様に依存する項目について個別に工学的安全係数を定める。

熱設計計算に用いる炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の工学的安全係数を以下に示す。照射用実験装置にあつては、照射燃料集合体と同じとする。

工学的安全係数

炉心燃料集合体

燃料ペレット 約 1.19

被覆管 約 1.19

冷却材 約 1.18

照射燃料集合体 1.05

3.5.7 過出力因子

過出力因子は、運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが達し得る最高温度及びペレット最大熔融割合を求めるための因子である。熱設計計算に用いる過出力因子を以下に示す。照射用実験装置にあつては、照射燃料集合体と同じとする。

過出力因子

炉心燃料集合体 1.07

照射燃料集合体 1.08

ただし、A型用炉心燃料要素については 1.07

3.5.8 熱特性主要目

熱設計計算に用いる熱特性の主要目を第3.5.3表に示す。

3.5.9 評価

炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の定格出力時における燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度並びに過出力時における燃料最高温度の評価結果を第3.5.4表に示す。

また、照射用実験装置の定格出力時における照射試料キャプセル最高温度、外側容器最高温度及び冷却材最高温度等の評価結果を第3.5.4表に併せて示す。定格出力時及び過出力時における照射物最高温度にあつては、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、定格出力時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあつても、熔融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないようにすることができる。

なお、運転時の異常な過渡変化時における被覆管最高温度及び冷却材最高温度の解析結果は、添付書類10の「2. 運転時の異常な過渡変化」に示すとおりであり、また、運転時の異常な過渡変化時における内壁構造容器最高温度及び密封構造容器最高温度は、「3.7.3.5 評価」の「(3) 燃料集合体」に示す事故時の密封構造容器の到達温度を超えない。照射用実験装置の外側容器にあつても同じである。

運転時の異常な過渡変化時における照射試料キャプセルにあつては、運転時の異常な過渡変化時におけるⅢ型限界照射試験用要素の被覆管最高温度と同じである。

設計基準事故時における照射用実験装置の外側容器最高温度は、「3.7.3.5 評価」の「(3) 燃料集合体」に示す事故時の密封構造容器の到達温度と同じである。

設計基準事故時における照射試料キャプセルにあつては、設計基準事故時におけるⅢ型限界照射試験用要素の被覆管最高温度と同じである。

設計基準事故時における照射物最高温度にあつては、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、定格出力時の最大線出力密度を制限するとともに、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、熔融温度（熱分解するもの場合は、過度の分解が生じない温度）を超えないようにすることができる。

3.5.10 参考文献

- (1) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p. 323-333.
- (2) 大高雅彦他、「サブチャンネル解析コード ASERE-III の検証」、PNC-TN9410 96-212 (1996)
- (3) 池上哲雄他、「(XIV) ホットスポットファクターの見直し」、日本原子力学会昭和 59 年度炉物理・炉工学分科会予稿集 A 5 3 (1984)
- (4) M. Kato et al., "Physical Properties and Irradiation Behavior Analysis of Np- and Am-Bearing MOX Fuels", J. Nucl. Sci. Technol., 48:4, 646-653 (2011)
- (5) "Mechanical and Physical Properties of the Austenitic Chromium-Nickel Stainless Steels at Elevated Temperatures", The International Nickel Company (1963)
- (6) 揃政敏他、「高速炉用フェライト系ステンレス鋼燃料被覆管物性及び特性評価（「常陽」IV型特殊燃料要素用被覆管）」、PNC-TN9430 90-003 (1990)
- (7) O. E. Dwyer et al., At. Energy Rev. 4, 3 (1966)
- (8) R. N. Lyon, "Chem. Eng. Progr.", 47, 75/79 (1951)
- (9) G. H. Golden et al., "THERMOPHYSICAL PROPERTIES OF SODIUM", ANL-7323 (1967)

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (1/3)

項目	物性定数	出典						
燃料ペレット熱伝導度	<p>プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料</p> $\lambda = \frac{1-p}{1+0.5p} \cdot \lambda_0$ $\lambda_0 = \frac{1}{0.01595 + 2.713x + 0.35834m + 0.06317Np + (2.493 - 2.625x) \times 10^{-4}T + \frac{1.541 \times 10^{11}}{T^{2.5}} \cdot \exp(-\frac{15220}{T})}$ <p> λ : 気孔率 p における燃料ペレット熱伝導度 (W/m/K) λ_0 : 100%TD における熱伝導度 (W/m/K) p : 気孔率 (=1-ρ) <table style="margin-left: 40px; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="border-right: 1px solid black; padding-right: 5px;">$\rho = 0.99$ (柱状晶領域)</td> <td style="padding-left: 5px;">$1,900^\circ\text{C} \leq T_p$</td> </tr> <tr> <td style="border-right: 1px solid black; padding-right: 5px;">$\rho = 0.97$ (等軸晶領域)</td> <td style="padding-left: 5px;">$1,400^\circ\text{C} \leq T_p < 1,900^\circ\text{C}$</td> </tr> <tr> <td style="border-right: 1px solid black; padding-right: 5px;">$\rho =$ 燃料ペレット初期密度 (不変化領域)</td> <td style="padding-left: 5px;">$T_p < 1,400^\circ\text{C}$</td> </tr> </table> </p> <p> T : 燃料ペレット温度 (K) X : 2.00- 0/M 0/M : 化学量論比 Am : Am 含有率 Np : Np 含有率 </p>	$\rho = 0.99$ (柱状晶領域)	$1,900^\circ\text{C} \leq T_p$	$\rho = 0.97$ (等軸晶領域)	$1,400^\circ\text{C} \leq T_p < 1,900^\circ\text{C}$	$\rho =$ 燃料ペレット初期密度 (不変化領域)	$T_p < 1,400^\circ\text{C}$	加藤らの式 ⁽⁴⁾
$\rho = 0.99$ (柱状晶領域)	$1,900^\circ\text{C} \leq T_p$							
$\rho = 0.97$ (等軸晶領域)	$1,400^\circ\text{C} \leq T_p < 1,900^\circ\text{C}$							
$\rho =$ 燃料ペレット初期密度 (不変化領域)	$T_p < 1,400^\circ\text{C}$							

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (2/3)

項目	物性定数	出典
ギャップ熱伝達率	炉心燃料集合体の場合 $hg=0.70$ 照射燃料集合体の場合 $hg = \frac{C1 + C2Q}{G_0 - C3D_{pin}Q + C4}$ hg : ギャップ熱伝達率 (W/cm ² /°C) G ₀ : 製造時直径ギャップ幅 (cm) D _{pin} : 製造時被覆管内径 (cm) Q : 線出力 (W/cm) C1~C4 は照射試験及び物性値から評価し設定される係数で、以下の通り。 C1 : ギャップ部のガス熱伝導度由来する係数 (W/cm/°C) C2 : 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 (1/°C) C3 : 燃料ペレットの熱膨張係数由来する係数 (cm/W) C4 : 温度ジャンプ距離由来する係数 (cm)	
被覆管熱伝導度	オーステナイト系ステンレス鋼 $K_c = 0.132 + 1.3 \times 10^{-4} T_c$ K _c : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C) T _c : 被覆管温度 (°C) 高速炉用フェライト系ステンレス鋼 $K_c = (25.475 - 2.038 \times 10^{-2} T_c + 1.665 \times 10^{-4} T_c^2 - 3.040 \times 10^{-7} T_c^3 + 1.727 \times 10^{-10} T_c^4) \times 10^{-2}$ K _c : 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C) T _c : 被覆管温度 (°C)	International Nickel Company ⁽⁵⁾ PNC-TN9430 90-003 ⁽⁶⁾

第 3.5.1 表 熱設計計算に使用する物性定数 (3/3)

項目	物性定数	出典
被覆管表面熱伝達率	$h_{film} = \left[\frac{K_N}{D} \right] Nu$ <p> h_{film}: 被覆管表面熱伝達率 (cal/cm²/s/°C) D: 水力等価直径 (cm) K_N: 冷却材熱伝導度 (cal/cm/s/°C) Nu: ヌセルト数 $Nu = 7.0 + 0.025Pe^{0.8}$ Pe: ペクレ数 </p>	Dwyer の式 ⁽⁷⁾ Lyon の式 ⁽⁸⁾
冷却材比熱	$C_p = 0.3433 - 1.387 \times 10^{-4} T_N + 1.106 \times 10^{-7} T_N^2$ <p> C_p: 冷却材比熱 (cal/g/°C) T_N: 冷却材温度 (°C) </p>	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材密度	$\gamma = 0.9500 - 2.298 \times 10^{-4} T_N - 1.461 \times 10^{-8} T_N^2 + 5.638 \times 10^{-12} T_N^3$ <p> γ: 冷却材密度 (g/cm³) T_N: 冷却材温度 (°C) (100°C ~ 1,400°C) </p>	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材粘性係数	$\log \mu = -1.4892 + 220.65 / T_N - 0.4925 \log T_N$ <p> μ: 冷却材粘性係数 (g/cm/s) T_N: 冷却材温度 (K) </p>	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材熱伝導度	$K_N = 0.93978 - 3.2505 \times 10^{-4} T_N + 3.6192 \times 10^{-8} T_N^2$ <p> K_N: 冷却材熱伝導度 (W/cm/°C) T_N: 冷却材温度 (°F) </p>	ANL - 7323 ⁽⁹⁾
冷却材エンタルピー	$H = 1.628393 T_N - 4.16517 \times 10^{-4} T_N^2 + 1.534903 \times 10^{-7} T_N^3 - 554.5873$ <p> H: 冷却材エンタルピー (W・s/g) T_N: 冷却材温度 (K) </p>	ANL - 7323 ⁽⁹⁾

第 3.5.2 表 標準平衡炉心の各流量領域における冷却材流量配分及び最大出力

(炉心燃料集合体)

流量領域	炉心燃料集合体 個数	炉心燃料集合体当たり の流量 (kg/s)	炉心燃料集合体 最大出力 (MW)
1	5	8.80	1.64
2	12	8.76	1.58
3	12	8.27	1.65
4	24	7.81	1.49
5	22	6.85	1.24
合計	75	586.7	—

第 3.5.3 表 熱特性主要目

原子炉熱出力	100MW	
1 次冷却材全流量	約 2,700t/h	
原子炉入口冷却材温度	約 350℃	
原子炉出口冷却材温度	約 456℃	
原子炉プレナム最高圧力	約 4kg/cm ² [gage] (約 0.39MPa[gage]) *1	
燃料要素最大線出力密度	定格出力時	過出力時
炉心燃料集合体 炉心燃料要素	約 330W/cm	約 360W/cm
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	約 480W/cm	約 520W/cm
IV型特殊燃料要素	約 500W/cm	約 540W/cm
III型限界照射試験用要素	約 480W/cm	約 520W/cm
IV型限界照射試験用要素	約 500W/cm	約 540W/cm
先行試験用要素	約 1,000W/cm	約 1,080W/cm
基礎試験用要素	約 600W/cm	約 650W/cm
A型用炉心燃料要素	約 330W/cm	約 360W/cm
限界照射試験用補助要素	約 480W/cm	約 520W/cm
照射試料最大線出力密度	定格出力時	過出力時
照射用実験装置 照射試料	約 1,000W/cm	約 1,080W/cm

*1：水頭圧を除く。

第3.5.4表 熱特性解析結果 (1/3)

	燃料最高温度		被覆管最高温度 (肉厚中心)	冷却材最高温度
	定格出力時	過出力時		
炉心燃料集合体	約2,300°C	約2,410°C	620°C以下	約600°C
炉心燃料要素 (内側)	約2,300°C	約2,410°C	620°C以下	約600°C
炉心燃料要素 (外側)				

第3.5.4表 熱特性解析結果 (2/3)

	燃料最高温度			燃料最大溶解割合	
	定格出力時	過出力時	限界照射試験用要素の被覆管開孔時	定格出力時	過出力時
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	約2,480℃	約2,590℃	—	—	—
IV型特殊燃料要素	約2,520℃	約2,630℃	—	—	—
III型限界照射試験用要素	約2,430℃	約2,560℃	約2,460℃	—	—
IV型限界照射試験用要素	約2,520℃	約2,630℃	約2,540℃	—	—
先行試験用要素	溶解温度以下*1	溶解温度以下*1	—	約20%*2	約30%*2
基礎試験用要素	溶解温度以下	溶解温度以下	—	—	—
A型用炉心燃料要素	約2,300℃	約2,410℃	—	—	—
限界照射試験用補助要素	約2,430℃	約2,560℃	約2,580℃	—	—
	被覆管最高温度 (肉厚中心) *3				
	定格出力時				
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	C型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時	照射用実験装置 装填時
照射燃料集合体					
III型特殊燃料要素	約700℃	約700℃	約700℃	約700℃	—
IV型特殊燃料要素	約610℃	約610℃	約610℃	約610℃	—
III型限界照射試験用要素	約750℃	約700℃	—	約700℃	—
IV型限界照射試験用要素	約660℃	約610℃	—	約610℃	—
先行試験用要素	—	約750℃	—	—	—
基礎試験用要素	—	約750℃	—	—	—
A型用炉心燃料要素	620℃以下	—	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	約700℃	—	約700℃	—
内壁構造容器	—	約675℃	—	—	—
密封構造容器	—	約675℃	—	—	—
照射用実験装置	—	—	—	—	—
照射試験キャプセル	—	—	—	—	約750℃
外側容器	—	—	—	—	約675℃

第3.5.4表 熱特性解析結果 (3/3)

	被覆管最高温度 (肉厚中心)			
	限界照射試験用要素の被覆管の開孔時			
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時
照射燃料集合体				
III型限界照射試験用要素	約820℃	約760℃	約760℃	約760℃
IV型限界照射試験用要素	約700℃	約650℃	約650℃	約650℃
限界照射試験用補助要素	—	約810℃	約810℃	約810℃
	冷却材最高温度			
	定格出力時			
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	C型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時
照射燃料集合体				
III型特殊燃料要素	約690℃	約690℃	約690℃	約690℃
IV型特殊燃料要素	約600℃	約600℃	約600℃	約600℃
III型限界照射試験用要素	約740℃	約690℃	—	—
IV型限界照射試験用要素	約650℃	約600℃	—	—
先行試験用要素	—	約670℃*4	—	—
基礎試験用要素	—	約670℃*5	—	—
A型用炉心燃料要素	約600℃	—	—	—
限界照射試験用補助要素	—	約690℃	—	約690℃
照射用実験装置	—	—	—	約670℃*6

- * 1 : 酸化物燃料を除く。
- * 2 : 酸化物燃料の場合。
- * 3 : 内壁構造容器及び密封構造容器または密封構造容器または密封構造容器の最高温度。
照射試験キャプセルにあっては、照射試験キャプセルの最高温度。
- * 4 : 外側容器にあっては、外側容器の最高温度。
- * 5 : 内壁構造容器を冷却する冷却材の値。
- * 6 : 密封構造容器を冷却する冷却材の値。
- * 6 : 外側容器を冷却する冷却材の値。

3.6 動特性

3.6.1 設計方針

炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料集合体の損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。

なお、炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御する。また、原子炉施設は、原子炉制御系として、通常運転時の原子炉入口冷却材温度を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つように、主冷却器の空気流量を調整する原子炉冷却材温度制御系、及び通常運転時の1次冷却材流量を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つための1次冷却材流量制御系を有する。

3.6.2 計算方法

動特性に係る計算には、動特性解析コードMIMIR⁽¹⁾を使用する。計算モデルの概要を以下に示す（第3.6.1図参照）。

- (1) 核動特性の計算には、遅発中性子6群の1点近似動特性モデルを使用する。
- (2) 炉心の熱特性の計算には、燃料要素1本で代表させた1チャンネルモデルを使用する。チャンネル内部の燃料の温度については、半径方向及び軸方向に多分割した2次元円筒モデルにより求める。また、主中間熱交換器及び主冷却器の熱特性の計算には、伝熱管1本で代表させた1チャンネルモデルを使用する。
- (3) 原子炉容器の上部及び下部プレナムには、有効体積に対する完全混合モデルを使用する。また、配管部には、輸送遅れモデルを使用する。
- (4) 原子炉制御系として、原子炉冷却材温度制御系を模擬する。また、必要に応じて、原子炉保護系を模擬し、原子炉保護系の作動により、1次主冷却系及び2次主冷却系の冷却材流量が変化する場合には、機器・配管の圧力損失特性、弁特性、主循環ポンプ特性、流体慣性等を考慮して運動量保存式と質量保存式を解き、その変化を計算する。

3.6.3 評価

代表的な過渡応答計算結果を以下に示す。炉心は、反応度や主冷却器空気流量のステップ状の変化に起因する出力振動が発生した場合にあっても、固有の出力抑制効果及び原子炉冷却材温度制御系の適切な応答動作等により、原子炉の出力、原子炉入口冷却材温度、原子炉出口冷却材温度等の主要諸変数を、十分な減衰性をもたせて安定に制御することができる。

(1) 反応度のステップ状変化に対する応答

通常運転時に、 -10ϕ の反応度がステップ状に投入された際の過渡応答計算結果を第3.6.2図、第3.6.3図に示す。原子炉の出力は、負の反応度投入により急速に低下するが、燃料、冷却材及び構造材の温度低下に伴う正の反応度フィードバックにより、その低下量は抑制され、約89%で安定する。

その後、原子炉冷却材温度制御系が動作しない場合には、原子炉出力の低下に伴う原

子炉入口冷却材温度の低下による正の反応度の投入により、原子炉出力は緩やかに約98%まで上昇する。

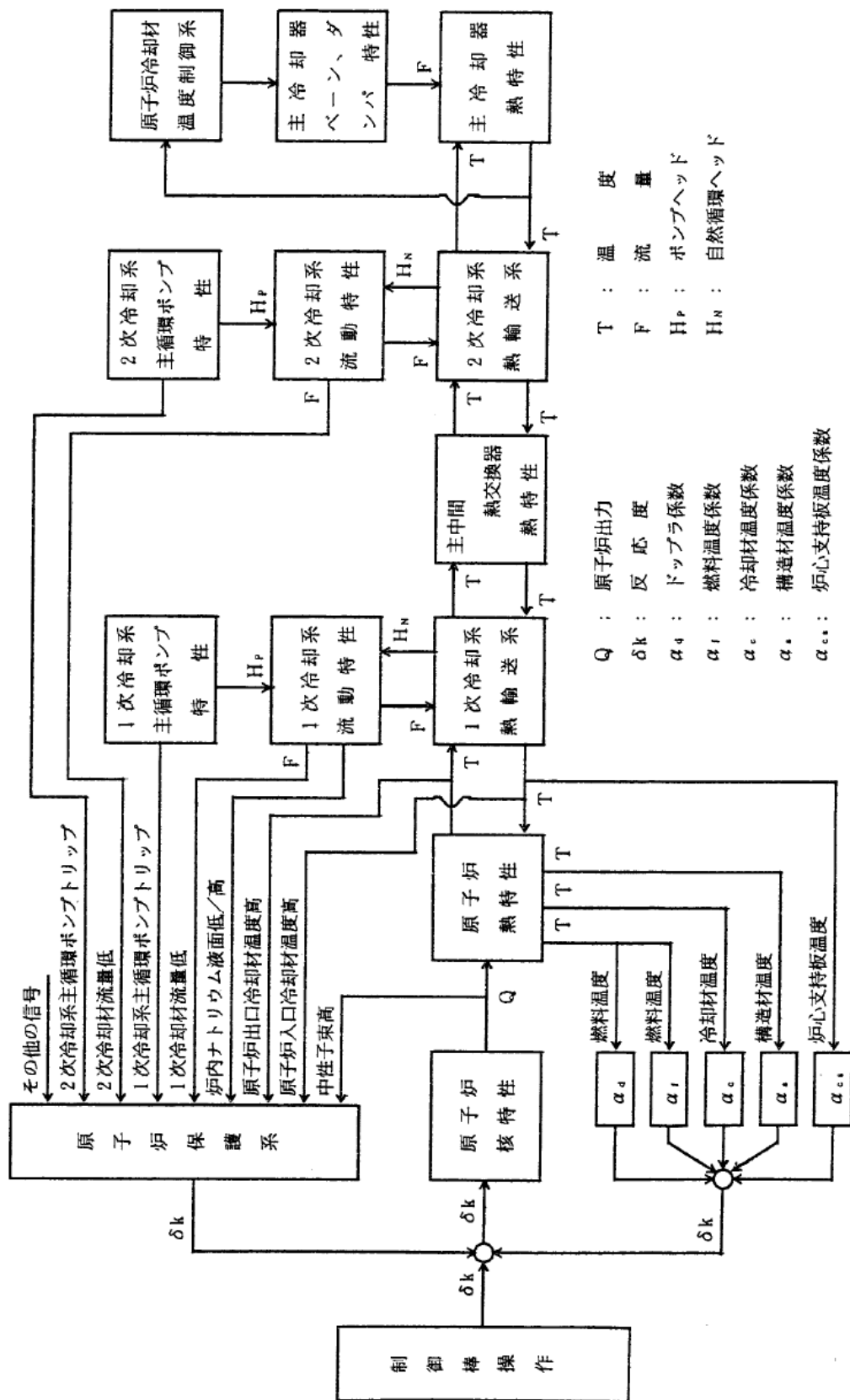
一方、原子炉冷却材温度制御系が動作する場合には、主冷却器空気流量が減少して原子炉入口冷却材温度の低下幅が小さくなり、原子炉出力は緩やかに約91%まで上昇する。

(2) 主冷却器空気流量のステップ状変化に対する応答

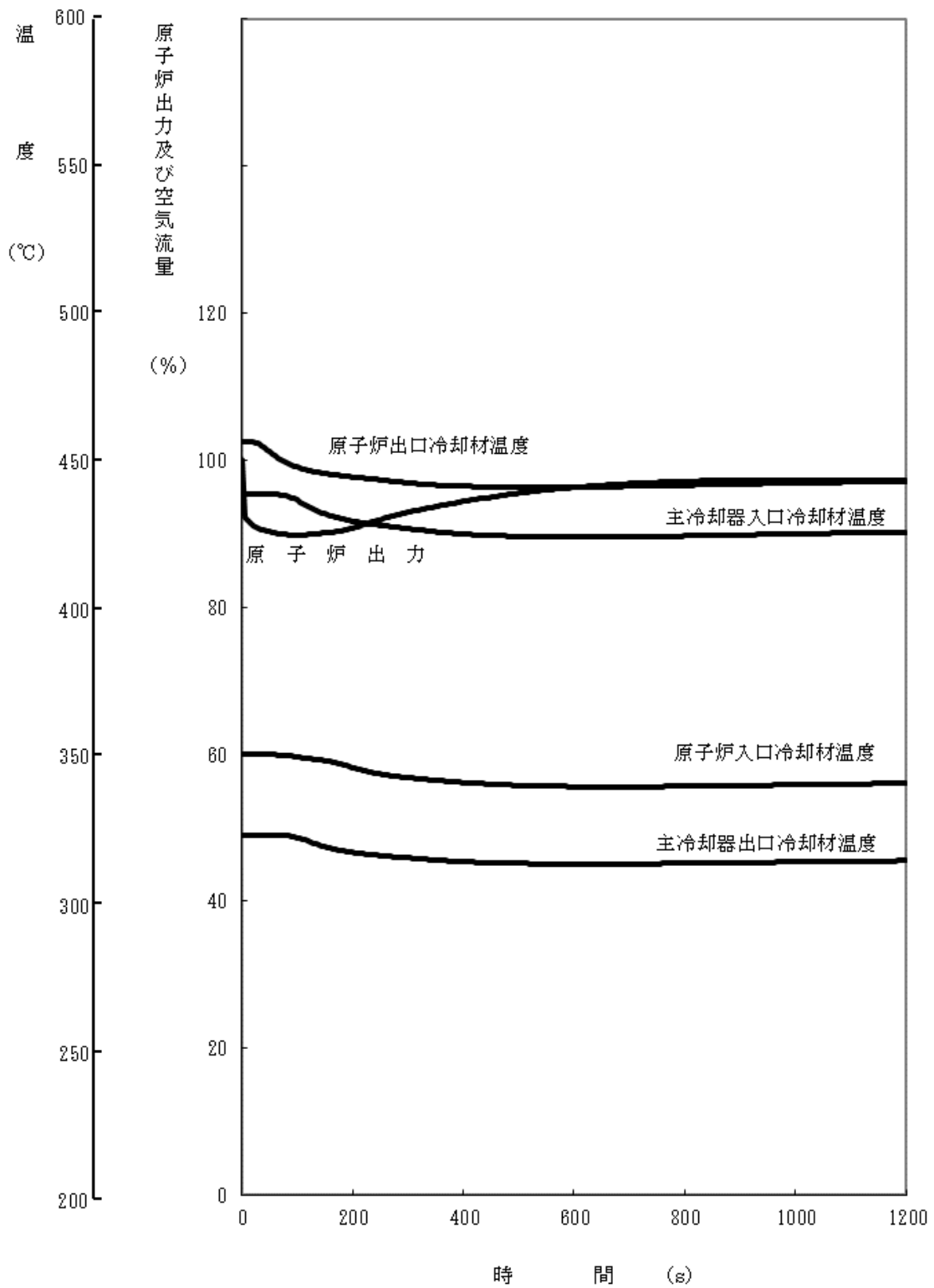
通常運転時に、1 ループの主冷却器空気流量がステップ状に10%減少した際の過渡応答計算結果を第3.6.4図に示す。主冷却器の除熱量の減少により、原子炉入口冷却材温度が緩やかに約8°C上昇するが、冷却材、構造材の温度上昇に伴う負の反応度フィードバックにより、原子炉の出力は緩やかに約97%まで低下する。

3.6.4 参考文献

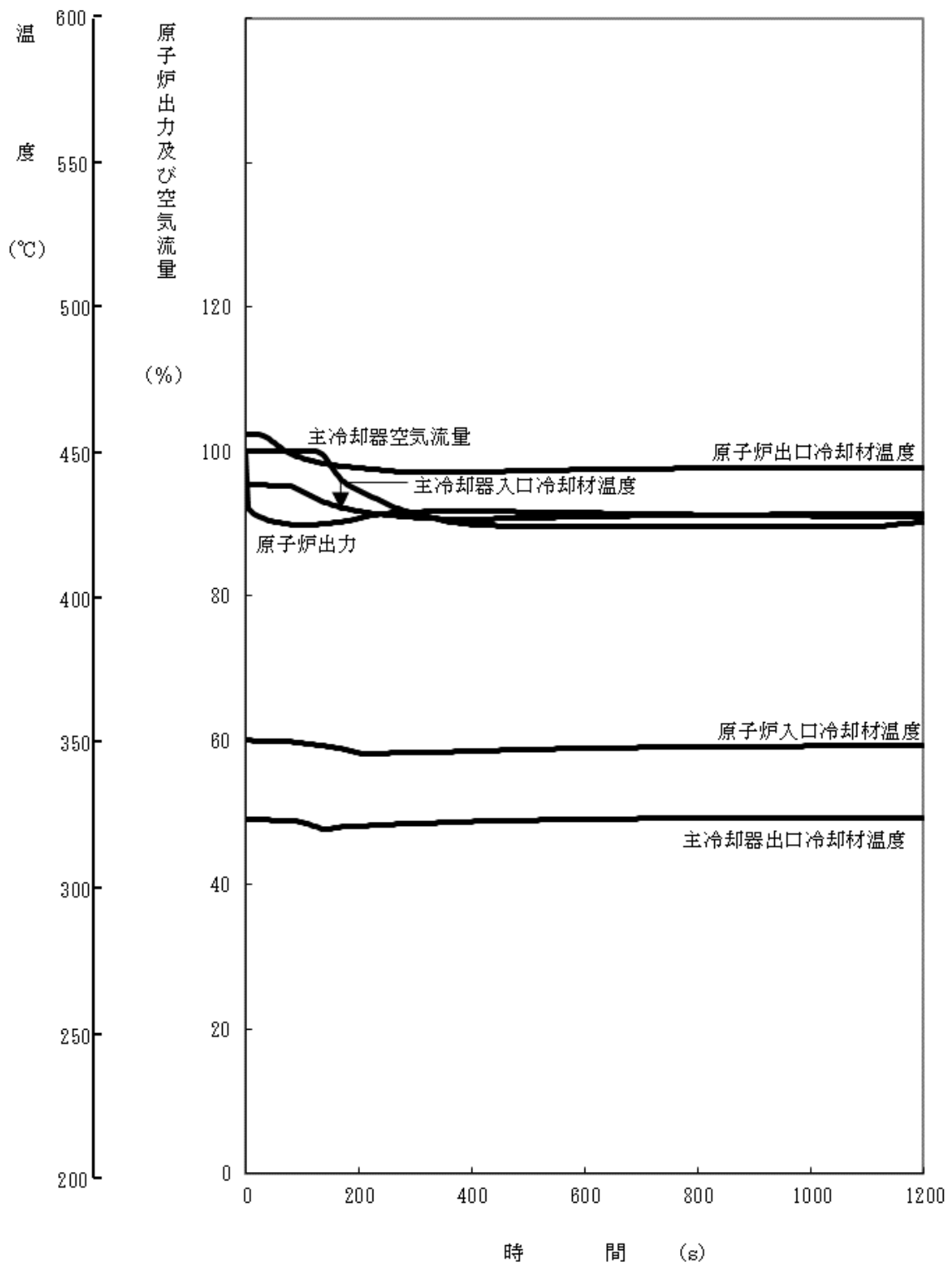
- (1) 動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85-12(1985)



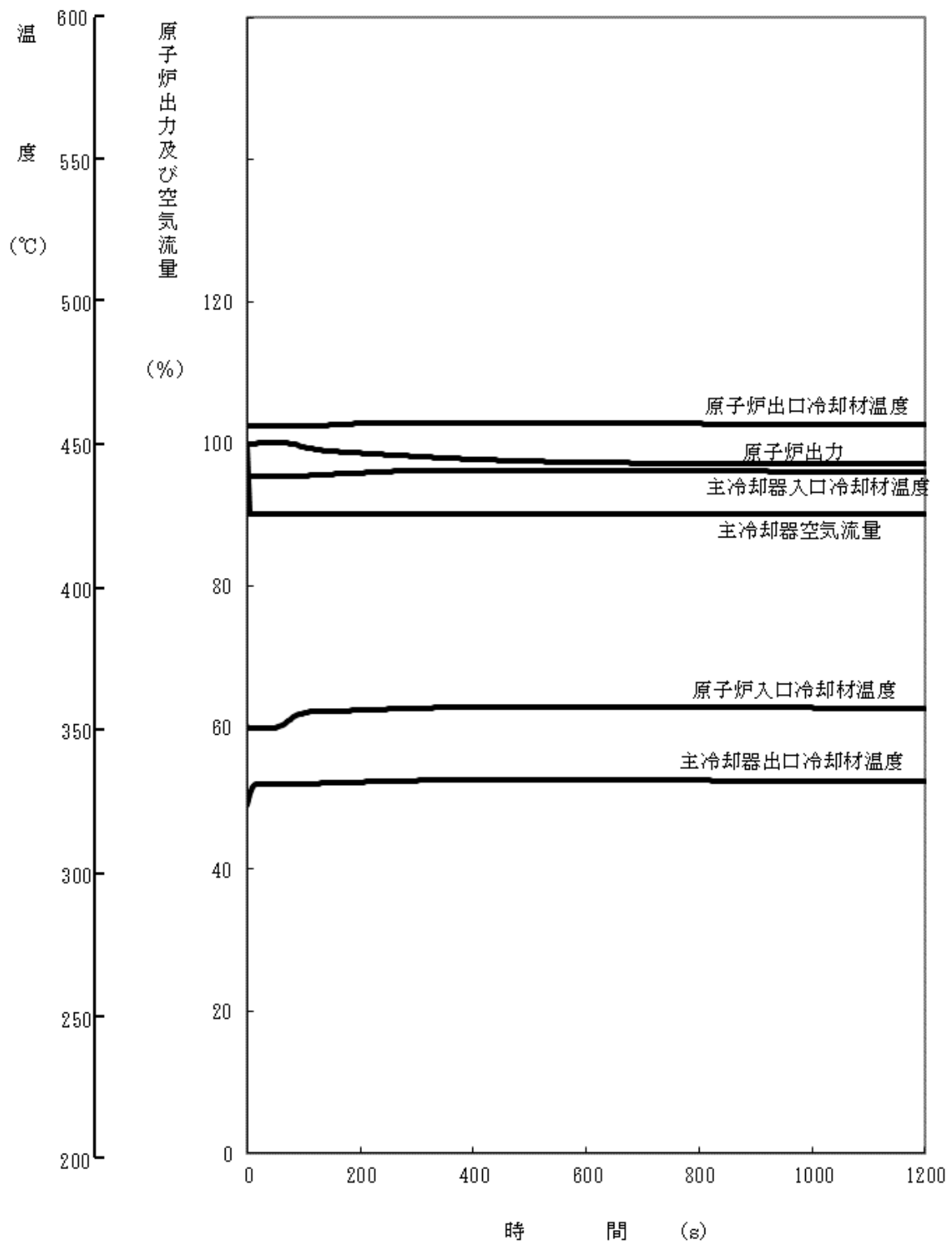
第 3.6.1 図 動特性解析モデル概略図



第 3.6.2 図 反応度 -10ϕ のステップ変化に対する応答
 (原子炉冷却材温度制御系：OFF)
 [熱出力：100MW]



第 3.6.3 図 反応度 -10ϕ のステップ変化に対する応答
 (原子炉冷却材温度制御系 : ON)
 [熱出力 : 100MW]



第 3.6.4 図 主冷却器空気流量-10%のステップ変化に対する応答
 (原子炉冷却材温度制御系：OFF)
 [熱出力：100MW]

3.7 燃料集合体

3.7.1 概要

燃料集合体は、炉心燃料集合体及び照射燃料集合体から構成する。

炉心燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉内の圧力、自重、附加荷重その他の炉心燃料集合体に加わる負荷に耐え、かつ、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生じないように設計する。照射燃料集合体は、設計基準事故時において、照射燃料集合体が破損した場合においても、原子炉を安全に停止するために必要な機能及び炉心の冷却機能を損なうおそれがないように、また、輸送中又は取扱中において、著しい変形が生じないように設計する。炉心燃料集合体は、核分裂性プルトニウム富化度等が異なる内側燃料集合体と外側燃料集合体の2種類から構成する。

照射燃料集合体は、高速増殖炉用燃料の開発及び高速炉用燃料の設計精度の向上に使用するものであり、構造がそれぞれ異なるA型、B型、C型及びD型照射燃料集合体の4種類から構成する。なお、一部の照射試験にあっては、炉心燃料集合体の設計方針に定める制限を超え、又は、超える可能性のある場合がある。これらの照射試験には、燃料要素の被覆管が開孔する可能性のある条件で照射を行う限界照射試験、照射挙動が不明確な材料を燃料材に用いた燃料要素を照射する先行試験、及び照射挙動が不明確な材料を被覆材に用いた燃料要素を照射する基礎試験がある。

3.7.2 炉心燃料集合体

3.7.2.1 設計方針

(1) 燃料要素

燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。このため、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の方針を満足するように燃料要素の設計を行う。なお、設計に当たっては、燃料密度変化、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管のクリープ及びスエリング、燃焼に伴って変化する他の諸性質の効果等を考慮する。

- (i) 燃料最高温度は、2,650℃以下となるように設計する。
- (ii) 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。
- (iii) 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。
- (iv) 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。この時、当該基準に準拠して設定した620℃におけるS U S 3 1 6相当ステンレス鋼の S_m 値は176N/mm²、高Ni オーステナイト系ステンレス鋼(A)の S_m 値は201N/mm²である。
- (v) 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるよう設計する。なお、設計疲労曲線は、A S M E Sec. IIIに準拠した曲線を使用する。

(2) 燃料集合体

燃料集合体は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより、その健全性を確保する。また、燃料集合体が他の構成部品の機能を阻害することがないようにする。このため、以下の方針を満足するように燃料集合体を設計する。

(i) 燃料集合体の輸送中又は取扱中に受ける通常の荷重に対して、十分な強度を有するように設計する。

(ii) 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料集合体の構成部品にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。

3.7.2.2 使用条件

炉心燃料集合体の使用条件を第 3.7.1 表に示す。

3.7.2.3 主要設備

(1) 燃料要素

燃料要素の主要仕様を第 3.7.2 表に示す。燃料要素は、燃料材を有する炉心燃料要素（内側）及び炉心燃料要素（外側）の 2 種類から構成する。炉心燃料要素は、第 3.7.1 図に示すように、燃料ペレット（プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット）を被覆管に挿入し、その上下に熱遮へいペレット（ウラン酸化物焼結ペレット（劣化ウラン））を、上部の熱遮へいペレットの上部に上部反射体ペレット、プレナムスプリング及びブプレナムスリーブを入れ、また、下部の熱遮へいペレットの下部に下部反射体ペレットを入れて、両端に端栓を溶接した密封構造とし、内部にヘリウムガスを封入したものとする。

燃料ペレットは、プルトニウム・ウラン混合酸化物粉末を円柱状にプレス成形し、約 94%理論密度になるよう焼結したものとする。燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との間には適当な間隙を確保し、かつ、上部反射体ペレットの上部にガスプレナムを設け、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス、燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との熱膨張差、燃焼に伴う燃料ペレットの密度変化等により、被覆管及び端栓溶接部に過大な応力が生じることを防止する。また、燃料ペレット、熱遮へいペレット及び上部・下部反射体ペレットが取扱中に移動することがないように、プレナムスリーブ及びプレナムスプリングによって支持する構造とする。

隣接する燃料要素間の間隙を保持するため、燃料要素にはワイヤスペーサを巻く。

(2) 燃料集合体

炉心燃料集合体の概略構造を第 3.7.2 図に示す。また、その主要仕様を第 3.7.3 表に示す。炉心燃料集合体は、燃料要素、ラップ管、ハンドリングヘッド、下部反射体及びエントランスノズル等から構成し、127 本の燃料要素を正三角格子状に配列して、これらをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。

燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのワイヤスペーサを巻いた状態で、その下部端栓に差し込まれた板状のノックバーを、エントランスノズルに溶接

された正六角形の組枠に固定することにより支持される。ハンドリングヘッドは、ラップ管の上部に溶接固定される。なお、ハンドリングヘッド下端と燃料要素上端との間には、燃料要素の膨張による干渉を防止するため、約 84mm の間隙を設ける。また、下部反射体は、6 枚の羽根を有するスクリュ形状とし、エントランスノズルに固定する。エントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって、冷却材流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設ける。

3.7.2.4 評価

(1) 構成材料

燃料ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆管及び充填ガス（ヘリウムガス）に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を保持する能力がある。

ステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済性に優れ、燃料ペレットと被覆管の相互作用及び被覆管の内外圧力差による変形に十分耐える強度を有し、1 次冷却材、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料、核分裂生成物等に対して高い耐食性を有し、かつ、高い信頼性を有する材料である。なお、設計降伏点 (Sy)、設計引張強さ (Su) などの短時間強度に及ぼす主な環境効果として、高速中性子による照射効果とナトリウム浸漬による効果がある。このうち、照射効果については、約 500°C 以下では、フランクループ生成に伴う転位密度増加による硬化のため強度が上昇するのに対し、約 500°C 以上では、主に冷間加工組織の回復、軟化のため強度低下が生ずる。一方、ナトリウム浸漬効果については、高温側で固溶元素のナトリウム中への選択的拡散溶出が生じることにより強度は低下する。被覆管の短時間強度はこの環境効果を考慮して設定する。また、被覆管の内圧クリープ破断強度も同様の環境効果を考慮して設定する。

(2) 燃料要素

燃料要素の性能評価は、核分裂生成ガスの生成及び放出、燃料ペレットの密度変化及び熱膨張、被覆管のスエリング、クリープ及び弾性変形、燃料ペレットと被覆管の相互作用等の原子炉運転中に生ずる諸現象を考慮して行う。本原子炉で使用する燃料要素と類似仕様の燃料要素の照射実績は、本燃料要素の過出力（定格出力に過出力因子を乗じた出力であって、燃料ペレットの最高温度が運転時の異常な過渡変化時に達する最高温度を包絡する出力をいう。以下同じ。）時の最大線出力密度である約 360W/cm を上回る線出力密度で、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度を上回る約 110,000MWd/t の燃焼度が達成されており、また、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度 90,000MWd/t 以上の燃焼度を達成した照射実績は多数あり、こうした高燃焼度までの燃料要素の健全性が確認されている。

原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性は以下のように保たれる。なお、内側燃料集合体の燃料要素と外側燃料集合体の燃料要素とは、燃料ペレットのプルトニウム混合比等がわずかに異なるのみで、その他の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が同様であるので、それぞれの評価結果に有意な差が生じることはない。

(i) 燃料最高温度

燃料最高温度は、「3.5.3 計算方法」に基づいた解析により、定格出力時最大線出力密度約 330W/cm において約 2,300°C、過出力時最大線出力密度約 360W/cm において約 2,410°C であり、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料の融点⁽¹⁾に原子炉内における使用期間中の変化を考慮して設定した燃料最高温度に関する熱設計基準値 2,650°C を超えることはない。

(ii) 被覆管の歪

被覆管の外径は、高速中性子照射下における核分裂生成ガスの蓄積による内圧に起因するクリープ変形、スエリング等により、原子炉内における使用期間中徐々に増加する。

被覆管の外径増加は主にクリープ及びスエリングに起因するが、その増加量は、前者によるものが燃焼末期で約 2.4% 以下、後者によるものが燃焼末期で約 1.8% 以下であり、原子炉内における使用期間中約 4.2% 以下に保つことができる。

なお、クリープ及びスエリングによる変形は、直接被覆管の健全性を損なうものではないことが照射実績により示されている。一方、1次冷却材流路断面積を確保して燃料集合体の健全性を保持するという観点からは、米国の EBR-II、仏国のラプソディ及びフェニックス等における照射実績により、7% 程度の外径増加は燃料集合体の健全性に問題がないことが確認されている。

(iii) 被覆管の内圧

被覆管内圧は、製造時に封入するヘリウムガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、約 0.2 である。なお、クリープ寿命分数和の計算において、核分裂生成ガスの蓄積量は当機構製造の燃料要素の照射試験により設定し、使用末期において 100% の核分裂生成ガスが放出するものとして評価する。

(iv) 被覆管の応力

被覆管の応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1次冷却材の運転圧力約 0.29MPa [gage] (約 3 kg/cm² [gage]) とがほぼ等しいので、被覆管応力は小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇し、被覆管には引張応力が生ずるが、ガスプレナムの体積を十分に大きくとっているため、燃焼末期においても過度に大きくなることはない。

さらに、燃料ペレットが膨張して被覆管に接触することにより応力が発生するが、燃料ペレットのクリープ並びに被覆管のクリープ及びスエリングによる応力緩和が生ずるので、過大な応力が発生することはない。なお、ハンドリングヘッド下端と燃料要素上端との間には、燃料要素の膨張による干渉を防止するため、約 84mm の間隙を設けているため、被覆管のクリープ、スエリング及び熱膨張による燃料要素の軸方向変位による応力は吸収される。

被覆管応力としては、これらの応力のほかに熱応力、地震による応力、わん曲拘束による応力、ワイヤスペーサとの接触による応力、流力振動による応力等を考慮するが、これらの応力を組み合わせた場合の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に

おける一次膜応力の最大値は $112\text{N}/\text{mm}^2$ であり、SUS 316 相当ステンレス鋼及び高 Ni オーステナイト系ステンレス鋼 (A) の S_m 値を下回る。

(v) 疲労サイクル

原子炉内における使用期間中に被覆管に生ずる熱応力及び内外圧力差による応力は、原子炉の起動停止や運転時の異常な過渡変化により変動し、応力サイクルが生ずる。これらによる疲労寿命分数和は、0.1 以下である。

この疲労寿命分数和にクリープ寿命分数和を加えた被覆管の累積損傷和は約 0.2 以下であり、設計上の制限値である 1.0 を下回る。

(3) 燃料集合体

燃料集合体には、輸送中又は取扱中、通常運転時並びに運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、以下のように燃料集合体の健全性は確保される。なお、内側燃料集合体と外側燃料集合体とは、それぞれの燃料要素の仕様がほぼ同様であり、燃料集合体の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が同様であるので、それぞれの評価結果に有意な差が生じることはない。

(i) 輸送中又は取扱中における健全性

燃料集合体は、輸送中又は取扱中に加わる荷重として設定する 6G に対して十分な強度を有し、その機能が阻害されることはない。

(ii) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における健全性

燃料集合体には過大な応力がかからず、燃料要素にスパイラル状に巻いたワイヤスペーサにより、適切な冷却材流路が確保される。

被覆管のクリープ、スウェリング及び熱膨張による燃料要素の軸方向変位は、燃料要素の上端を自由に伸びられるようにすることにより吸収される。

燃料要素には 1 次冷却材の流動に伴う抗力が働くため、燃料要素の下端をロックバーにより固定する。

水流動試験及び高温ナトリウム中耐久試験の結果から、1 次冷却材の流動により燃料集合体が受ける影響が小さいことを確認している。

3.7.3 照射燃料集合体

3.7.3.1 設計方針

(1) 燃料要素

燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。このため、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の方針を満足するように燃料要素の設計を行う。ただし、試験用要素にあっては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、計画された範囲でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、使用する試験用要素に応じて以下の方針を満足するよう設計する。

(i) III型及びIV型特殊燃料要素

a. 燃料最高温度は、 $2,680^\circ\text{C}$ 以下となるように設計する。

- b. 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。
 - c. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。
 - d. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。
 - e. 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。
- (ii) III型及びIV型限界照射試験用要素
- a. 燃料最高温度は、熔融温度を超えないように設計する。
 - b. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が著しく損傷しないよう、定格出力時の被覆管温度を制限する。
 - c. 設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用する。
 - d. 公称値及び工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。
- (iii) 先行試験用要素
- a. 燃料最高温度が熔融温度を超えないように設計する。ただし、酸化物燃料については、燃料熔融割合が30%を超えないように設計する。
 - b. 燃料部と被覆管との相互作用による被覆管の円周方向引張全歪は、第3.7.3図に示すS U S 3 1 6の破断時の円周方向引張塑性歪の実験データに十分な設計余裕を考慮した3%以内とする。
 - c. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。
 - d. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。
 - e. 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。
- (iv) 基礎試験用要素
- a. 燃料最高温度が熔融温度を超えないように設計する。
 - b. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、被覆管が著しく損傷しないよう、定格出力時の被覆管温度を制限する。
 - c. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。
- (v) A型用炉心燃料要素
- a. 炉心燃料集合体の燃料要素の設計方針を満足するよう設計する。
- (vi) 限界照射試験用補助要素
- a. 燃料最高温度は、2,680℃以下となるように設計する。
 - b. 被覆管歪は、十分小さくなるように設計する。
 - c. 被覆管内圧は、被覆管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破断を生じないように十分低く設計する。

- d. 被覆管の各部にかかる荷重に対する応力計算値は、A S M E Sec. IIIの基準に準拠して設定した値を満たすように設計する。
- e. 累積疲労サイクルは、クリープによる累積損傷をも考慮して、設計疲労寿命以下となるように設計する。

(2) 燃料集合体

炉心燃料集合体の設計方針に準ずる。ただし、限界照射試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、コンパートメントの冷却材出口部は多数の小口径の孔とし、万一、限界照射試験用要素の開孔部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。また、先行試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、燃料熔融状態の先行試験用要素の被覆管の破損が生じた場合でも、内壁構造容器の健全性が確保される構造とするとともに、内壁構造容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とし、万一、先行試験用要素の被覆管の破損部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。基礎試験用要素を装填した照射燃料集合体にあつては、基礎試験用要素の被覆管が開孔した場合でも、密封構造容器の健全性が確保される構造とする。

3.7.3.2 使用条件

照射燃料集合体の使用条件を第3.7.1表に示す。なお、限界照射試験、先行試験及び基礎試験においては、燃料要素を除き、照射燃料集合体を構成する部材等を適当な照射期間ごとに交換できるものとする。また、燃料破損検出系により、燃料要素の被覆管の開孔又は破損が検知された場合には、原子炉を停止し、当該照射燃料集合体を炉心から取り出すとともに、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が所定の値を超える場合には、当該廃ガスを貯留タンクに圧入貯蔵するものとする。

3.7.3.3 解析手法

(1) 燃料要素

燃料要素の解析は、「3.5.3 計算方法 (1)設計計算手法」及び追補1「3. 原子炉及び炉心」の追補の「VI. 照射燃料集合体に装填する燃料要素の設計」に基づいて行う。ただし、Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素並びに限界照射試験用補助要素の解析における、限界照射試験用要素の被覆管に開孔が生じその開孔部から核分裂生成ガスが放出された場合の影響は、被覆管表面温度を算出する式において考慮する。

(2) 燃料集合体

炉心燃料集合体の解析に準じて行う。ただし、試験用要素を装填した集合体にあつては、集合体に加わる種々の荷重に対して集合体の各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されることについて、有限要素法構造解析コード等を用いて解析を行う。また、先行試験用要素又は基礎試験用要素を装填した集合体にあつては、試験用要素を装填する内壁構造容器又は密封構造容器に加わる種々の荷重に対して、内壁構造容器又

は密封構造容器の機能が保持されることについても解析を行う。

3.7.3.4 主要設備

(1) 燃料要素

燃料要素の主要仕様を第 3.7.2 表に示す。燃料要素は、寸法及び組成の異なる、Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素、Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素、先行試験用要素、基礎試験用要素、A型用炉心燃料要素（A型照射燃料集合体に装填するA型用炉心燃料要素（内側）及びA型用炉心燃料要素（外側）の2種類とする。）及び限界照射試験用補助要素の9種類から構成する。

これらの燃料要素は、燃料部を被覆管に挿入し、その上下に熱遮へい部（燃料部が金属燃料の燃料要素を除く。）を、上部の熱遮へい部の上にプレナムスプリング等（燃料部と被覆管との熱伝達を燃料要素内に充填するナトリウムで行うナトリウムボンド型の燃料要素及び燃料部が振動充填燃料の燃料要素を除く。）を入れ、両端に端栓を溶接した密封構造とし、内部に不活性ガスを封入する。

(2) 燃料集合体

照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図に、主要仕様を第 3.7.3 表に示す。照射燃料集合体は、炉心燃料集合体と同様に、燃料要素、ラップ管、ハンドリングヘッド及びエントランスノズル等から構成する。照射燃料集合体の種類は、燃料集合体の中央に試料部を設けたA型照射燃料集合体、燃料集合体内に数本のコンパートメントを納めたB型及びD型照射燃料集合体、炉心燃料集合体と同様な形状のC型照射燃料集合体の4種類とする。

コンパートメントは、照射燃料集合体の内部において独自に冷却材流量を設定できる二重の円筒管（ α 型コンパートメントにおいては、外管に六角管も用いる。）であり、その種類は装填する燃料要素の種類及び本数並びに構造及び主要寸法等の組合せにより α 型、 β 型、 γ 型及び δ 型コンパートメントの4種類に分類される。なお、 α 型及び γ 型コンパートメントは、燃料要素最大5本をピンタイロッドの周囲に配置し、ワイヤスペーサ等で燃料要素間を保持する構造とする。 β 型及び δ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持する構造とする。先行試験用 γ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを上部と下部にストレーナを有した管構造である内壁構造容器に装填し、この内壁構造容器を納めた構造とする。基礎試験用 γ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを密封型の管構造である密封構造容器に装填し、この密封構造容器を納めた構造とする。

照射燃料集合体の構造を以下に示す。

(i) A型照射燃料集合体

A型照射燃料集合体は、試料部の周囲に、ワイヤスペーサを巻いたA型用炉心燃料要素を炉心燃料集合体と同じ燃料要素ピッチで正三角格子状に配置して、全体をラッ

パ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。

試料部は、燃料要素 7 本のバンドル（正三角格子状に配置した燃料要素の束）を二重のステンレス鋼の試料部六角管に納めたもの、ないし α 型又は β 型コンパートメントをステンレス鋼の試料部六角管に納めた構造とする。

A 型照射燃料集合体は、燃料材が占める体積比率が比較的大きいため、高い中性子束による照射試験ができる機能を有する。また、コンパートメントを有するものにおいては、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。

A 型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第 3.7.5 図に示す。

(ii) B 型照射燃料集合体

B 型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、 γ 型コンパートメント 6 本を配し、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。B 型照射燃料集合体は、ほぼ同一の照射条件下でパラメトリックなデータを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。

先行試験用 γ 型コンパートメント内には内壁構造容器 1 本が納められ、この内壁構造容器内に先行試験用要素を装填することにより、燃料溶融状態の先行試験用要素の被覆管が、万一、破損しても、先行試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造とする。

基礎試験用 γ 型コンパートメント内には密封構造容器 1 本が納められ、この密封構造容器内に基礎試験用要素を装填することにより、基礎試験用要素の被覆管が開孔しても、基礎試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造とする。

B 型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第 3.7.6 図～第 3.7.8 図に示す。

(iii) C 型照射燃料集合体

C 型照射燃料集合体は、燃料要素最大 91 本のバンドルをステンレス鋼の試料部六角管に納め、これをラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。C 型照射燃料集合体は、同時に多数の照射データを得ることができ、燃料要素の健全性を統計的に確認できる機能を有する。

C 型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第 3.7.9 図に示す。

また、照射条件をオンラインで計測するものにおいては、検出器を取り付け、計測線を炉外に引き出す構造とする。計測線付 C 型照射燃料集合体は、内側延長管、外側延長管、ハウジング等の上部構造により炉心上部機構に支持する。上部案内管、外側延長管及び内側延長管の間隙には、ステンレス鋼、炭化ほう素等の遮へい体を設ける。計測線付 C 型照射燃料集合体の試料部は、燃料交換時に回転プラグが回転できるように、下部案内管によりガイドして上部案内管に引き上げる。計測線は、照射試験終了後計測線付 C 型照射燃料集合体の取り出し時に、内側延長管と外側延長管により切断し、上部構造と切り離す。

計測線付C型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.10図に示す。

(iv) D型照射燃料集合体⁽²⁾

D型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのまわりに、 γ 型コンパートメント6本、 δ 型コンパートメント18本、又は、これら2種類のコンパートメントを混在させて配し、全体をラップ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。D型照射燃料集合体は、ほぼ同一の照射条件下で燃料要素1本ごとに最大18のパラメータを設定して照射データを得ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有する。

D型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.4図及び第3.7.11図に示す。

3.7.3.5 評価

(1) 構成材料

燃料材であるプルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット、プルトニウム・ウラン混合炭化物焼結ペレット及びプルトニウム・ウラン混合窒化物焼結ペレット並びに熱遮へいペレットの材料であるウラン酸化物焼結ペレット、ウラン炭化物焼結ペレット及びウラン窒化物焼結ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆管(Ⅲ型特殊燃料要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、Ⅳ型特殊燃料要素にあつては高速炉用フェライト系ステンレス鋼、Ⅲ型限界照射試験用要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、Ⅳ型限界照射試験用要素にあつては高速炉用フェライト系ステンレス鋼、A型用炉心燃料要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼、限界照射試験用補助要素にあつてはオーステナイト系ステンレス鋼)及び充填ガス(ヘリウム)に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を保持する能力がある。なお、プルトニウム・ウラン混合窒化物焼結ペレットは、照射中にごくわずかがプルトニウムと窒素に分離するが、その影響は無視できる程度である。また、先行試験用要素及び基礎試験用要素に装填する燃料材の種類のうち、金属燃料は、照射中にごくわずかが被覆管(ステンレス鋼)と反応する可能性があるが、その影響は無視できる程度である^{(3)~(12)}。

被覆管等に用いているステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済に優れ、燃料ペレットと被覆管の相互作用及び被覆管の内外圧差による変形に十分耐える強度を有し、ナトリウム、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料、プルトニウム・ウラン混合炭化物燃料、プルトニウム・ウラン混合窒化物燃料及び核分裂生成物等に対して高い耐食性を有し、かつ、高い信頼性を有する材料である。ただし、Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素及び基礎試験用要素にあつては、被覆管の強度限界を超えると考えられる厳しい条件下(高燃焼度、高被覆管温度等)で照射を行うため、被覆管が開孔する可能性がある。

(2) 燃料要素

原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性は以下のように保たれる。

(i) Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素

a. 燃料最高温度

Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度（それぞれ 480W/cm 及び 500W/cm）においてそれぞれ約 2,480°C 及び約 2,520°C であり、また、過出力時の最大線出力密度（それぞれ 520W/cm 及び 540W/cm）においてそれぞれ約 2,590°C 及び約 2,630°C であり、設計方針を満足する。

b. 被覆管の内圧、応力等

Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、被覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。

Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である 1 次冷却材の運転圧力約 0.29MPa [gage]（約 3kg/cm² [gage]）とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料の S_m 値より十分小さい。

さらに、照射クリープ、スエリング等によるⅢ型及びⅣ型特殊燃料要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。

(ii) Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素

a. 燃料最高温度

Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度（それぞれ 480W/cm 及び 500W/cm）においてそれぞれ約 2,480°C 及び約 2,520°C であり、また、過出力時の最大線出力密度（それぞれ 520W/cm 及び 540W/cm）においてそれぞれ約 2,590°C 及び約 2,630°C であり、設計方針を満足する。一方、被覆管開孔時における燃料最高温度は、2,680°C を超えない。

b. 被覆管の内圧、応力等

Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素は、最高燃焼度に至るまでにクリープ寿命分数和が 1.0 を超えるよう設計されるため、被覆管が開孔に至る可能性がある。

(iii) 先行試験用要素

燃料部を溶融させない先行試験用要素について、設計仕様及び設計条件を第 3.7.4 表に、設計結果を第 3.7.5 表に示す。また、燃料部を溶融させる先行試験用要素について、設計仕様及び設計条件を第 3.7.6 表に、設計結果を第 3.7.7 表に示す。

a. 燃料最高温度

先行試験用要素の燃料材は、照射挙動が不明確な材料を用いる場合があるが、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、燃料最高温度が溶融温度を超えない結果となる。また、一部の酸化燃料材にあつては、定格出力時に、燃料最高温度が溶融温度を超えるよう設計する場合があるが、同様に、融点及び熱伝導度等を安全側に考慮して設計するため、過出力時にあっても、燃料

溶融割合が 30%を超えない結果となる。

b. 被覆管の内圧、応力等

先行試験用要素の被覆管内圧は、燃料部から放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとることにより、被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、1.0 未満である。

先行試験用要素の被覆管応力は、燃焼初期においては小さい。また、燃焼に伴って内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力は被覆管の材料の S_m 値より小さい。

さらに、各種の応力による累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて小さい。

c. 被覆管の歪（燃料溶融に伴う燃料と被覆管の相互作用による歪）

酸化物燃料の燃料溶融時に生じる被覆管の歪は、燃料溶融割合が 30%であっても、3%を超えることはない。

(iv) 基礎試験用要素

基礎試験用要素について、設計仕様及び設計条件を第 3.7.8 表に、設計結果を第 3.7.9 表に示す。

a. 燃料最高温度

基礎試験用要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度を制限することにより、過出力時にあっても溶融温度を超えることはない。

b. 被覆管の内圧、応力等

基礎試験用要素の被覆管内圧は、燃料部から放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力は被覆管の材料の S_m 値より小さい。

クリープ寿命分数和は、最高燃焼度に至るまでに 1.0 を超えるよう設計することがあるため、この場合は、被覆管が開孔に至る可能性がある。

(v) A型用炉心燃料要素

炉心燃料集合体の燃料要素の評価結果と同様である。

(vi) 限界照射試験用補助要素

a. 燃料最高温度

限界照射試験用補助要素の燃料最高温度は、定格出力時の最大線出力密度 480 W/cm において約 2,480°C であり、また、過出力時の最大線出力密度 520W/cm において約 2,590°C であり、設計方針を満足する。一方、被覆管開孔時における燃料最高温度は、2,680°C を超えない。

b. 被覆管の内圧、応力等

限界照射試験用補助要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスペナムの体積を十分大きくとっているため、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、隣接する限界照射試験用要素の被覆管開孔時のクリープ損傷を考慮し、被覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。

限界照射試験用補助要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と

外圧である1次冷却材の運転圧力約0.29MPa[gage] (約3kg/cm²[gage]) とがほぼ等しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料のSm値より十分小さい。

さらに、照射クリープ、スエリング等による限界照射試験用補助要素の被覆管の歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて十分小さい。

(3) 燃料集合体

燃料集合体は、輸送中又は取扱中並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に種々の荷重が加わるが、これらの荷重に対して十分な強度を有している。

先行試験用要素を装填したB型照射燃料集合体にあつては、燃料熔融状態にある先行試験用要素の被覆管が破損した際に発生する内壁構造容器内の圧力に対し、内壁構造容器の健全性が確保されることを確認した。

この発生する圧力の評価には、高速炉安全解析コードであり、実験の解析により妥当性が確認されているSAS3Dを改良したSAS4A^{(13)~(17)}を使用した。

内壁構造容器及び先行試験用要素を円筒形モデルにて、内壁構造容器の内径13mm、先行試験用要素の被覆管の外径8.5mm、燃料ペレットの直径7.5mm、スミア密度85%TDの仕様で、燃料熔融割合を安全側に40%として発生する圧力を評価した結果、最大13.2MPaである。

この圧力は、SUS316相当ステンレス鋼の675℃で15,000時間使用した時の許容応力から求められる内壁構造容器の耐圧30.6MPaを下回るため、内壁構造容器の健全性は確保される。

基礎試験用要素を装填したB型照射燃料集合体にあつては、基礎試験用要素の被覆管の開孔時及び開孔後の継続使用時においても、基礎試験用要素から放出される核分裂生成ガスの圧力が、最大9.82MPaであり、SUS316相当ステンレス鋼の675℃で15,000時間使用した時の許容応力から求められる密封構造容器の耐圧30.6MPaを下回るため、密封構造容器の健全性は確保される。

なお、事故と相まって基礎試験用要素の被覆管が開孔しても、事故時の密封構造容器の到達温度800℃は、密封構造容器が破損に至る温度906℃を下回るため、事故時であっても密封構造容器の健全性は確保される。

3.7.4 参考文献

- (1) 加藤正人他、「高速炉用ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の融点に及ぼす酸素・金属比の影響」、日本原子力学会和文論文誌、Vol. 7, No. 4, p420(2008)
- (2) 核燃料サイクル開発機構、「D型照射リグの設計報告書」、JNC TN9410 99-010(1999)
- (3) 尾形 他、電力中央研究所 研究報告 T95030 (1996)
- (4) T. Ogata et al., J. Nucl. Mater. 250 (1997) 171.
- (5) K. Nakamura et al., J. Nucl. Mater. 275 (1999) 246.
- (6) T. Ogata et al., J. Nucl. Sci. Technol., 37 (2000) 244.

- (7) K. Nakamura et al., J. Nucl. Sci. Technol., 38 (2001) 112.
- (8) D.D. Keiser Jr. and M.C. Petri, J. Nucl. Mater. 240 (1996) 51.
- (9) A.B. Cohen, H. Tsai and L.A. Neimark, J. Nucl. Mater. 204 (1993) 244.
- (10) Integral Fast Reactor Program, Annual Progress Report FY 1993, ANL-IFR-244.
- (11) H. Tsai, Y.Y. Liu, D. Wang and J.M. Kramer, Proc. Int. Conf. Fast Reactor and Related Fuel Cycles, Kyoto (Atomic Energy Society of Japan, 1991).
- (12) H. Tsai, Proc. Int. Fast Reactor Safety Meeting, Snowbird, 1990, vol. II (American Nuclear Society, 1990).
- (13) 丹羽元, 小山和也, 高速炉安全解析コード SAS4A の導入整備と試計算に基づく改良検証計画 ZN9410 86-024, 1986年3月
- (14) 川田賢一, SAS4A コードによる CABRI-2 E3 試験解析 ZN9410 93-185, 1993年8月
- (15) 久保重信, SAS4A による CABRI-II E7 試験解析 ZN9410 94-280, 1994年10月
- (16) 川田賢一, 佐藤一憲, 丹羽元, "CABRI-2 炉内試験総合評価(2) : 破損後物質移動モデルの改良と適用", 日本原子力学会 1993年秋の大会 1993年10月9~11日 神戸商船大学, 予稿集 p109
- (17) 佐藤一憲, "CABRI-2 炉内試験総合評価(3) : 単相冷却材中での破損後挙動", 日本原子力学会 1994年春の年会 1994年3月29~31日 筑波大学, 予稿集 p367

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (1/4)

	燃料最高温度		最高燃焼度
	定格出力時	過出力時	
炉心燃料集合体			
炉心燃料要素 (内側)	2,350°C	2,650°C	90,000MW d / t
炉心燃料要素 (外側)	2,350°C	2,650°C	90,000MW d / t

	燃料集合体の挿入量	炉心挿入位置
炉心燃料集合体		
内側燃料集合体	最大19体	内側燃料領域
外側燃料集合体	最大60体	外側燃料領域

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (2/4)

	燃料最高温度			燃料最大溶解割合		
	定格出力時	過出力時	限界照射試験用要素の被覆管開孔時	定格出力時	過出力時	
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素 IV型特殊燃料要素 III型限界照射試験用要素 IV型限界照射試験用要素 先行試験用要素 基礎試験用要素 A型用炉心燃料要素 限界照射試験用補助要素	2,540℃ 2,540℃ 2,540℃ 2,540℃ 溶解温度以下*1 溶解温度以下 2,350℃ 2,540℃	2,680℃ 2,680℃ 2,680℃ 2,680℃ 溶解温度以下*1 溶解温度以下 2,650℃ 2,680℃	— — 2,680℃ 2,680℃ — — — 2,680℃	— — — — 20%*2 — — —	— — — — 30%*2 — — —	
	被覆管最高温度 (肉厚中心) *3					
	定格出力時					
	A型照射燃料集合体 装填時		B型照射燃料集合体 装填時		C型照射燃料集合体 装填時	
	A型照射燃料集合体 装填時		B型照射燃料集合体 装填時		D型照射燃料集合体 装填時	
	700℃ 610℃ 750℃ 660℃ — — 620℃		700℃ 610℃ 700℃ 610℃ 750℃ 750℃ —		700℃ 610℃ — — — — 700℃ —	
	700℃ 610℃ 750℃ 660℃ — — 620℃		700℃ 610℃ 700℃ 610℃ 750℃ 750℃ —		700℃ 610℃ — — — — 700℃ —	
	700℃ 610℃ 750℃ 660℃ — — 620℃		700℃ 610℃ 700℃ 610℃ 750℃ 750℃ —		700℃ 610℃ — — — — 700℃ —	
	700℃ 610℃ 750℃ 660℃ — — 620℃		700℃ 610℃ 700℃ 610℃ 750℃ 750℃ —		700℃ 610℃ — — — — 700℃ —	
	700℃ 610℃ 750℃ 660℃ — — 620℃		700℃ 610℃ 700℃ 610℃ 750℃ 750℃ —		700℃ 610℃ — — — — 700℃ —	
III型特殊燃料要素 IV型特殊燃料要素 III型限界照射試験用要素 IV型限界照射試験用要素 先行試験用要素 基礎試験用要素 A型用炉心燃料要素 限界照射試験用補助要素		III型特殊燃料要素 IV型特殊燃料要素 III型限界照射試験用要素 IV型限界照射試験用要素 先行試験用要素 基礎試験用要素 A型用炉心燃料要素 限界照射試験用補助要素		III型特殊燃料要素 IV型特殊燃料要素 III型限界照射試験用要素 IV型限界照射試験用要素 先行試験用要素 基礎試験用要素 A型用炉心燃料要素 限界照射試験用補助要素 内壁構造容器 密封構造容器		

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (3/4)

	被覆管最高温度 (肉厚中心)				被覆管円周方向 最大引張塑性歪
	限界照射燃料集合体		D型照射燃料集合体		
	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時		
照射燃料集合体 III型限界照射試験用要素 IV型限界照射試験用要素 先行試験用要素 限界照射試験用補助要素	890℃	890℃	890℃	890℃	—
	810℃	810℃	810℃	810℃	—
	—	—	—	—	3%
	—	890℃	890℃	890℃	—
最高燃焼度					
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素 IV型特殊燃料要素 III型限界照射試験用要素 IV型限界照射試験用要素 先行試験用要素 基礎試験用要素 A型用炉心燃料要素 限界照射試験用補助要素	A型照射燃料集合体 装填時	B型照射燃料集合体 装填時	C型照射燃料集合体 装填時	D型照射燃料集合体 装填時	
	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t
	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t	130,000MWd/t
	150,000MWd/t	200,000MWd/t	—	—	200,000MWd/t
	150,000MWd/t	200,000MWd/t	—	—	200,000MWd/t
	—	200,000MWd/t	—	—	—
—	200,000MWd/t	—	—	—	
90,000MWd/t	—	—	—	—	—
—	130,000MWd/t	—	—	—	130,000MWd/t

第3.7.1表 燃料集合体の使用条件 (4/4)

照射燃料集合体 A型照射燃料集合体 B型照射燃料集合体 C型照射燃料集合体 D型照射燃料集合体	燃料集合体の挿入量 第2.4.1表のとおり	炉心挿入位置		
		炉心燃料領域* ⁴ (外側燃料領域* ⁵) 炉心燃料領域* ⁴ 炉心燃料領域* ⁴ 炉心燃料領域* ⁴		
年間照射試験回数				
限界照射試験用要素 装填時		先行試験用要素 装填時		基礎試験用要素 装填時
照射燃料集合体 A型照射燃料集合体 B型照射燃料集合体 C型照射燃料集合体 D型照射燃料集合体	最大4回 最大1回* ⁶ — 最大1回* ⁶	— 最大14回 — —		— 最大14回 — —

- * 1 : 酸化物燃料を除く。
- * 2 : 酸化物燃料の場合。
- * 3 : 内壁構造容器及び密封構造容器または密封構造容器の最高温度。
- * 4 : 制御棒及び後備炉停止制御棒の隣接位置に装荷しないものとする。
- * 5 : A型炉心燃料要素(外側)装填時。
- * 6 : B型照射燃料集合体とD型照射燃料集合体の合計。

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (1/6)

		燃料材				燃料要素の濃縮度	
		燃料ペレット部				燃料要素の濃縮度	
種類	燃料ペレット部	ブルトニウム含有率*1	核分裂性*2 ブルトニウム富化度	ブルトニウム 同位体組成比	ウラン濃縮度	燃料要素の濃縮度	
						燃料ペレット長さ	燃料要素濃縮度
炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	ブルトニウム・ ウラン混合酸化物 焼結ペレット	32wt%以下	約16wt%	原子炉級	約18wt%		
炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	約21wt%	同上	同上		
燃料材							
		燃料ペレット部		熱遮へいペレット部			
		燃料ペレットの初期密度	燃料ペレット (中実) 直径	燃料ペレット長さ	種類		
炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	約94%理論密度	約4.6mm	約9mm	ウラン酸化物*3 焼結ペレット	同上		
炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	その他の部品の材料	同上		
		被覆管		端栓			
		材料	外径	肉厚			
炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	約5.5mm	約0.35mm	SUS316 ステンレス鋼、 SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)			
炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上			
その他の部品の材料							
		上部反射体ペレット及び 下部反射体ペレット		燃料要素の濃縮度			
		スバイラルワイヤ	燃料要素濃縮度	燃料要素濃縮度			
炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)	SUS316ステンレス鋼 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)	約18wt%	SUS304 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼		
炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上	同上		
		燃料ペレット- 被覆管間隙 (半径)		燃料要素濃縮度			
		燃料要素濃縮度	燃料要素濃縮度	燃料要素濃縮度			
炉心燃料集合体 炉心燃料要素 (内側)	約0.1mm	約58cm	約50cm	約154cm			
炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上			

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (2/6)

		燃料材			
		燃料部			
種類		プルトニウム含有率*1	核分裂性*2 プルトニウム富化度	プルトニウム 同位体組成比	ウラン濃縮度
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	プルトニウム・ ウラン混合酸化物 焼結ペレット	32wt%以下	25wt%以下	原子炉級	26wt%以下
	同上	同上	25wt%以下	同上	24wt%以下
IV型特殊燃料要素	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
	同上	同上	25wt%以下	同上	24wt%以下
III型限界照射試験用要素	プルトニウムまたは*6*7 ウランの単体または 混合物の酸化物、炭化物、 窒化物または金属	(制限なし)	80wt%以下	同上	85wt%以下
	同上	(制限なし)	80wt%以下	同上	85wt%以下
IV型限界照射試験用要素	プルトニウム・ウラン 混合酸化物焼結ペレット、 混合酸化物焼結ペレット、 混合炭化物焼結ペレット、 プルトニウム・ウラン 混合窒化物焼結ペレット またはプルトニウム・ウラン 混合金属スラグ	左欄について、それぞれ 32wt%以下、25wt%以下、 30wt%以下、20wt%以下	左欄について、それぞれ 25wt%以下、20wt%以下、 24wt%以下、16wt%以下	同上	85wt%以下
	同上	左欄について、それぞれ 32wt%以下、25wt%以下、 30wt%以下、20wt%以下	左欄について、それぞれ 25wt%以下、20wt%以下、 24wt%以下、16wt%以下	同上	85wt%以下
先行試験用要素	同上	同上	約16wt%	同上	約18wt%
	同上	同上	約21wt%	同上	約18wt%
基礎試験用要素	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
A型用炉心燃料要素 (内側)	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
限界照射試験用補助要素	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下
	同上	同上	25wt%以下	同上	26wt%以下

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (3/6)

	燃料材				熱遮へい部 種類
	燃料部		燃料ペレット (中空)		
	燃料ペレット (中実) 直径	燃料ペレット (中空) 外径/内径	燃料ペレット長さ		
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	5.3~7.5mm	5.3~7.5mm/約2mm	15mm以下	ウラン酸化物*3 焼結ペレット	
IV型特殊燃料要素	5.18~6.18mm	5.18~6.18mm/約2mm	同上	同上	
III型限界照射試験用要素	5.3~6.6mm	(該当なし)	同上	同上	
IV型限界照射試験用要素	5.18~6.18mm	(該当なし)	同上	同上	
先行試験用要素	4.6~7.5mm	4.6~7.5mm/約2mm	同上	ウランの酸化物、*4*6 炭化物、窒化物または金属	
基礎試験用要素	4.6~7.5mm	4.6~7.5mm/約2mm	同上	ウラン酸化物焼結ペレット*4 ウラン炭化物焼結ペレット、 ウラン窒化物焼結ペレット またはウラン金属スラッグ	
A型用炉心燃料要素 (内側)	約4.6mm	(該当なし)	約9mm	ウラン酸化物*3 焼結ペレット	
A型用炉心燃料要素 (外側)	約4.6mm	(該当なし)	約9mm	同上	
限界照射試験用補助要素	5.3~6.6mm	(該当なし)	15mm以下	同上	

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (4/6)

	被覆管			その他の部品の材料	
	材料	外径	肉厚	端栓	ワイヤスパーサ
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	6.4~8.5mm	0.4~0.7mm	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
IV型特殊燃料要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6.5~7.5mm	0.56~0.76mm	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
III型限界照射試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼	6.4~7.5mm	0.4~0.6mm	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
IV型限界照射試験用要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6.5~7.5mm	0.56~0.76mm	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
先行試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼または 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼 (酸化物 分散強化型を含む)	5.4~8.5mm	0.3~0.8mm	オーステナイト系 ステンレス鋼または 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼 (酸化物 分散強化型を含む)	ステンレス鋼
基礎試験用要素	ステンレス鋼 (クロム又 はクロムとニッケルを 含させた合金鋼、酸化物 分散強化型を含む)	同上	同上	ステンレス鋼	同上
A型炉心燃料要素 (内側)	オーステナイト系 ステンレス鋼	約5.5mm	約0.35mm	オーステナイト系 ステンレス鋼	オーステナイト系 ステンレス鋼
A型炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上	同上
限界照射試験用補助要素	同上	6.4~7.5mm	0.4~0.6mm	同上	同上

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (5/6)

	その他の部品の材料	
	上部放射体ペレット及び下部放射体ペレット	プレナムスプリング
照射燃料集合体		プレナムスリーブ
III型特殊燃料要素	オーステナイト系ステンレス鋼	オーステナイト系ステンレス鋼
IV型特殊燃料要素	高速炉用フェライト系ステンレス鋼	同上
III型限界照射試験用要素	オーステナイト系ステンレス鋼	同上
IV型限界照射試験用要素	高速炉用フェライト系ステンレス鋼	同上
先行試験用要素	ステンレス鋼	オーステナイト系ステンレス鋼
基礎試験用要素	同上	同上
A型用炉心燃料要素 (内側)	オーステナイト系ステンレス鋼	SUS304 ステンレス鋼
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上
限界照射試験用補助要素	同上	オーステナイト系ステンレス鋼

第3.7.2表 燃料要素の主要仕様 (6/6)

照射燃料集合体	燃料ペレット 被覆管間隙 (半径)	ガスブレナム長さ	燃料要素有効長さ (燃料部)	燃料要素全長
III型特殊燃料要素	0.2mm以下	90cm以下	50cm以下 (55cm以下*5)	200cm以下
IV型特殊燃料要素	約0.1mm	同上	同上	同上
III型限界照射試験用要素	0.2mm以下	同上	同上	同上
IV型限界照射試験用要素	約0.1mm	同上	同上	同上
先行試験用要素	0.2mm以下	150cm以下	同上	200cm以下
基礎試験用要素	同上	同上	同上	同上
A型用炉心燃料要素 (内側)	約0.1mm	約58cm	同上	約154cm
A型用炉心燃料要素 (外側)	同上	同上	同上	同上
限界照射試験用補助要素	0.2mm以下	90cm以下	同上	200cm以下

* 1 : $\text{Pu} / (\text{Pu} + {}^{241}\text{Am} + \text{U})$ 。

* 2 : $({}^{239}\text{Pu} + {}^{241}\text{Pu}) / (\text{Pu} + {}^{241}\text{Am} + \text{U})$ 。

* 3 : 劣化ウラン。

* 4 : 天然ウランまたは劣化ウラン。

* 5 : MK-II 炉心から継続して使用する燃料要素の場合。

* 6 : 燃料材の他、マイナーアクチノイドや核分裂生成物を混入させる場合がある。

ただし、マイナーアクチノイド及び核分裂生成物の最大混入割合は50wt%とする。

* 7 : ペレットでない酸化物の場合、O/M比を調整するため、ウラン金属を混入させる場合がある。

ただし、ウラン金属の最大混入割合は10wt%とする。

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (1/6)

	炉心燃料集合体	
	内側燃料集合体	外側燃料集合体
ラップ管材料	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A) 約78.5mm	SUS316相当 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A) 約78.5mm
六角外対辺長さ		
ハンドリングヘッド材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
エントランスノズル材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
装填燃料要素個数	127本	127本
炉心燃料要素 (内側)	127本	127本
炉心燃料要素 (外側)	—	—
燃料要素ピッチ	約6.47mm	約6.47mm
燃料要素配列	正三角格子配列	正三角格子配列
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスパーサ型	ワイヤスパーサ型
燃料集合体全長	約297cm	約297cm
その他の部品の材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
ノックバー	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
組枠	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
下部反射体	SUS316 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)	SUS316 ステンレス鋼または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (2/6)

	照射燃料集合体			
	A型照射燃料集合体		B型照射燃料集合体	C型照射燃料集合体
	バンドル型	コンパクトメント型		
ラップ管 材料	SUS316相当 ステンレス鋼 約78.5mm	SUS316相当 ステンレス鋼 約78.5mm	SUS316相当 ステンレス鋼 約78.5mm*5	SUS316相当 ステンレス鋼 約78.5mm
六角外対辺長さ				
ハンドリングヘッド 材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
エントランスノズル 材料	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼	SUS316 ステンレス鋼
試験部六角管 材料	ステンレス鋼	ステンレス鋼	(該当なし)	(該当なし)
タイロッド 個数	(該当なし)	(該当なし)	1本 (該当なし)	1本 (該当なし)
材料	(該当なし)	(該当なし)	SUS316相当 ステンレス鋼	SUS316相当 ステンレス鋼
コンパクトメント 装填個数	(該当なし)	1本 (該当なし)	6本 (該当なし)	6~18本 (該当なし)
α型コンパクトメント	(該当なし)	最大1本 (該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
β型コンパクトメント	(該当なし)	最大1本 (該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
γ型コンパクトメント	(該当なし)	(該当なし)	6本*1 (該当なし)	最大6本*1 (該当なし)
δ型コンパクトメント	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大18本*1 (該当なし)

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (3/6)

	照射燃料集合体			
	A型照射燃料集合体		B型照射燃料集合体	
	バンドル型	コンパートメント型		
装填燃料要素個数	最大115本	最大113本	最大30本	最大30本
III型特殊燃料要素	最大7本	最大5本	最大30本	最大30本
IV型特殊燃料要素	最大7本	最大5本	最大30本	最大30本
III型限界照射試験用要素	(該当なし)	最大1本	最大6本	最大6本
IV型限界照射試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	最大6本	最大6本
先行試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	最大6本	(該当なし)
基礎試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	最大6本	(該当なし)
A型用炉心燃料要素(内側)	最大108本	最大108本	(該当なし)	(該当なし)
A型用炉心燃料要素(外側)	最大108本	最大108本	(該当なし)	(該当なし)
限界照射試験用補助要素	(該当なし)	(該当なし)	最大18本	最大18本
燃料要素ピッチ	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
III型特殊燃料要素	6~11mm	6~11mm	6~11mm	6~11mm
IV型特殊燃料要素	—	6~11mm	6~11mm	6~11mm
III型限界照射試験用要素	—	6~11mm	6~11mm	6~11mm
IV型限界照射試験用要素	—	約6.47mm	(該当なし)	(該当なし)
A型用炉心燃料要素(内側)	約6.47mm	約6.47mm	(該当なし)	(該当なし)
A型用炉心燃料要素(外側)	約6.47mm	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
限界照射試験用補助要素	(該当なし)	(該当なし)	6~11mm	6~11mm
燃料要素配列	正三角格子配列等	正三角格子配列等*4	(該当なし)	(該当なし)
燃料要素間隔保持方式	ワイヤスペーサ型及びグリッドスペーサ型	ワイヤスペーサ型、グリッドスペーサ型及びシュラウド管型	ワイヤスペーサ型、グリッドスペーサ型及びシュラウド管型	ワイヤスペーサ型、グリッドスペーサ型及びシュラウド管型
燃料集合体全長	約297cm	約297cm	約297cm	約297cm*6

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (4/6)

		照射燃料集合体			
		コンパートメント		β型コンパートメント	
		α型コンパートメント		ワイヤスペース型	
		グリッドスペーサ型	ワイヤスペース型	シュラウド管型	
外管					
個数	1本	1本	1本	1本	1本
材料	SUS316相当ステンレス鋼 (規定なし)	SUS316相当ステンレス鋼 (規定なし)	SUS316相当ステンレス鋼 (規定なし)	SUS316相当ステンレス鋼 約23.1mm 約0.55mm	SUS316相当ステンレス鋼 約23.1mm 約0.55mm
外径	(規定なし)	(規定なし)	(規定なし)		
肉厚	(規定なし)	(規定なし)	(規定なし)		
内管					
個数	1本	1本	1本	1本	1本
材料	SUS316相当ステンレス鋼 (規定なし)	SUS316相当ステンレス鋼 (規定なし)	SUS316相当ステンレス鋼 (規定なし)	SUS316相当ステンレス鋼 約14~19mm 約0.55mm	SUS316相当ステンレス鋼 約14~19mm 約0.55mm
内径	(規定なし)	(規定なし)	(規定なし)		
肉厚	(規定なし)	(規定なし)	(規定なし)		
ピンタイロッド					
個数	1本または3本	1本または3本	1本または3本	(該当なし)	(該当なし)
材料	SUS316相当ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼	(該当なし)	(該当なし)
シュラウド管					
個数	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	1本	1本
材料	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	オーステナイト系ステンレス鋼	オーステナイト系ステンレス鋼
装填燃料要素個数	最大5本	最大5本	最大5本	1本	1本
III型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	最大5本	(該当なし)	(該当なし)
IV型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	最大5本	(該当なし)	(該当なし)
III型限界照射試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大1本	最大1本
IV型限界照射試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大1本	最大1本
燃料要素間隔保持方式				ワイヤスペース型	シュラウド管型

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (5/6)

		照射燃料集合体			
		コロンバートメント		基礎試験用	
		先行試験用		シユラウド管型	
ワイヤスベアーサ型		グリッドスベアーサ型	ワイヤスベアーサ型	ワイヤスベアーサ型	ワイヤスベアーサ型
外管	1本	1本	1本	1本	1本
個数	SUS316相当	SUS316相当	SUS316相当	SUS316相当	SUS316相当
材料	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼
外径	約26.4mm	約26.4mm	約26.4mm	約26.4mm	約26.4mm
肉厚	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm
内管	1本	1本	1本	1本	1本
個数	SUS316相当	SUS316相当	SUS316相当	SUS316相当	SUS316相当
材料	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼
内径	—	約22.4mm	約22.4mm	約22.4mm	約22.4mm
肉厚	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm	約0.6mm
ピンタイロッド	1本または3本	1本または3本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
個数	SUS316相当	SUS316相当	SUS316相当	SUS316相当	SUS316相当
材料	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼
シユラウド管	(該当なし)	(該当なし)	1本	1本	1本
個数	(該当なし)	(該当なし)	オーステナイト系	オーステナイト系	オーステナイト系
材料	(該当なし)	(該当なし)	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼
内壁構造容器または密封構造容器	(該当なし)	(該当なし)	内壁構造容器1本*7	内壁構造容器1本*7	密封構造容器1本*7
個数	(該当なし)	(該当なし)	SUS316相当	SUS316相当	SUS316相当
材料	(該当なし)	(該当なし)	ステンレス鋼	ステンレス鋼	ステンレス鋼
内径	(該当なし)	(該当なし)	13mm以下	13mm以下	13mm以下
肉厚	(該当なし)	(該当なし)	2.8mm以上	2.8mm以上	2.8mm以上
装填燃料要素個数	最大5本*2	最大5本*2	1本*2	1本*2	1本*2
III型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
IV型特殊燃料要素	最大5本	最大5本	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
IV型限界照射試験用要素	最大1本*3	最大1本*3	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
IV型限界照射試験用要素	最大1本*3	最大1本*3	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
先行試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	最大1本	最大1本	最大1本
基礎試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
限界照射試験用補助要素	最大3本*3	最大3本*3	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
燃料要素素間隔保持方式	ワイヤスベアーサ型	グリッドスベアーサ型	ワイヤスベアーサ型	ワイヤスベアーサ型	ワイヤスベアーサ型
			シユラウド管型	シユラウド管型	シユラウド管型

第3.7.3表 燃料集合体の主要仕様 (6/6)

照射燃料集合体	
コンパートメント	
δ型コンパートメント	
ワイヤスパーサ型	シュラウド管型
外管 個数 材料 外径 肉厚 内管 個数 材料 内径 肉厚 シュラウド管 個数 材料 燃料要素個数 III型特殊燃料要素 IV型特殊燃料要素 燃料要素間隔保持方式	1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約16.4mm 約0.4mm 1本 SUS316相当 ステンレス鋼 約12.8mm 約0.5mm 1本 オーステナイト系 ステンレス鋼 1本*2 最大1本 最大1本 ワイヤスパーサ型 シュラウド管型

- * 1 : 照射燃料集合体には、ステンレス鋼のダミー要素のみを装填したコンパートメントを装填する場合がある。
 全てがダミー要素となる場合は、核燃料物質を含まない試料を装填したダミーコンパートメントとすることができる。
- * 2 : 燃料要素を装填しないコンパートメントについては、ステンレス鋼のダミー要素、または、核燃料物質を含まない試料を装填する。
- * 3 : 限界照射試験用要素を装填するコンパートメントについては、限界照射試験用要素1本を限界照射試験用補助要素3本と共に1本のコンパートメントに装填する。
- * 4 : コンパートメント内を除く。
- * 5 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は70mm以下。
- * 6 : 計測線付C型照射燃料集合体の場合は約12m以下。
- * 7 : 燃料要素またはダミー要素を装填しないダミー容器がある。

第3.7.4表 先行試験用要素（燃料溶融なし、使用末期）の設計仕様及び設計条件

項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム含有率	30wt%以下
燃料ペレット外径	7.32mm
燃料ペレット内径	1.8mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	高Niオーステナイト系ステンレス鋼（A）
外径	8.5mm
肉厚	0.5mm
燃料要素有効長さ（燃料部）	500mm
ガスペナム長さ	980mm
設計条件（通常運転時）	
燃料要素最高燃焼度	200,000MW d / t
最大線出力密度	450W / cm
燃焼時間	2,280日
被覆管最高温度（肉厚中心）	700℃

第3.7.5表 先行試験用要素（溶融なし、使用末期）の設計結果

項目	設計結果	制限値または許容値
燃料最高温度（過出力時）	約2,510℃	2,680℃
被覆管内圧	約9.02MPa	—
クリープ寿命分数和	約0.2	1
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約137.8N / mm ²	158.6N / mm ²
過出力時	約143.3N / mm ²	153.5N / mm ²
累積疲労サイクル	約0.7	1

第3.7.6表 先行試験用要素（燃料溶融あり、使用初期）の設計仕様及び設計条件

項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム含有率	30wt%以下
燃料ペレット直径	6.44mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	高Niオーステナイト系ステンレス鋼（A）
外径	7.5mm
肉厚	0.45mm
燃料要素有効長さ（燃料部）	500mm
ガスペナム長さ	865mm
設計条件（通常運転時）	
最大線出力密度	640W/cm
被覆管最高温度（肉厚中心）	650°C

第3.7.7表 先行試験用要素（溶融あり、使用初期）の設計結果

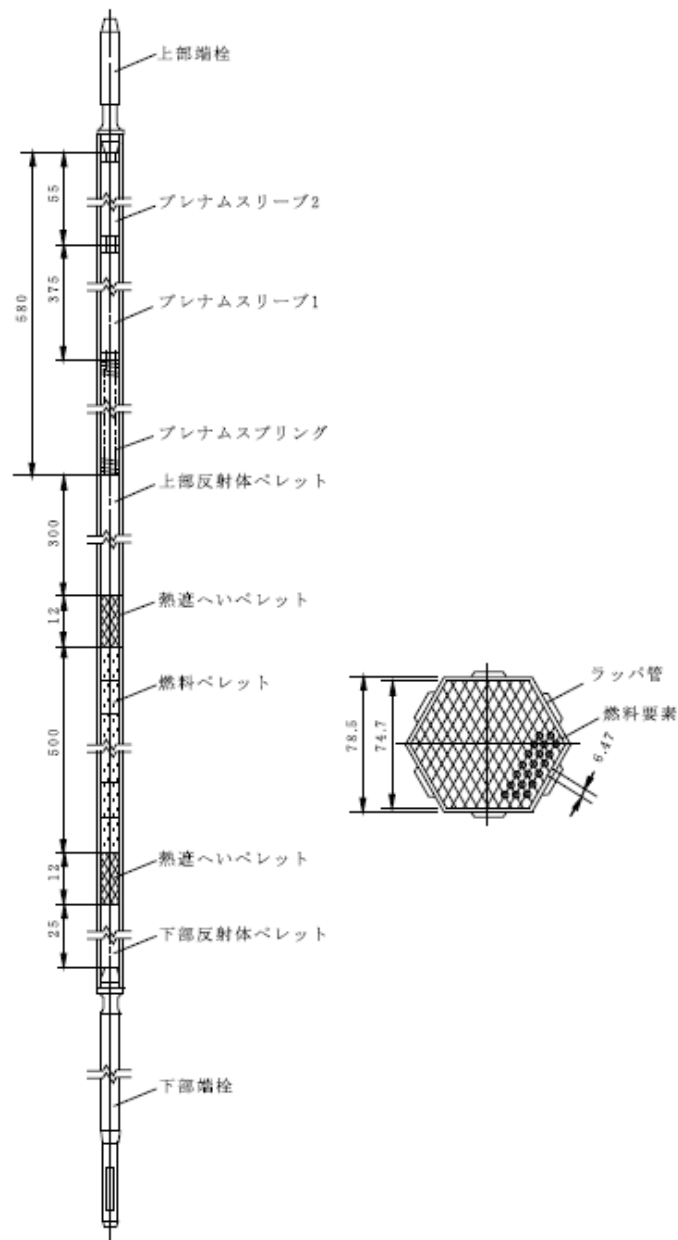
項目	設計結果	制限値または許容値
燃料溶融割合（過出力時）	約30%	30%
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約6.5N/mm ²	240.2N/mm ²
過出力時	約6.8N/mm ²	228.4N/mm ²
被覆管の歪（燃料と被覆管の相互作用）	約1%	3%

第3.7.8表 基礎試験用要素（使用末期）の設計仕様及び設計条件

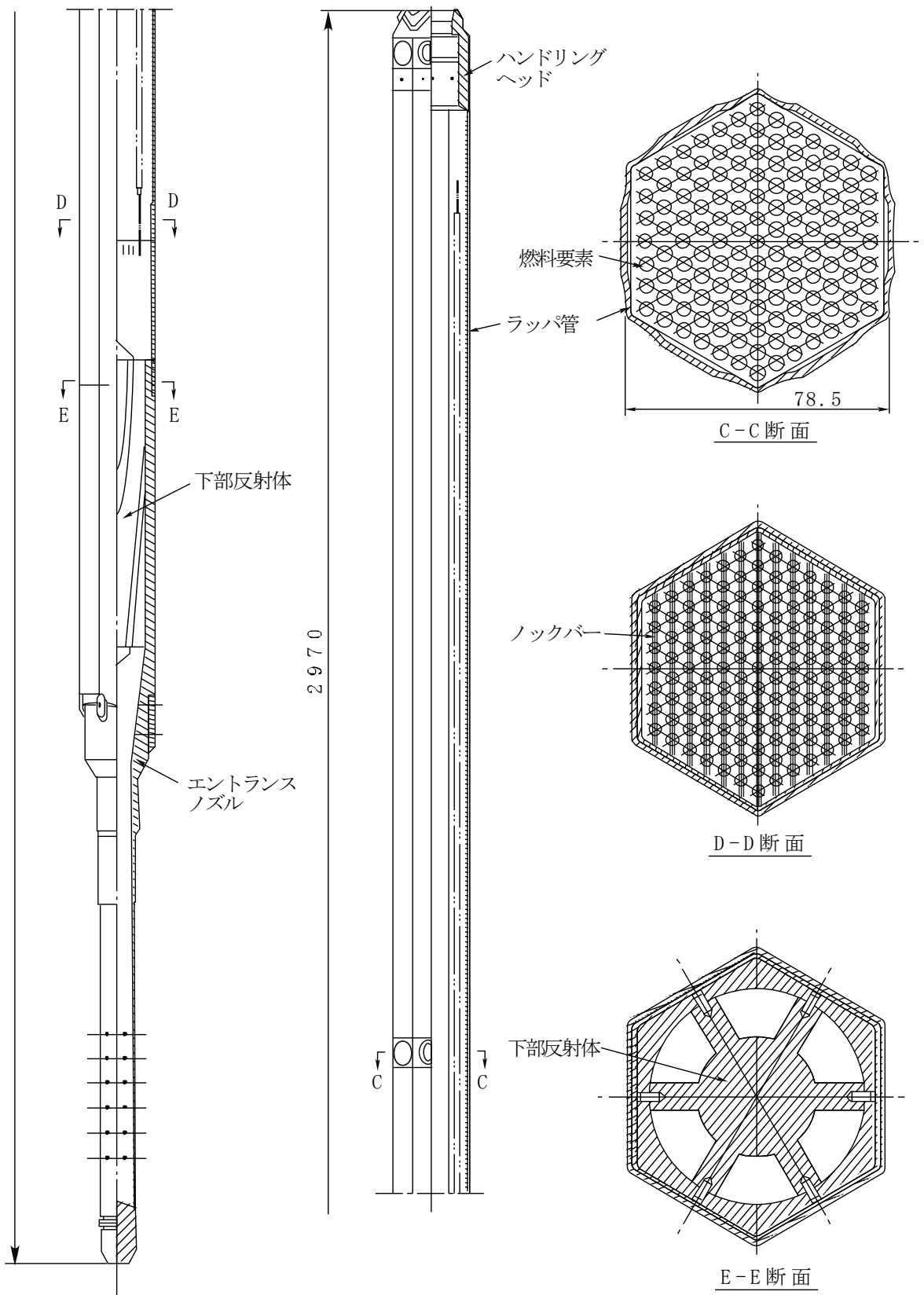
項目	設計仕様及び設計条件
設計仕様	
燃料部	
種類	プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット
プルトニウム含有率	30wt%以下
燃料ペレット外径	7.32mm
燃料ペレット内径	1.8mm
燃料ペレットの初期密度	95%理論密度
被覆管	
種類	SUS316相当ステンレス鋼
外径	8.5mm
肉厚	0.5mm
燃料要素有効長さ（燃料部）	500mm
ガスプレナム長さ	680mm
設計条件（通常運転時）	
燃料要素最高燃焼度	100,000MW d / t
最大線出力密度	450W / cm
燃焼時間	1,140日
被覆管最高温度（肉厚中心）	700°C

第3.7.9表 基礎試験用要素（使用末期）の設計結果

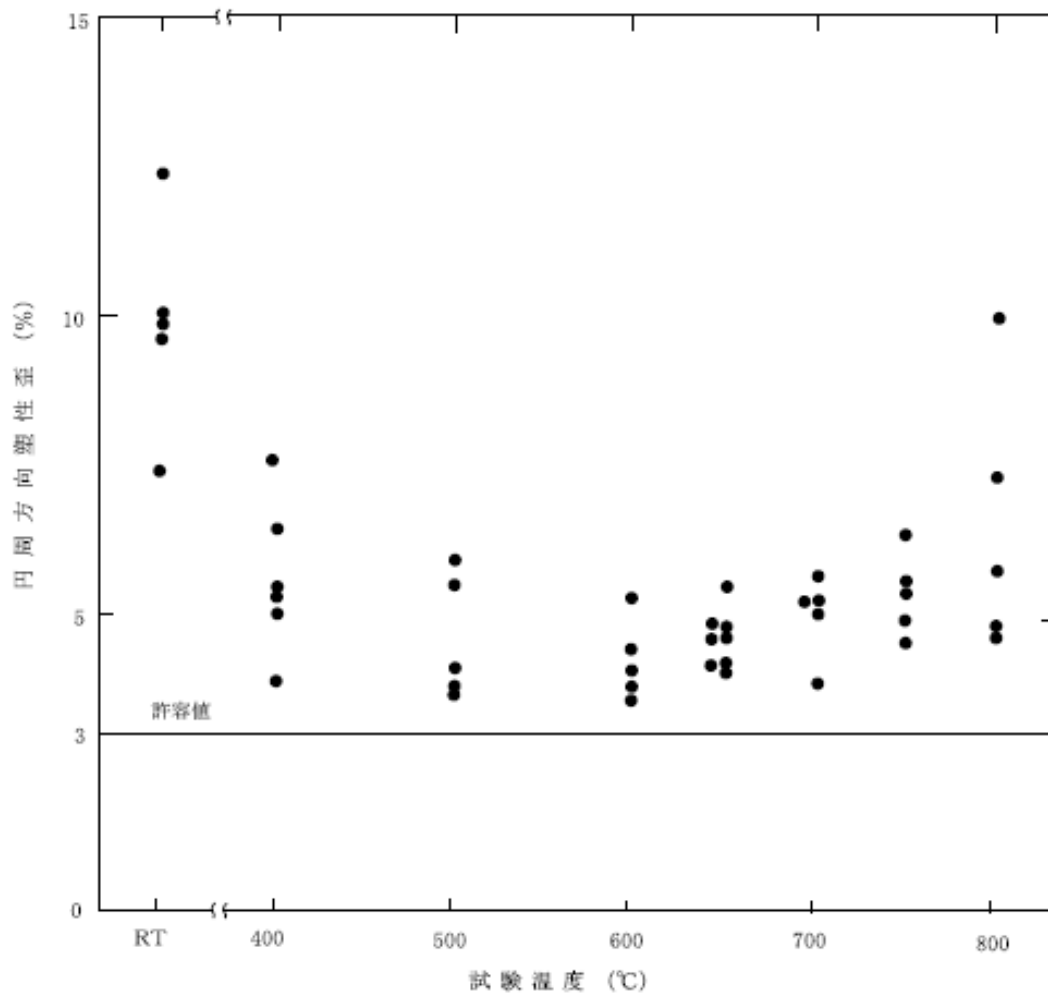
項目	設計結果	制限値または許容値
燃料最高温度（過出力時）	約2,510°C	2,680°C
被覆管内圧	約7.09MPa	—
クリープ寿命分数和	約2.0	—
被覆管一次膜応力		
通常運転時	約108.2N / mm ²	135.1N / mm ²
過出力時	約113.0N / mm ²	118.3N / mm ²



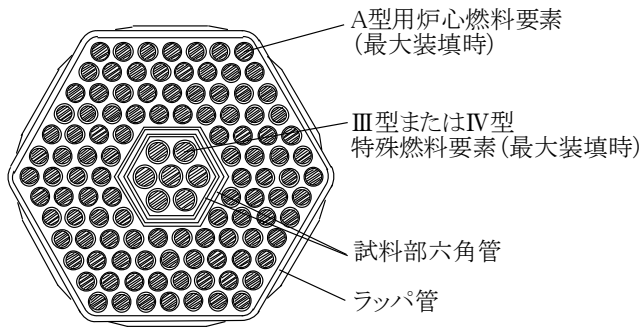
第 3.7.1 図 炉心燃料要素



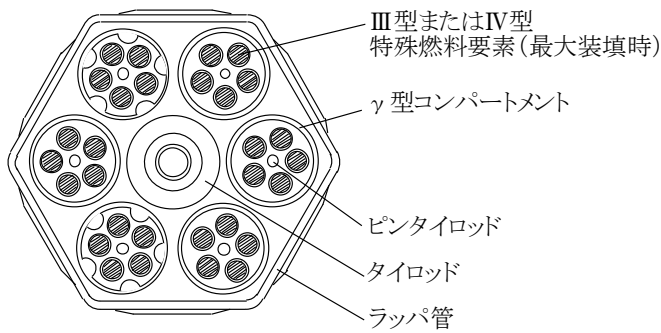
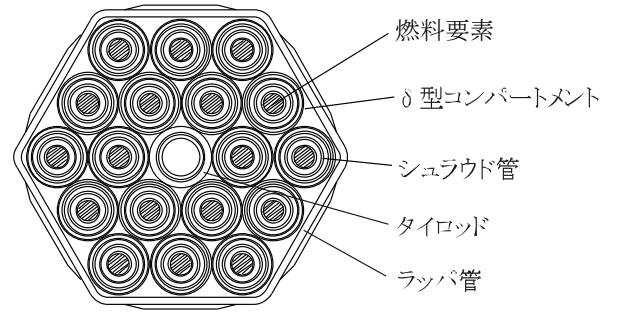
第 3.7.2 図 炉心燃料集合体



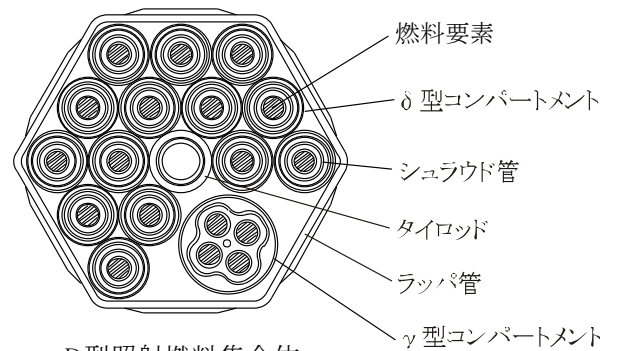
第 3.7.3 図 SUS 316 の破断時の円周方向塑性歪



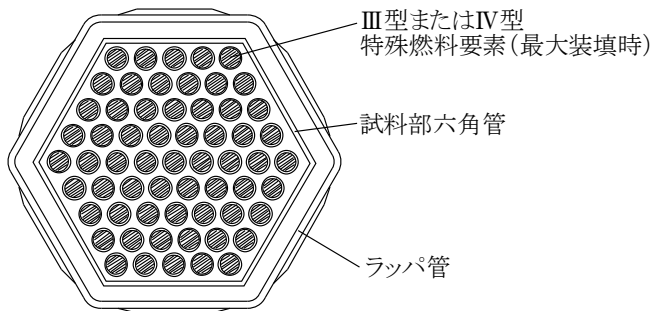
A型照射燃料集合体



B型照射燃料集合体

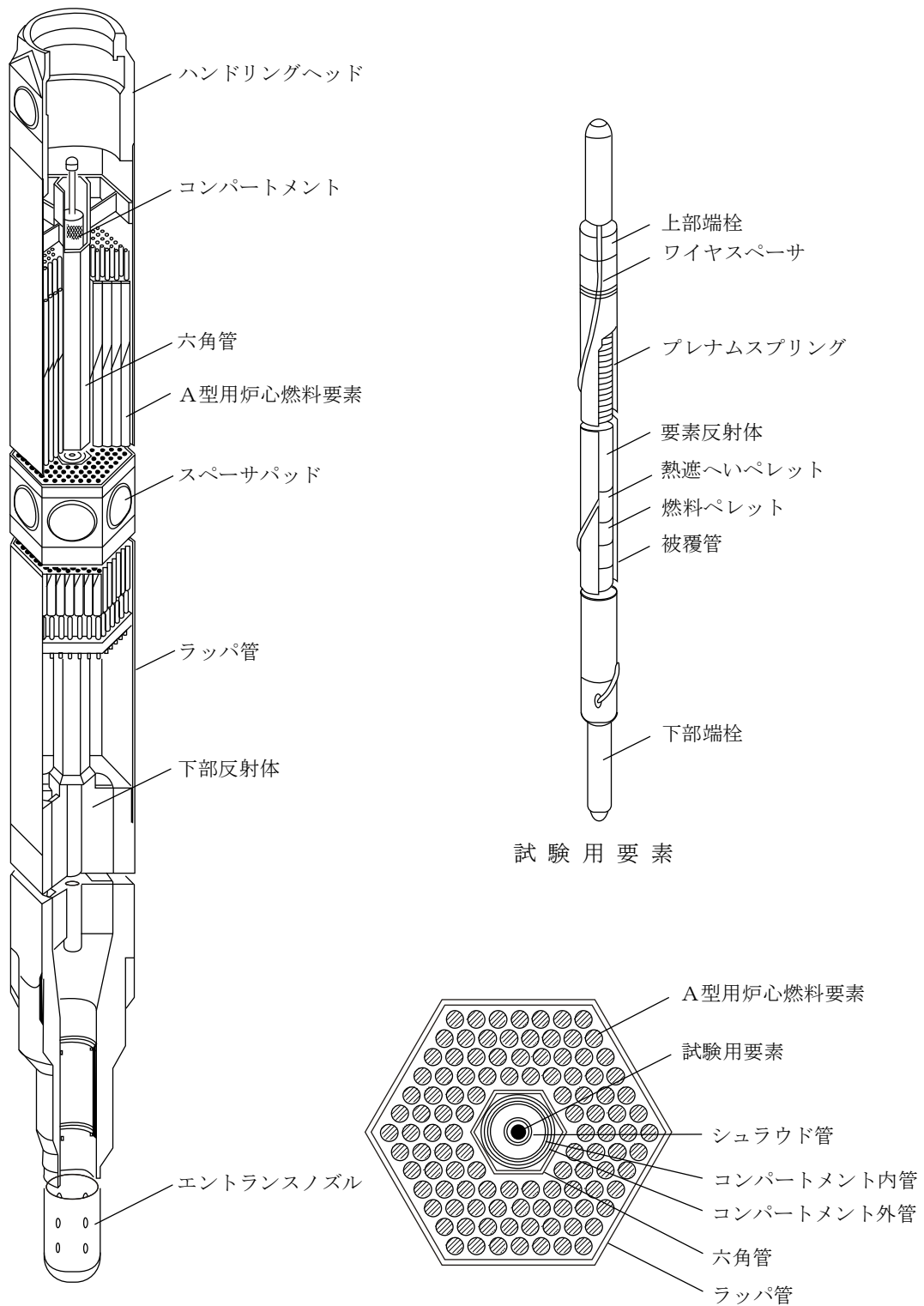


D型照射燃料集合体

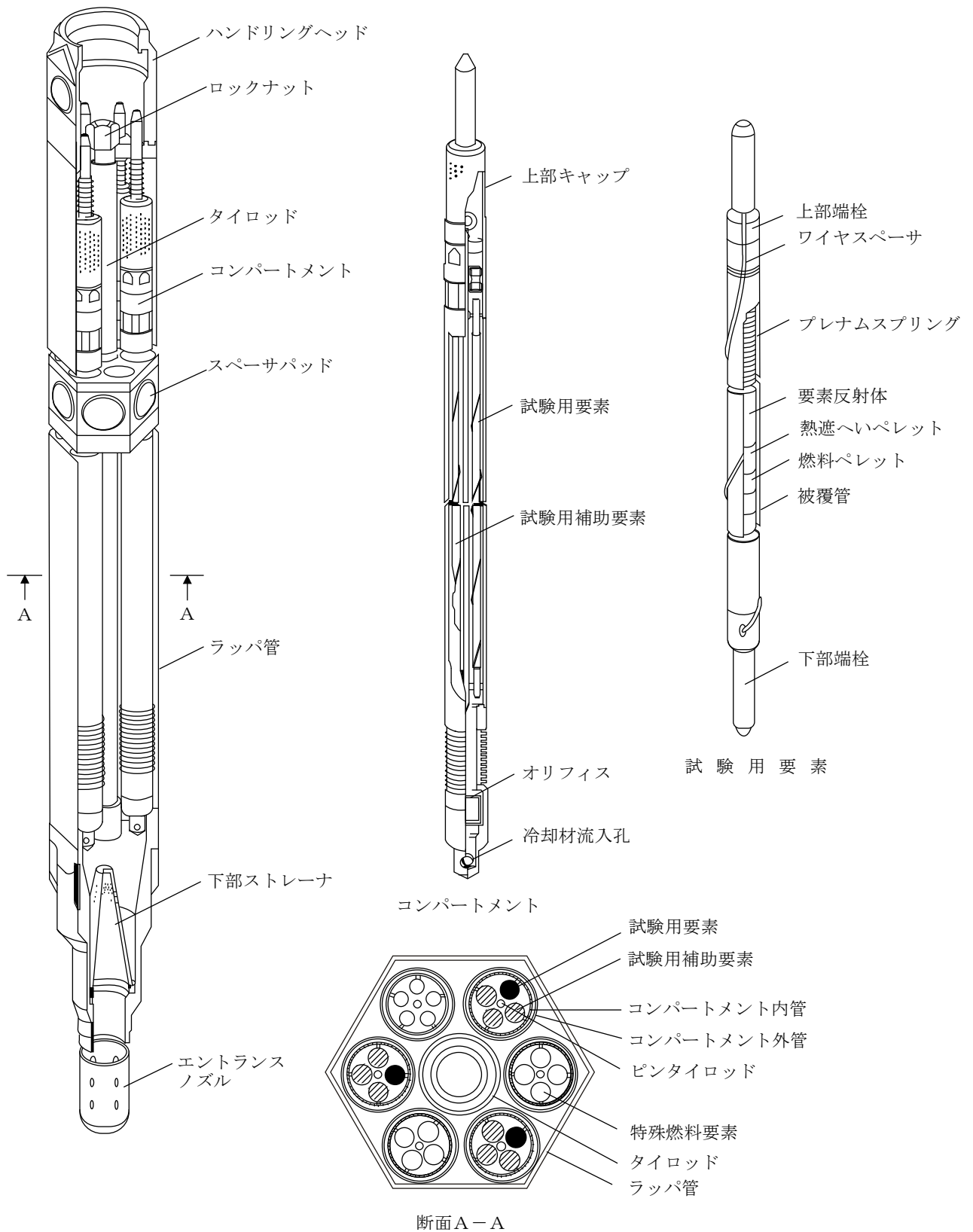


C型照射燃料集合体

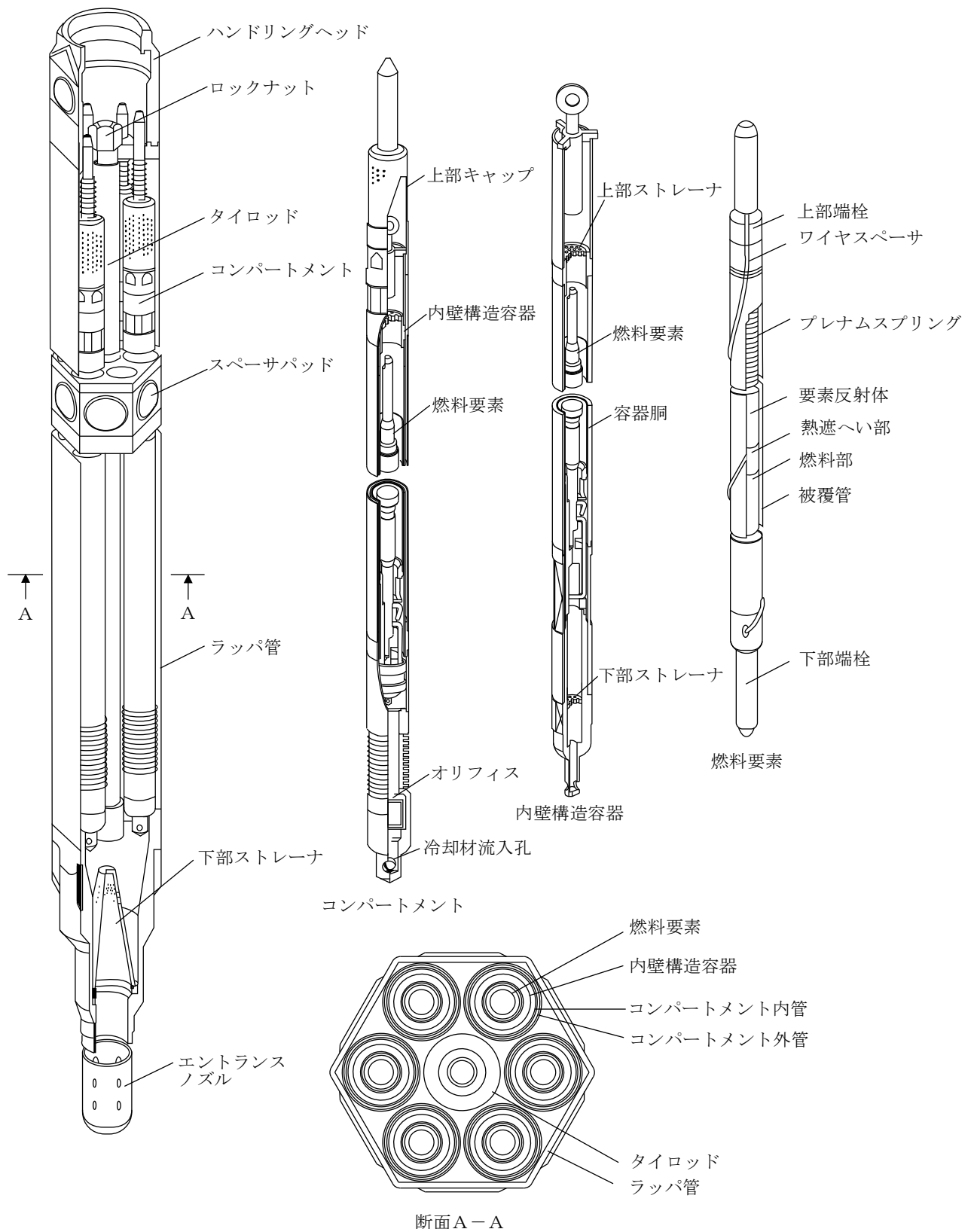
第 3.7.4 図 照射燃料集合体—断面図 (参考用)



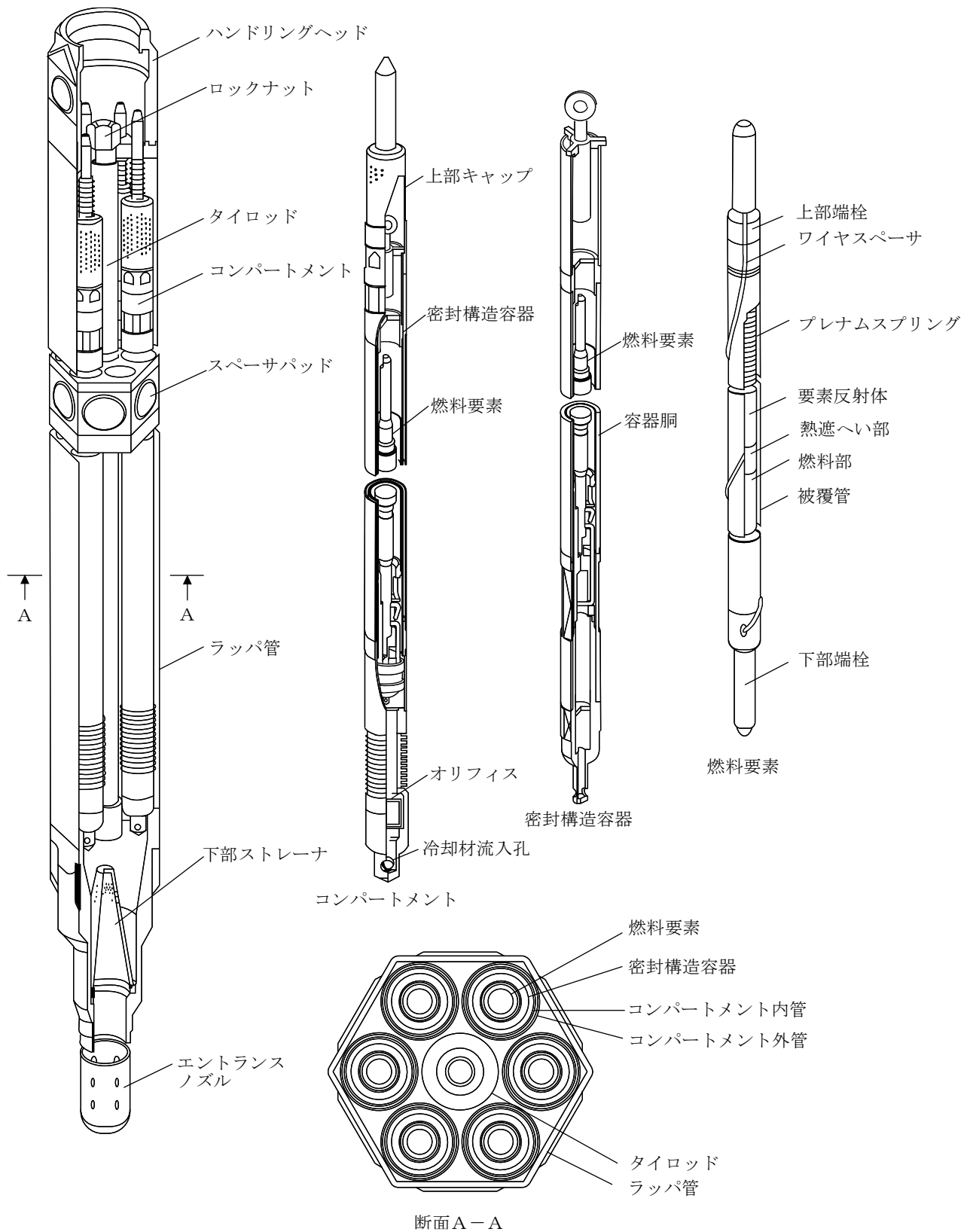
第 3.7.5 図 A型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用)



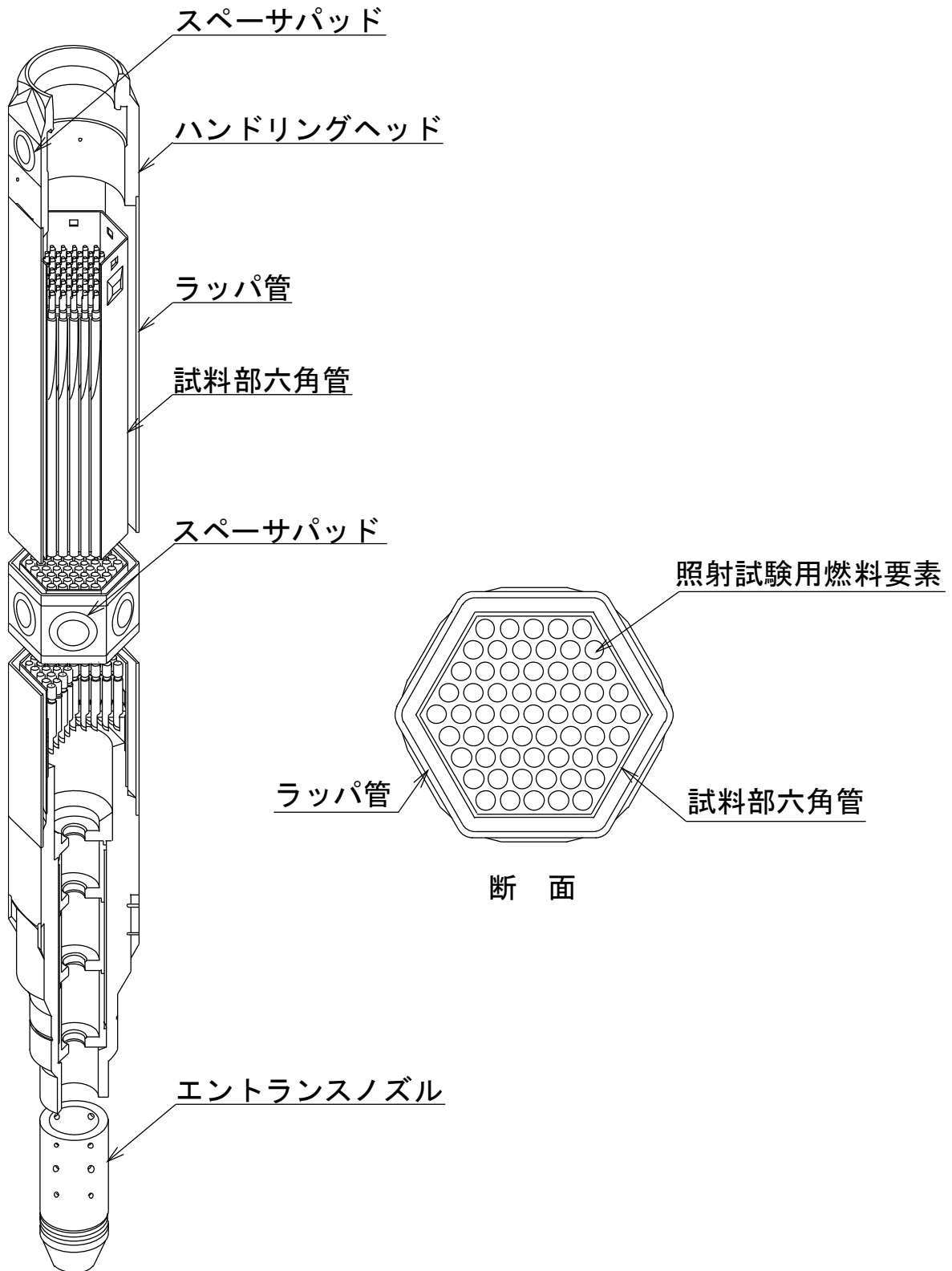
第 3.7.6 図 B型照射燃料集合体—限界照射試験用 (参考用)



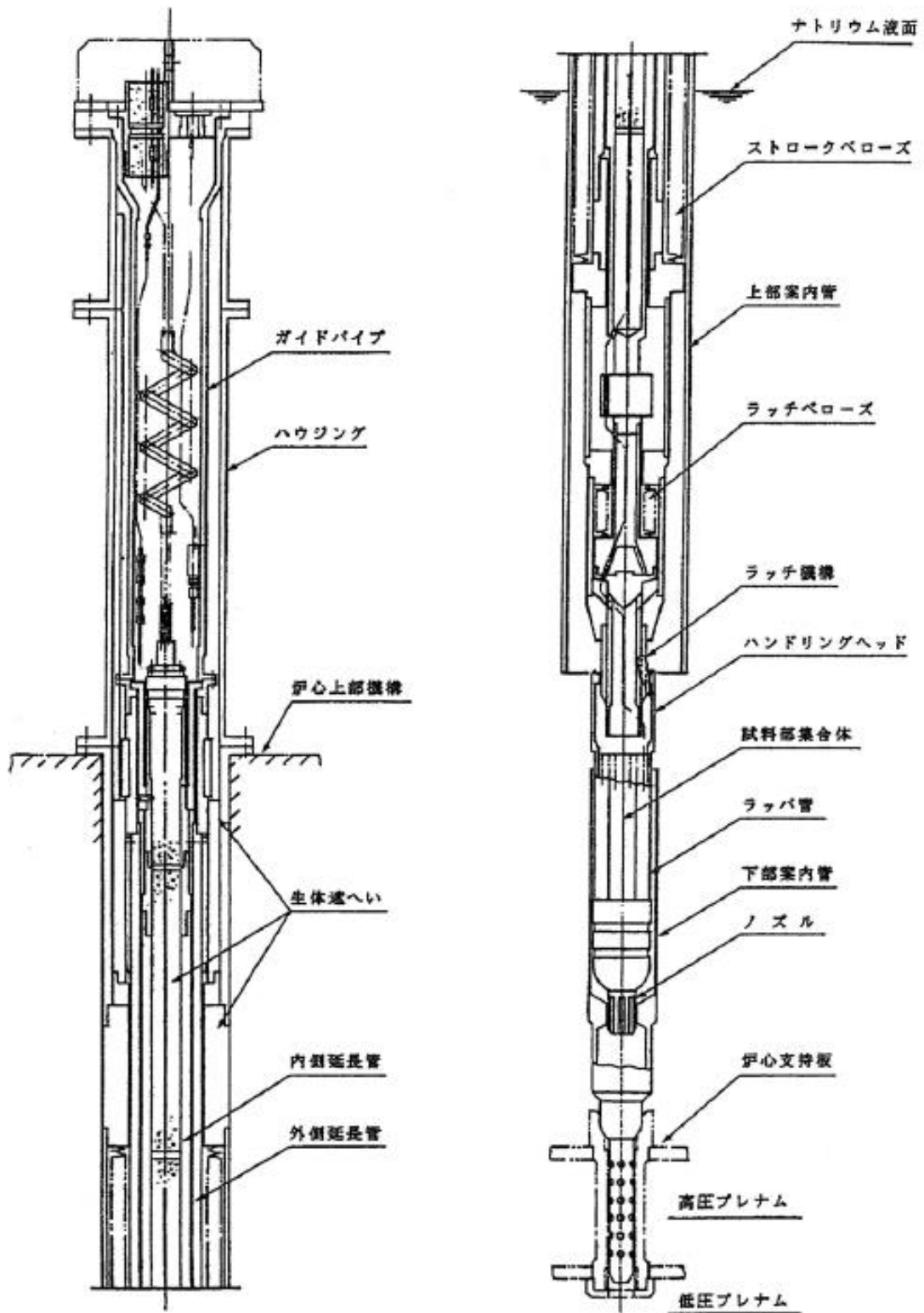
第3.7.7図 B型照射燃料集合体—先行試験用 (参考用)



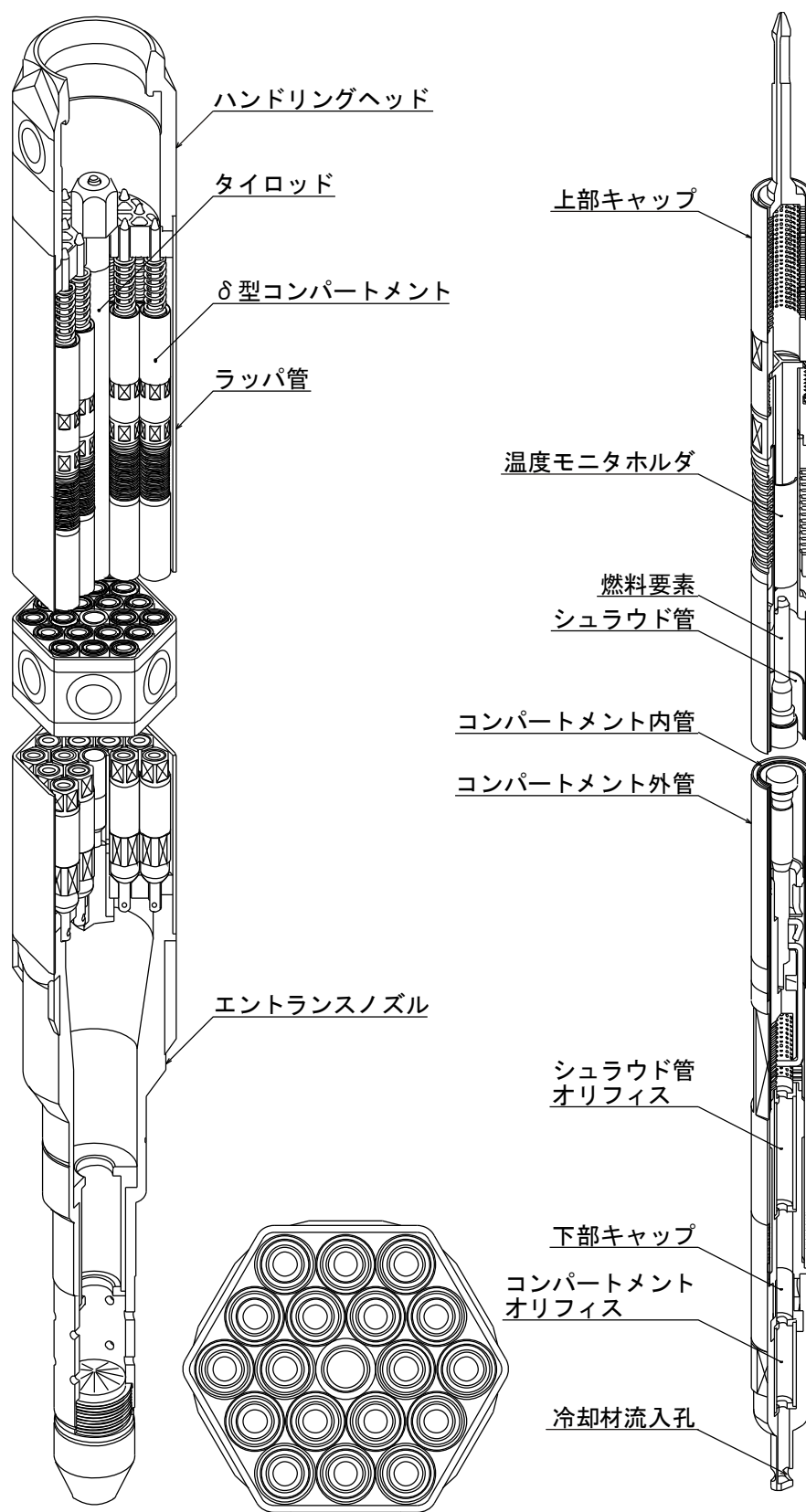
第3.7.8図 B型照射燃料集合体—基礎試験用 (参考用)



第 3.7.9 図 C型照射燃料集合体 (参考用)



第 3.7.10 図 計測線付 C 型照射燃料集合体 (参考用)



第 3.7.11 図 D型照射燃料集合体- δ 型コンパートメント最大装填型 (参考用)

3.8 反射体及び遮へい集合体

3.8.1 概要

反射体は、基本的に、炉心燃料集合体の周囲に配置され、半径方向反射体領域を構成し、炉心から漏えいする中性子を散乱反射し、炉心内の中性子束分布を平坦化するとともに、透過中性子量を低減する遮蔽体としての役割を有する。反射体は、炉心の第 5、6 列に装荷される内側反射体、第 6、7、8 列に装荷される外側反射体 (A)、及び原子力材料の照射を目的として装荷される材料照射用反射体から構成する。

遮へい集合体は、反射体の外側に配置され、炉心から漏えいしてくる中性子を吸収し、透過中性子量を低減する役割を有する。遮へい集合体は炉心の第 9、10 列に装荷される。

反射体及び遮へい集合体は、炉心燃料集合体と同じ外形を有し、核燃料物質取扱設備等により取り扱うことができる。また、ガンマ線加熱等により高温になるのを防ぐため、ラップ管内部に冷却材流路を有する。冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを經由し、反射体及び遮へい集合体のエントランスノズル下部から流入する。冷却材流量は、炉心流量配分計画に基づき決定されたエントランスノズルのオリフィス孔により調節する。

3.8.2 設計方針

(1) 反射体

- (i) 炉心設計上より必要なステンレス鋼を充填する。
- (ii) ガンマ線加熱等により高温になるのを防ぐように構造設計する。
- (iii) 地震時の荷重に耐えるものにする。

(2) 遮へい集合体

- (i) 遮へい要素は、遮へい材の温度、中性子吸収により生じたヘリウムガスによる内部圧力、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。
- (ii) 遮へい集合体は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制限することにより、その健全性を確保する。また、遮へい集合体が他の構成部品の機能を阻害することがないようにする。

3.8.3 主要設備

(1) 内側反射体

内側反射体は、炉心の第 5、6 列に装荷されるもので、ステンレス鋼丸棒の反射体要素 7 本を上下グリッド板にて支持し、7 本ロッドクラスタとしてラップ管に収納した構造を有する (第 3.8.1 図参照)。主要仕様を第 3.8.1 表に示す。

(2) 外側反射体 (A)

外側反射体(A)は、炉心の第 6、7、8 列に装荷されるもので、正六角断面のステンレス鋼製の積層板から構成する反射体要素をラップ管に収納した構造を有する (第 3.8.2 図参照)。主要仕様を第 3.8.1 表に示す。積層板の中心には、穴が設けられており、積層板相互間の連結及び冷却材流路の形成に用いる円管が設置されている。また、積層板の軸方向保持に用いる積層板押えバネを積層板の上部に設ける。

(3) 材料照射用反射体

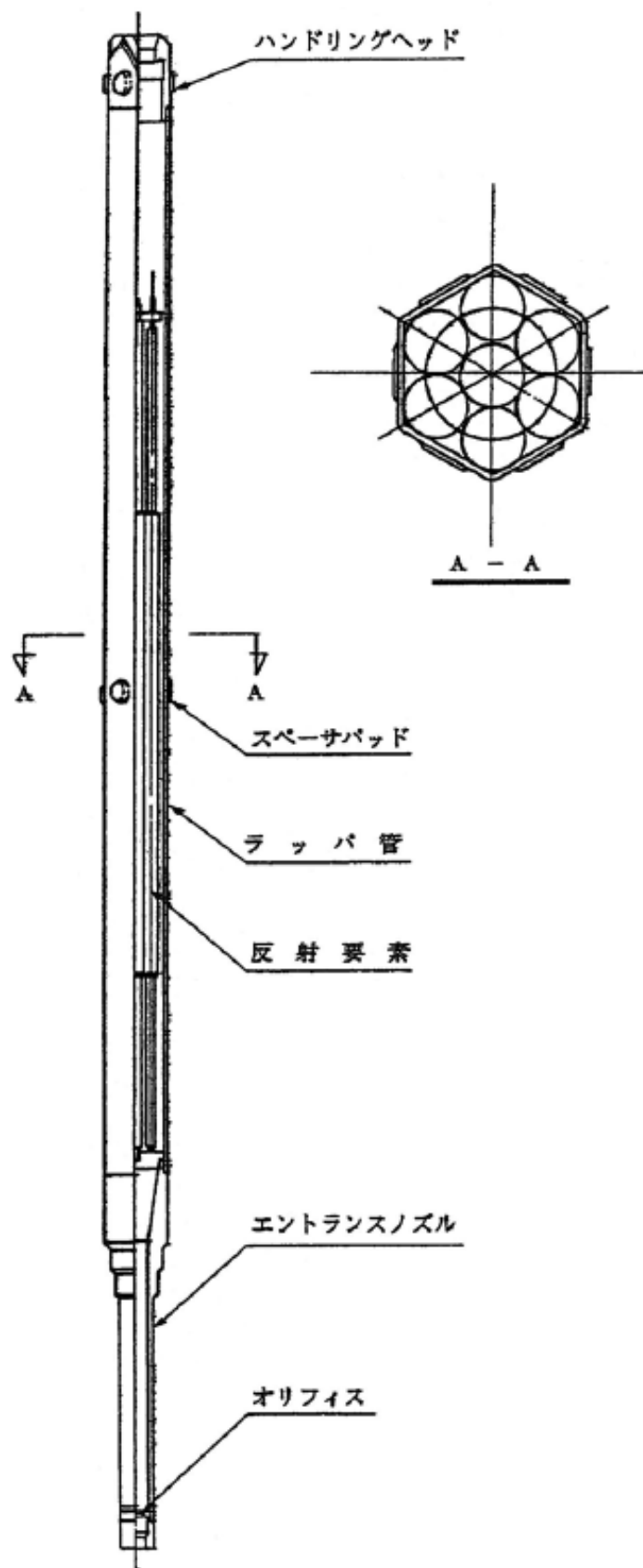
材料照射用反射体は、炉心燃料領域、反射体領域又は遮へい集合体領域に装荷され、原子力材料（ステンレス鋼又は制御棒用材料等）の照射試験に用いられる。炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体は最大 1 体とする。ラップ管内には、原子力材料の照射用試験片が収納される。主要仕様を第 3.8.1 表に示す。

(4) 遮へい集合体

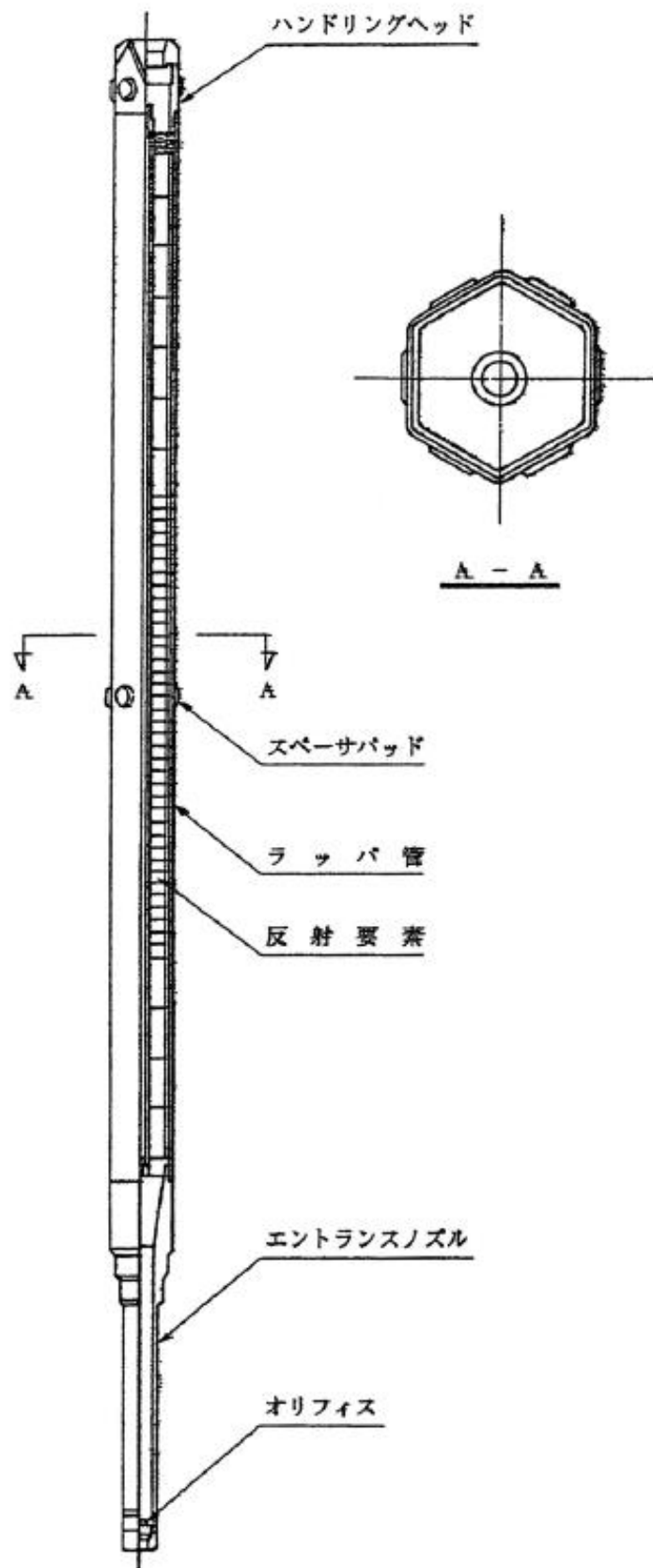
遮へい集合体は、炉心の第 9、10 列に装荷されるもので、炭化ほう素ペレットを封入した遮へい要素 7 本を上下グリッド板で支持し、ラップ管内に収納した構造を有する（第 3.8.3 図参照）。主要仕様を第 3.8.1 表に示す。

第3.8.1表 反射体及び遮へい集合体の主要仕様

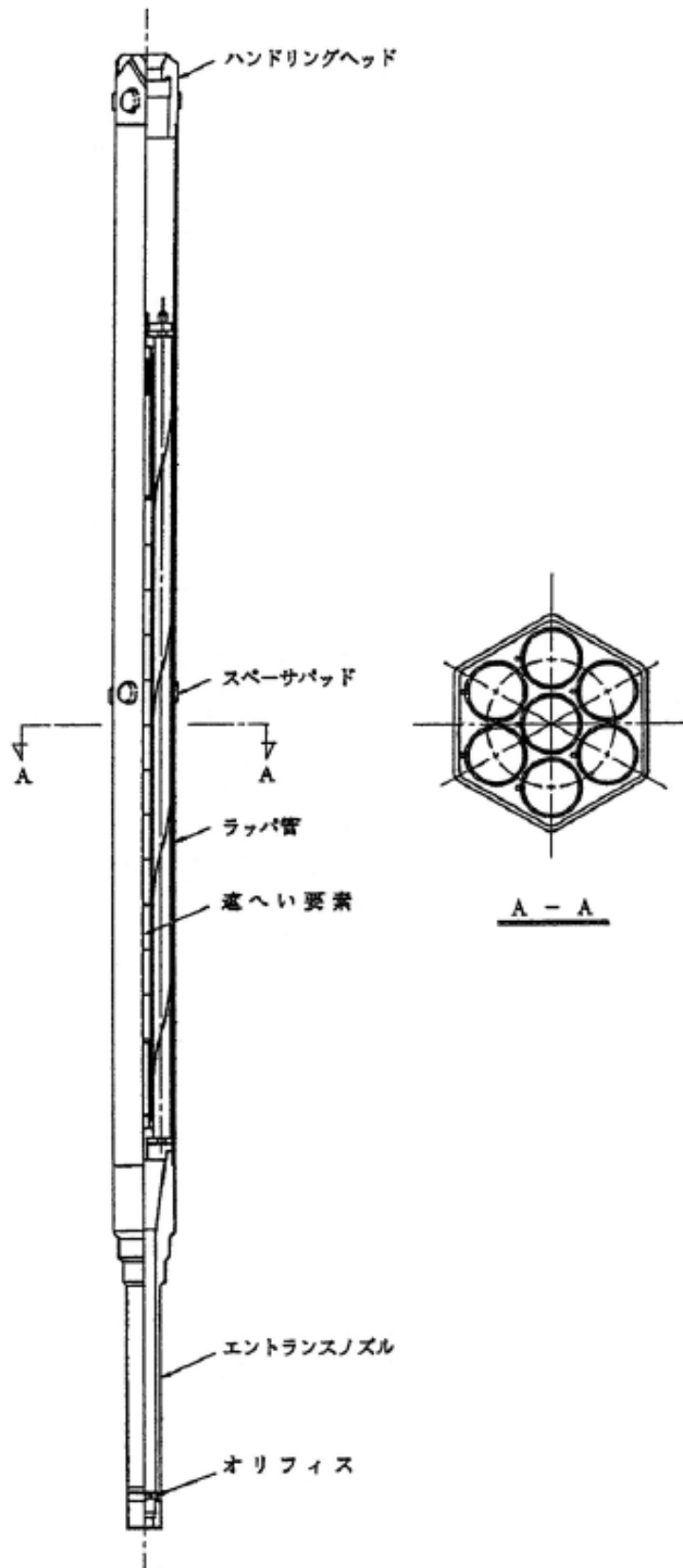
項目	集合体			
	内側反射体	反射体		遮へい集合体
		外側反射体(A)	材料照射用反射体	
外形状	正六角形	正六角形	正六角形	正六角形
形式	ロッドクラスタラッパ管内蔵型	正六角形積層板ラッパ管内蔵型	ラッパ管内蔵型	ロッドクラスタラッパ管内蔵型
全長	約2,970mm	約2,970mm	約2,970mm	約2,970mm
ラッパ管				
材料	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	SUS316相当ステンレス鋼 または高速炉用フェライト系 ステンレス鋼
外側対辺間距離	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm	約78.5mm
肉厚	約1.9mm	約1.9mm	—	約1.9mm
反射体要素				
材料	SUS304、SUS316 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(B)	SUS304、SUS316 または高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(B)	—	—
直径	約26mm (中心部) 約20mm (上下端部)	—	—	—
全長	約2,100mm	—	—	—
内径	—	約25mm	—	—
厚さ	—	約25mmまたは約100mm 37個 (厚さ約25mm) 10個 (厚さ約100mm)	—	—
反射体要素個数	7本	—	—	—
反射体要素配列ピッチ	約27mm	—	—	—
ステンレス鋼の充填割合	約70% (中心部) 約50% (上下端部)	約80%	—	—
遮へい要素				
遮へい材	—	—	—	炭化ほう素
材料	—	—	—	約20mm
ペレット直径	—	—	—	約1,000mm
有効長さ	—	—	—	—
被覆管				
材料	—	—	—	オーステナイト系ステンレス鋼
肉厚	—	—	—	約2mm
使用寿命	—	—	—	約10at%
遮へい要素個数	—	—	—	7本
照射用試験片	—	—	原子力材料等	—



第 3.8.1 図 内側反射体



第 3.8.2 図 外側反射体 (A)



第 3. 8. 3 図 遮へい集合体

3.9 制御設備及び非常用制御設備

3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系

3.9.1.1 概要

原子炉施設には、反応度制御系統及び原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動系（主炉停止系）を設ける。制御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時に予想される温度変化、実験物の移動その他の要因による反応度変化を制御できるように、また、炉心からの飛び出しを防止するように設計する。制御棒の反応度添加率は、その停止能力（原子炉停止系統）と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。さらに、制御棒及び制御棒駆動系は、反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着した場合においても、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとし、制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物又は原子炉内部構造物の損壊を起こさないものとする。

3.9.1.2 設計方針

制御棒及び制御棒駆動系の設計方針を以下に示す。

- (1) 反応度価値が最も大きな制御棒1本が、完全に引き抜かれた状態で固着した場合であっても、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとする。
- (2) スクラム時挿入時間は、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までを 0.8 秒以下とする。
- (3) 制御棒は、基準地震動 S_s の設計用地震波に基づく最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるようにする。
- (4) 個々の制御棒は全て別々に取付け、取外しが可能なようにする。

3.9.1.3 主要設備

3.9.1.3.1 制御棒

原子炉施設には制御材として、制御棒を設ける。炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御する。また、原子炉スクラム時には、制御棒を、自重等により炉心に挿入することで原子炉を停止する。制御棒については、同一の構造及び機能を有する 4 本の独立したものを設ける。制御棒 4 本を炉心第 3 列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。

制御棒は、制御要素、ハンドリングヘッド及びダッシュラム等から構成する（第 3.9.1 図参照）。制御要素は、ほう素-10 を濃縮した炭化ほう素のペレットを薄肉のシュラウド管により被覆し、ステンレス鋼の円筒管（被覆管）に充填したものであり、上部には発生したヘリウムガスを制御要素外に放出するためのダイビングベル型のベント機構を有している。ベント機構は中性子吸収材である炭化ほう素の $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応等により生成するヘリウムガス等を制御要素外に放出し、内圧の上昇を防ぐことを目的としており、これによって制

御棒の使用期間を長くすることができる。放出されたヘリウムガスは制御棒上部から原子炉容器上部のナトリウム中を経てカバーガス空間へ抜ける。

制御要素の型式には、冷却材であるナトリウムが制御要素内に浸入しないものとし、中性子吸収材充填部をヘリウム雰囲気とするヘリウムボンド型と、ベント機構から同部にナトリウムを導入する構造のナトリウムボンド型がある。なお、ナトリウムボンド型制御要素の被覆管内面は、ほう素及び炭素の浸入を防ぐため、クロムコーティング等を施すものとする。制御棒の使用期間は、必要な制御能力を確保する上での制限である核的寿命と炭化ほう素ペレットのスエリングによる被覆管との相互作用による機械的寿命のいずれか短い方で決定され、ナトリウムボンド型制御要素は、機械的寿命の長寿命化を図ったものである。

制御棒は中性子吸収材を充填したステンレス鋼製制御要素 7 本をクラスタとしてステンレス鋼製の円筒管（保護管）に収納した構造とする。保護管の下側には、制御棒が、原子炉スクラム時に、自重等により炉心に挿入され、着地する際に生じる衝撃を緩衝するためのダッシュラムを設ける。また、保護管の上側には、制御棒を制御棒駆動系と連結するためのハンドリングヘッドを設ける。冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを經由し、制御棒保護管脚部の冷却材流入口から流入する。主要仕様を以下に示す。

本数 4 本

制御要素数 7 本／制御棒

制御要素

中性子吸収材材料 炭化ほう素

被覆管材料 SUS 316 相当ステンレス鋼

中性子吸収材有効長さ 約 65cm

中性子吸収材ペレット外径 約 16.3mm

被覆管肉厚 ヘリウムボンド型 約 0.8mm

ナトリウムボンド型 約 0.5mm

内圧調整機構 ベント型（ダイビングバル型）

核的寿命 10%（軸方向平均ほう素-10 燃焼度）

保護管

保護管材料 ステンレス鋼

外径 約 64.7mm

突起部外径 約 72.7mm

3.9.1.3.2 制御棒駆動系

原子炉施設には、制御材駆動設備として、各制御棒に使用する 4 式の独立した制御棒駆動系を設ける。制御棒駆動系は、制御棒駆動機構、制御棒駆動機構上部案内管及び制御棒駆動機構下部案内管から構成する。

制御棒駆動機構は、制御棒駆動機構上部案内管と組み合わせて、炉心上部機構に設置される（第 3.9.2 図参照）。制御棒は、ハンドリングヘッドにおいて、制御棒駆動機構上部案内管に収納されるエクステンションロッドを介して、制御棒駆動機構に吊り下げられる。エク

ステンションロッドは、制御棒をラッチ・デラッチするための内側エクステンションロッド、及び下部にグリッパを有し、制御棒の位置を調整する際に制御棒をラッチする外側エクステンションロッドから構成する。制御棒は、内側エクステンションロッドの下端が、外側エクステンションロッドの内側に収納され、下部のグリッパを押し広げることで、ラッチされる。なお、当該ラッチ操作では、エクステンションロッドを下降しつつ、内側エクステンションロッドの下端を、制御棒のハンドリングヘッド底部に押し当てることで、内側エクステンションロッドの下端を外側エクステンションロッドの内側に収納する。また、上記ラッチ操作では、内側エクステンションロッドが外側エクステンションロッドに対して、相対的に上方に移動するため、内側エクステンションロッドの上部に設けられたアーマチュアと外側エクステンションロッドに接続された制御棒駆動機構の電磁石のギャップがなくなり、電磁石の励磁コイルを励磁することで、内側エクステンションロッドの位置を固定できる状態となる。制御棒ラッチ時にあっては、内側エクステンションロッドは、上部に設けられたアーマチュアが、外側エクステンションロッドに接続された制御棒駆動機構の電磁石に吸着されることで、その位置が固定されるため、制御棒は、エクステンションロッドと一体となり、制御棒駆動機構のケーシングに収納された駆動電動機（三相誘導電動機）により、減速機を介して、外側エクステンションロッドに接続されたボールナットスクリュを回転させることで、上下駆動され、炉心の反応度（原子炉の出力）は、制御棒の位置を調整することで制御する（ボールナットスクリュ方式）。なお、駆動ストロークは約 65cm である。また、駆動電動機に設けられた電磁ブレーキにより、制御棒上下駆動の停止及び停止中の位置保持が行われる。制御棒の位置は、駆動電動機に設けられたシンクロ発信器により検出される。

内側エクステンションロッドが電磁石により固定され、制御棒をラッチした状態においては、制御棒駆動機構上部案内管に設けた加速スプリングが加速管を介して圧縮されるものとする。原子炉スクラム時には、制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断により、内側エクステンションロッドは、自重及びスプリングにより下方に移動し、外側エクステンションロッドの外側に押し出されるため、制御棒がデラッチ（切り離し）される。制御棒は、自重及びスプリングにより加速されて、炉心に落下・挿入され、原子炉は停止する（バネ加速重力落下方式）。原子炉スクラムに必要な機能（バネ加速重力落下方式）は、炉心の反応度（原子炉の出力）を制御するために使用する機能（ボールナットスクリュ方式）の故障が発生した場合においても、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に、原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとする。炉心には、制御棒を所定の位置に導くため、ダッシュポットを有する制御棒駆動機構下部案内管が設置されており、制御棒は、当該下部案内管内に落下・挿入される。なお、燃料交換時にあっては、全ての制御棒をデラッチし、炉心に挿入した状態とする。制御棒駆動系の主な仕様を以下に示す。

台数 4 式

駆動方式 通常運転時 ボールナットスクリュ方式
スクラム時 バネ加速重力落下方式

スクラム時挿入時間 0.8s 以下

(制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度値 90%挿入までの時間)

駆動速度 引抜き 13cm/min 以下

挿入 13cm/min 以下

駆動ストローク 約 65cm

3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系

3.9.2.1 概要

原子炉施設には、非常用制御設備として、制御棒及び制御棒駆動系とは独立した後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系（後備炉停止系）を設けるものとし、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、それぞれの想定される環境条件及び運転時の状態において、物理的・電氣的に分離し、偶発的故障や地震等の自然現象等による共通要因又は従属要因によって同時にその機能が損なわれない設計とし、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計する。

3.9.2.2 設計方針

後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系の設計方針を以下に示す。

- (1) 通常運転時の高温状態において、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できるものとする。
- (2) スクラム時挿入時間は、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断から後備炉停止制御棒反応度値 90%挿入までを 0.8 秒以下とする。
- (3) 後備炉停止制御棒は、基準地震動 S_s の設計用地震波に基づく最大想定変位時においても十分な余裕をもって挿入できるようにする。
- (4) 個々の後備炉停止制御棒は全て別々に取付け、取外しが可能なようにする。

3.9.2.3 主要設備

3.9.2.3.1 後備炉停止制御棒

原子炉施設には、制御材として、後備炉停止制御棒を設ける。通常運転時にあっては、全引抜位置とし、原子炉スクラム時には、後備炉停止制御棒を、自重等により炉心に挿入することで原子炉を停止する。後備炉停止制御棒については、同一の構造及び機能を有する 2 本の独立したものを設ける。後備炉停止制御棒 2 本を炉心第 5 列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。

後備炉停止制御棒は、制御要素、ハンドリングヘッド及びダッシュラム等から構成する。制御要素は、ほう素-10 を濃縮した炭化ほう素のペレットを薄肉のシュラウド管により被覆し、ステンレス鋼の円筒管（被覆管）に充填したものであり、上部には発生したヘリウムガスを制御要素外に放出するためのダイビングベル型のベント機構を有している。ベント機構は中性子吸収材である炭化ほう素の $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応等により生成するヘリウムガス等を制御要素外に放出し、内圧の上昇を防ぐことを目的としており、これによって後備炉停止制御棒の使用期間を長くすることができる。放出されたヘリウムガスは後備炉停止制御

棒上部から原子炉容器上部のナトリウム中を経てカバーガス空間へ抜ける。

制御要素の型式には、冷却材であるナトリウムが制御要素内に浸入しないものとし、中性子吸収材充填部をヘリウム雰囲気とするヘリウムボンド型と、ベント機構から同部にナトリウムを導入する構造のナトリウムボンド型がある。なお、ナトリウムボンド型制御要素の被覆管内面は、ほう素及び炭素の浸入を防ぐため、クロムコーティング等を施すものとする。後備炉停止制御棒の使用期間は、必要な制御能力を確保する上での制限である核的寿命と炭化ほう素ペレットのスエリングによる被覆管との相互作用による機械的寿命のいずれか短い方で決定される。

後備炉停止制御棒は中性子吸収材を充填したステンレス鋼製制御要素 7 本をクラスタとしてステンレス鋼製の円筒管（保護管）に収納した構造とする。保護管の下側には、後備炉停止制御棒が、原子炉スクラム時に、自重等により炉心に挿入され、着地する際に生じる衝撃を緩衝するためのダッシュラムを設ける。また、保護管の上側には、後備炉停止制御棒を後備炉停止制御棒駆動系と連結するためのハンドリングヘッドを設ける。冷却材は、炉心支持板低圧プレナムを経由し、後備炉停止制御棒保護管脚部の冷却材流入口から流入する。主要仕様を以下に示す。

本数 2 本

制御要素数 7 本／後備炉停止制御棒

制御要素

中性子吸収材材料 炭化ほう素

被覆管材料 SUS 316 相当ステンレス鋼

中性子吸収材有効長さ 約 65cm

中性子吸収材ペレット外径 約 16.3mm

被覆管肉厚 ヘリウムボンド型 約 0.8mm

ナトリウムボンド型 約 0.5mm

内圧調整機構 ベント型（ダイビングベル型）

核的寿命 10%（軸方向平均ほう素-10 燃焼度）

保護管

保護管材料 ステンレス鋼

外径 約 64.7mm

突起部外径 約 72.7mm

3.9.2.3.2 後備炉停止制御棒駆動系

原子炉施設には、制御材駆動設備として、各後備炉停止制御棒に使用する 2 式の独立した後備炉停止制御棒駆動系を設ける。後備炉停止制御棒駆動系は、後備炉停止制御棒駆動機構、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管及び後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管から構成する。

後備炉停止制御棒駆動機構は、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管と組み合わせて、炉心上部機構に設置される。後備炉停止制御棒は、ハンドリングヘッドにおいて、後備炉停止

制御棒駆動機構上部案内管に収納されるエクステンションロッドを介して、後備炉停止制御棒駆動機構に吊り下げられる。エクステンションロッドは、後備炉停止制御棒をラッチ・デラッチするための内側エクステンションロッド、及び下部にグリッパを有し、後備炉停止制御棒の位置を調整する際に後備炉停止制御棒をラッチする外側エクステンションロッドから構成する。後備炉停止制御棒は、内側エクステンションロッドの下端が、外側エクステンションロッドの内側に収納され、下部のグリッパを押し広げることで、ラッチされる。なお、当該ラッチ操作では、エクステンションロッドを下降しつつ、内側エクステンションロッドの下端を、後備炉停止制御棒のハンドリングヘッド底部に押し当てることで、内側エクステンションロッドの下端を外側エクステンションロッドの内側に収納する。また、上記ラッチ操作では、内側エクステンションロッドが外側エクステンションロッドに対して、相対的に上方に移動するため、内側エクステンションロッドの上部に設けられたアーマチュアと外側エクステンションロッドに接続された後備炉停止制御棒駆動機構の電磁石のギャップがなくなり、電磁石の励磁コイルを励磁することで、内側エクステンションロッドの位置を固定できる状態となる。後備炉停止制御棒ラッチ時にあつては、内側エクステンションロッドは、上部に設けられたアーマチュアが、外側エクステンションロッドに接続された後備炉停止制御棒駆動機構の電磁石に吸着されることで、その位置が固定されるため、後備炉停止制御棒は、エクステンションロッドと一体となり、後備炉停止制御棒駆動機構のケーシングに収納された駆動電動機（三相誘導電動機）により、減速機を介して、外側エクステンションロッドに接続されたボールナットスクリュを回転させることで、上下駆動される。駆動ストロークは約 65cm であり、通常運転時の高温状態において、後備炉停止制御棒は、当該ストロークに保持されるものとする。駆動電動機に設けられた電磁ブレーキにより、後備炉停止制御棒上下駆動の停止及び停止中の位置保持が行われる。後備炉停止制御棒の位置は、駆動電動機に設けられたシンクロ発信器により検出される。

内側エクステンションロッドが電磁石により固定され、後備炉停止制御棒をラッチした状態においては、後備炉停止制御棒駆動機構上部案内管に設けた加速スプリングが加速管を介して圧縮されるものとする。原子炉スクラム時には、後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により、内側エクステンションロッドは、自重及びスプリングにより下方に移動し、外側エクステンションロッドの外側に押し出されるため、後備炉停止制御棒がデラッチ（切り離し）される。後備炉停止制御棒は、自重及びスプリングにより加速されて、炉心に落下・挿入され、原子炉は停止する（バネ加速重力落下方式）。万一、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも、通常運転時の高温状態において、原子炉を未臨界に移行し未臨界を維持できるものとする。炉心には、後備炉停止制御棒を所定の位置に導くため、ダッシュポットを有する後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管が設置されており、後備炉停止制御棒は、当該下部案内管内に落下・挿入される。なお、燃料交換時にあつては、全ての後備炉停止制御棒をデラッチし、炉心に挿入した状態とする。後備炉停止制御棒駆動系の主な仕様を以下に示す。

台数 2 式

駆動方式 スクラム時 バネ加速重力落下方式

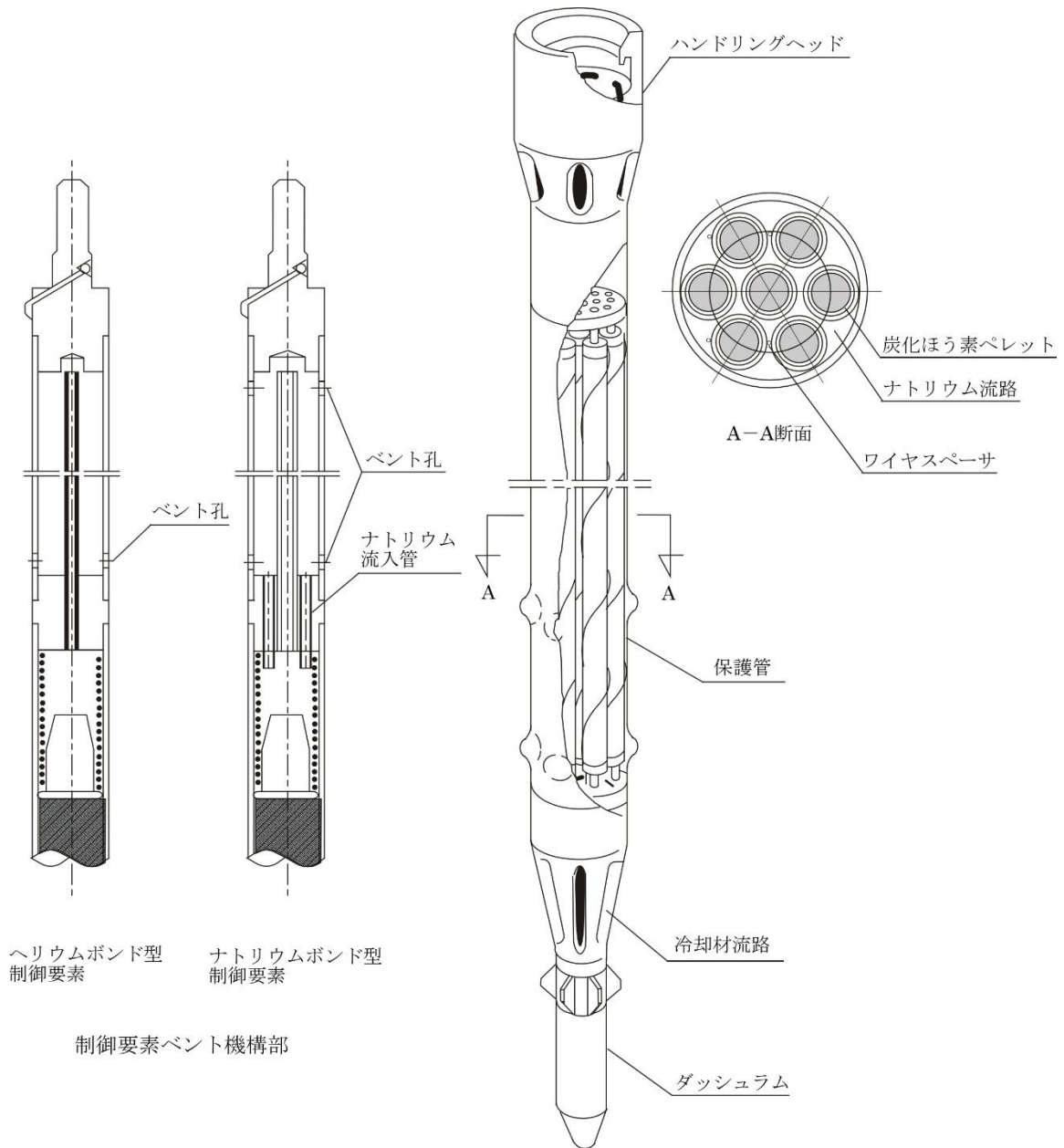
スクラム時挿入時間 0.8s 以下

(後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断から後備炉停止制御棒反応度値 90%挿入までの時間)

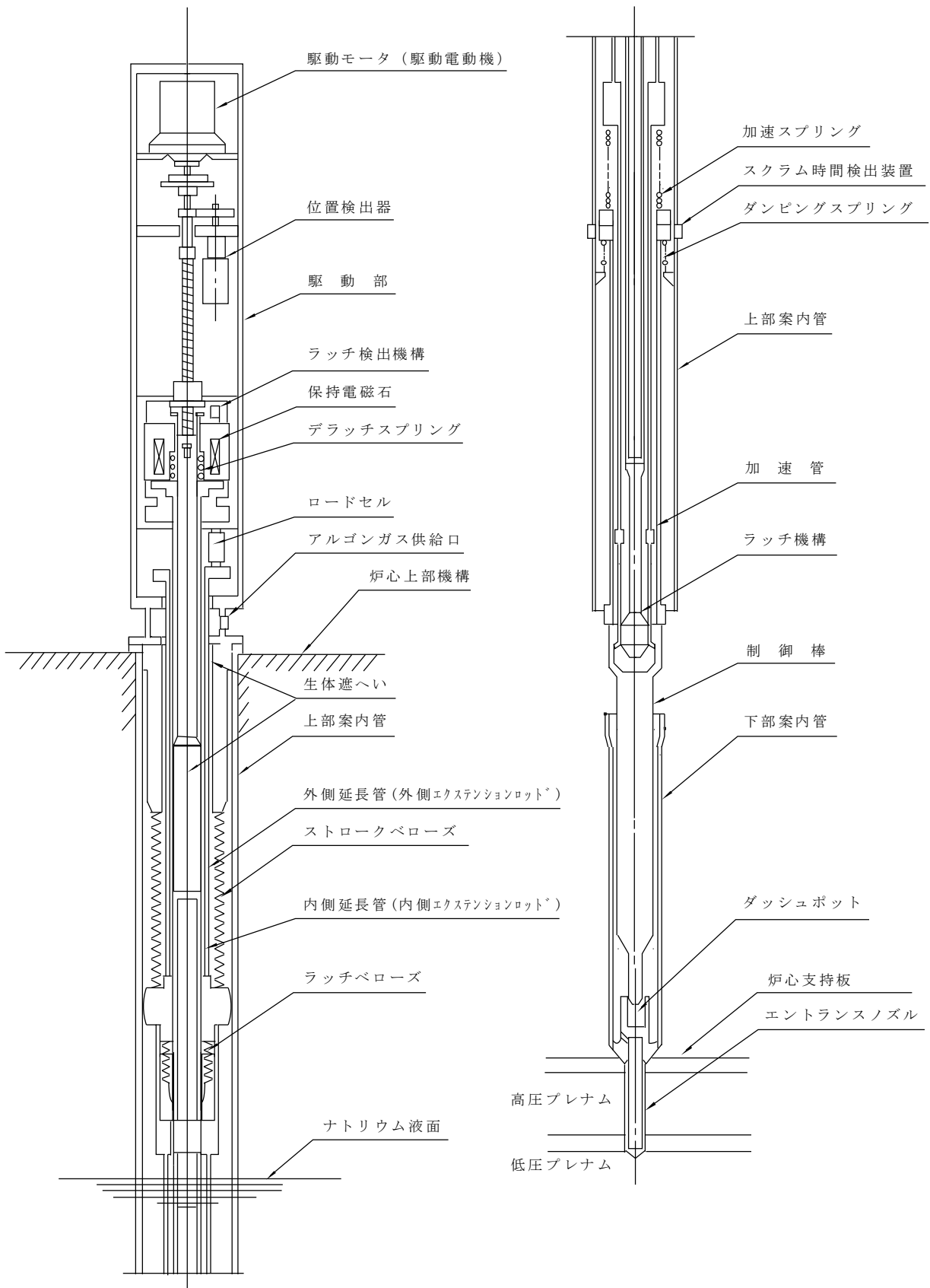
駆動速度 引抜き 13cm/min 以下

挿入 13cm/min 以下

駆動ストローク 約 65cm



第 3. 9. 1 図 制御棒



第 3.9.2 図 制御棒駆動機構

3.10 炉心構造物

炉心構造物は、炉心支持構造物と炉心バレル構造物から構成する（第3.10.1図参照）。炉心支持構造物は、炉心支持板と支持構造体で構成され、炉心バレル構造物は、バレル構造体と中性子遮へい体で構成される。原子炉容器内における1次冷却材は、原子炉容器の下部に取り付けられた冷却材入口ノズルから、原子炉容器内に流入し、炉心支持構造物を經由し、燃料集合体に導入され、原子炉容器の上部に取り付けられた冷却材出口ノズルより流出する。炉心構造物は、その耐用年数において、炉心構成要素を所定の位置に確実に保持するとともに、炉心構造物を含めた原子炉容器内部構造物等は、その変形、破損及びはく離等により、燃料集合体の冷却機能が阻害される可能性が小さくなるように、材料選定、設計及び製作を行うとともに、1次冷却材の流路は、原子炉容器内部構造物の変形、破損及びはく離等が生じた場合にあっても、炉心の冷却機能を維持するよう設計する。なお、炉心構造物については、原子炉容器内の熱的条件、化学的条件及び放射線条件を踏まえ、使用経験が豊富なオーステナイト系ステンレス鋼を使用するものとする。炉心構造物の主な仕様を以下に示す。

材料 オーステナイト系ステンレス鋼

全高 約 3,680mm

外径 約 2,520mm

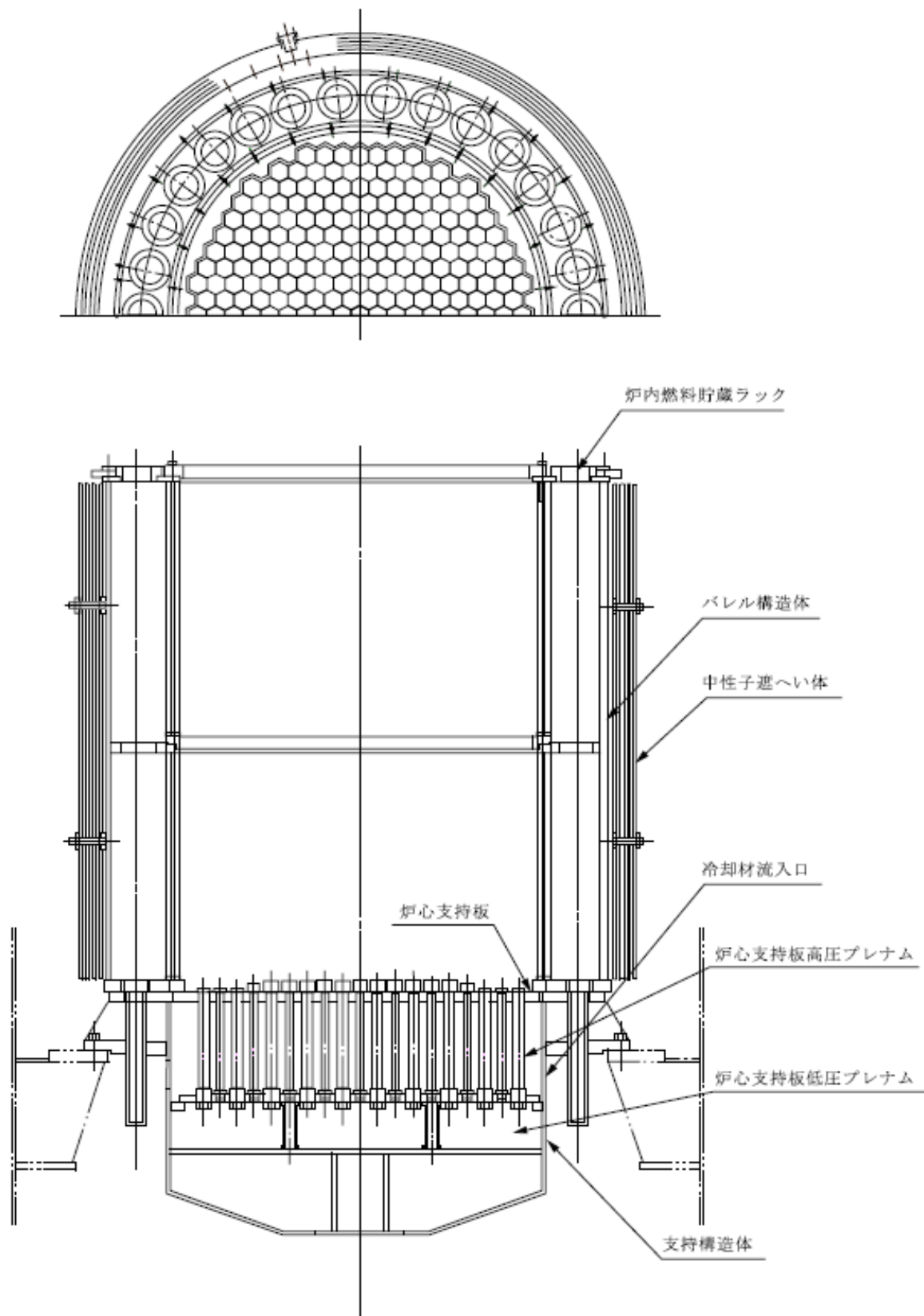
設計圧力（高圧プレナム圧力） $7.2\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ （約 $0.71\text{MPa}[\text{gage}]$ ）

炉心支持構造物は、炉心構成要素を下部から支持するとともに、原子炉容器内の1次冷却材の流路の一部を形成するものである。主な機能を以下に示す。

- (1) 炉心重量を支持する。
- (2) 炉心構成要素の下端の位置を決定し、整列させる。
- (3) 原子炉容器内の1次冷却材の流路の一部を形成するとともに、燃料集合体等に対して、その出力分布に応じた冷却材流量を配分する。なお、冷却材流量の配分は、十分な実験的研究に基づき、正確に行えるように配慮する。
- (4) ハイドロリックホールドダウンにより、炉心燃料集合体を炉心支持板に保持する。

炉心バレル構造物は、炉心構成要素を側面から支持するとともに、原子炉容器の中性子照射量を低減するための遮蔽として機能するものとする。なお、バレル構造体には、炉内燃料貯蔵ラックが形成される。主な機能を以下に示す。

- (1) 炉心構成要素を側面から支持し、水平方向の所定の位置に整列させる。
- (2) 炉内燃料貯蔵ラックを形成し、炉心構成要素の一時貯蔵及び冷却を行う。なお、炉内燃料貯蔵ラックには、30体の炉心構成要素を装荷できるものとする。
- (3) 炉心の外側に漏れ出る中性子を遮蔽する。



第 3.10.1 図 炉心構造物

3.11 原子炉容器

原子炉容器は、円筒形の胴部に、全半球形鏡板を底部に付した鋼製容器であり、所要のノズルを有する（第3.11.1図参照）。原子炉容器の主要ノズルは、冷却材入口ノズル及び冷却材出口ノズルであり、冷却材入口ノズルについては原子炉容器の下部の全半球形鏡板の2ヶ所に、冷却材出口ノズルについては原子炉容器の胴部の上部の2ヶ所に取り付けられる。また、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近には、炉心構造物を支持する炉心支持台（コアサポート）が設けられる。1次冷却材は、冷却材入口ノズルより原子炉容器内に流入し、原子炉容器底部の全半球形鏡板と炉心構造物の間に形成される高圧プレナムを經由して、炉心構造物内に導入される。その後、1次冷却材は、炉心構造物及び炉心構成要素を經由して、最終的に、冷却材出口ノズルより流出する。なお、原子炉容器の上部には、回転プラグが設けられる。

原子炉容器にあつては、原子炉容器本体が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、後述する回転プラグは原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬時的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有するように設計する。また、原子炉容器において冷却材を保持する部分については、二重構造（リークジャケットを有する構造）とするとともに、仕切板等により容積を制限することにより、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を1次主冷却系による崩壊熱の除去に必要な高さ（原子炉容器通常ナトリウム液位－810mm）に保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙には、容器形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積する下部の適切な位置に、単純な構造を用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を複数設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材（ナトリウム）の漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できるものとする。なお、当該二重構造の間隙には、窒素ガス予熱系の予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスを通気し、原子炉容器を予熱できるものとする。

原子炉容器は、その上部フランジを、ペDESTAL（原子炉建物の一部）に固定し、支持されるものとする。また、原子炉容器の底部には、同心円筒振止め構造のスカートを設け、生体遮へいコンクリート（原子炉建物の一部）で支持するものとし、原子炉容器の熱膨張を吸収する一方で、地震力等による原子炉容器の振動を防止する。

高速中性子が照射される炉心部付近の原子炉容器壁は、不連続点や応力集中が生じない形状とするとともに、炉心の第9、10列に装荷された遮へい集合体や炉心構造物の中性子遮へい体（多層構造）等により、プラント寿命中の過度の高速中性子照射を防止し、有効運転時間20年間の寿命中に中性子照射に起因する損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものとし、かつ、原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射による機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出して、その健全性を確認できる構造とする。また、原子炉スクラム時の急激な

熱衝撃を低減するため、原子炉容器内壁には、熱遮へい板を取り付けるものとする。原子炉容器の主な仕様を以下に示す。

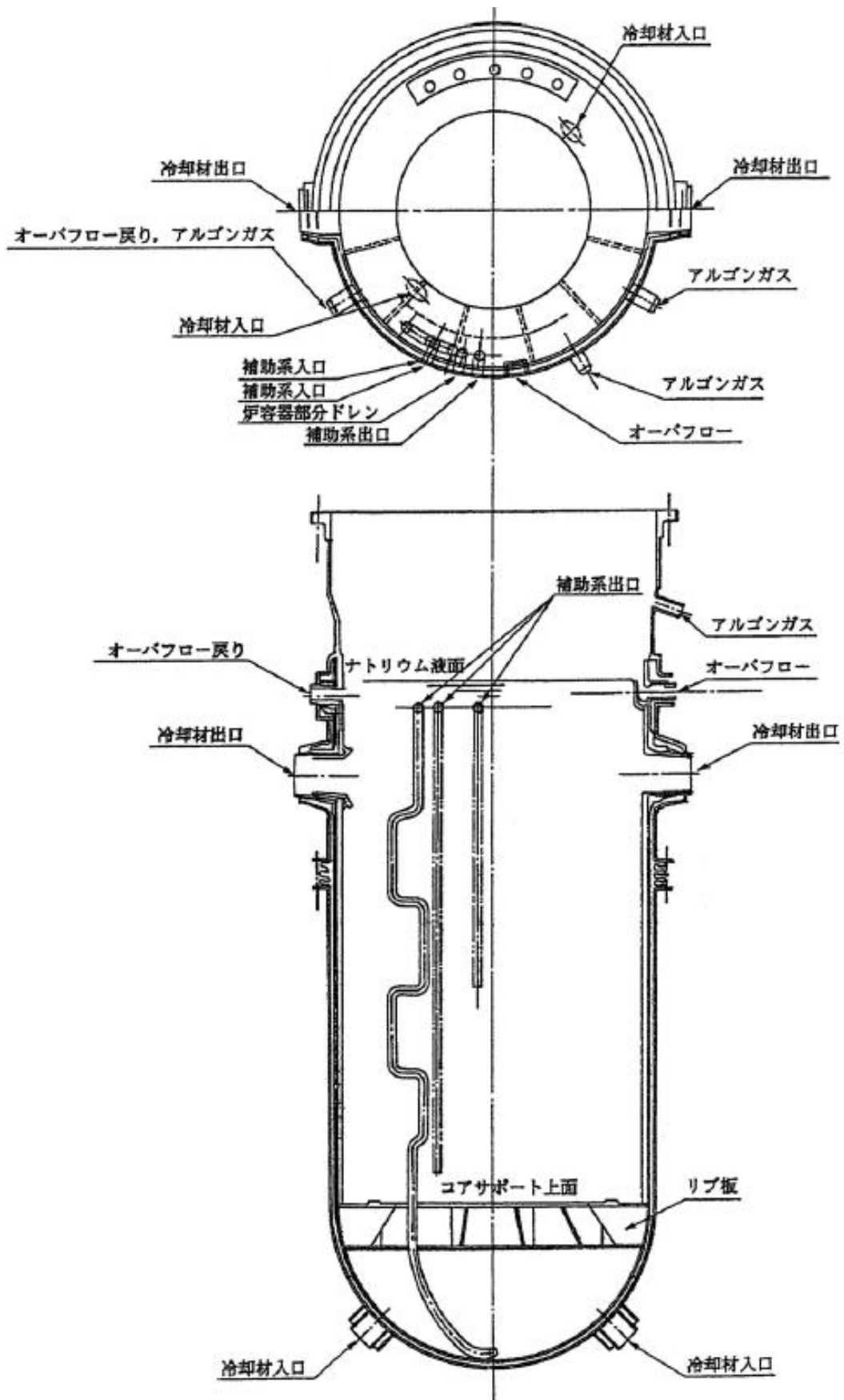
型式 たて置円筒形二重容器
材料 オーステナイト系ステンレス鋼（SUS304）
全高 約10m
胴内径 約3.6m
胴厚さ 約25mm
高圧プレナム壁厚さ 約25mm
設計圧力 上部 1.0kg/cm²[gage]（約98kPa[gage]）
高圧プレナム 7.2kg/cm²[gage]（約0.71MPa[gage]）
運転圧力 上部 約0.01kg/cm²[gage]以下（約0.98kPa[gage]以下）（カバーガス部）
高圧プレナム 約5kg/cm²[gage]以下（約0.49MPa[gage]以下）
設計温度 550℃
運転温度 原子炉容器入口冷却材温度 約350℃
原子炉容器出口冷却材温度 約456℃
設計制限中性子照射量（>1MeV） 10²⁰n/cm²
加熱冷却速度 50℃/h

多量の放射性物質等を放出する事故等時

原子炉容器には、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、コンクリート遮へい体冷却系により、原子炉容器外壁に窒素ガスを通気し、原子炉停止後の炉心を冷却できるようにリークジャケットを整備する。

リークジャケットは原子炉容器等の原子炉冷却材バウンダリの外周に独立に設置する。リークジャケットの主な仕様を以下に示す。

材料 オーステナイト系ステンレス鋼（SUS304）
胴内径 約3.7m
胴厚さ 約12mm



第 3.11.1 図 原子炉容器

3.12 放射線遮蔽体

原子炉施設には、原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグラフィット及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。

3.12.1 回転プラグ

回転プラグは、大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構から構成する。炉心上部機構は小回転プラグに、小回転プラグは大回転プラグに設置される。また、小回転プラグには、炉心上部機構の他に、燃料交換機用孔（燃料出入孔と兼用）及び炉内検査孔（A）等が、大回転プラグには、小回転プラグの他に、炉内検査孔（B）及びマンホール等が設けられる。また、回転プラグには、窒素ガス冷却管等が付属される。

大回転プラグ及び小回転プラグは、異なる回転中心（偏心距離：500mm）を有し、独立に回転することができる。大回転プラグ及び小回転プラグの回転は、それぞれのプラグの外周に設けられた歯車を駆動することで行われる。なお、大回転プラグ及び小回転プラグの回転中においては、大回転プラグ及び小回転プラグはそれぞれのプラグ上面のフランジ下部に設けたボールベアリングにより支持される。当該フランジには、センターホールジャッキ機構が取り付けられており、回転時にのみ、プラグの荷重がボールベアリングに負荷されるものとする。原子炉運転中においては、小回転プラグは大回転プラグに、大回転プラグは、原子炉容器の上部フランジに直接支持されるため、ボールベアリングに負荷は生じない。また、原子炉カバーガス等のバウンダリとしての気密確保は、液体金属シールとバックアップシールにより行う。

回転プラグは、原子炉カバーガス等のバウンダリを構成するとともに、炉心からの放射線の遮蔽機能を有する。また、大回転プラグ及び小回転プラグは、燃料交換時において、小回転プラグの上面に設置される燃料交換機を所定の位置に移動させる機能等を有する。大回転プラグの直径は最大約 4,700mm、小回転プラグの直径は最大約 2,870mm である。回転プラグの構造を第 3.12.1 図に示す。

大回転プラグ及び小回転プラグに設ける遮蔽体は、4層に分類し、下方からステンレス鋼層、グラフィット層、ほう素入り鋼層、炭素鋼層から構成する。なお、ステンレス鋼層の最下層に位置する約 150mm の部分は、通常時において冷却材中に位置し、その発熱は、冷却材により除熱される。なお、当該部は、原子炉容器内冷却材液面の変動を抑制し、ガスの巻き込みを防止する機能も有する。また、大回転プラグ及び小回転プラグにおいて、原子炉容器内より上方に伝導される熱は、窒素ガスにより除熱される。

炉心上部機構は、通常運転時において、炉心の直上に位置し、遮蔽部、胴、整流板、熱電対及び熱電対案内フィンガ等から構成する（第 3.12.2 図参照）。上述のように、炉心上部機構は回転プラグの一部として、原子炉カバーガス等のバウンダリを構成するとともに、炉心からの放射線の遮蔽機能を有する。遮蔽部は、下方からステンレス鋼層、グラフィット層、ほう素入り鋼層、炭素鋼層から構成する。原子炉容器内より上方に伝導される熱は、窒素ガスにより除熱される。また、炉心上部機構は、その他に以下に示す主な機能を有する。

- (1) 下部に設けた熱電対案内フィンガに熱電対を案内保護し、燃料集合体及びその周辺部の集合体出口冷却材温度を測定する。なお、熱電対は、案内管により、炉心上部機構上面から熱電対案内フィンガ先端に導入される。

- (2) 制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管を所定の貫通孔にて案内保護し、制御棒を所定の位置に支持する。
- (3) 計測線付C型照射燃料集合体を使用する際には、計測線付C型照射燃料集合体を所定の貫通孔にて案内保護・支持する。貫通孔位置を第3.12.3図に示す。
- (4) 計測線付実験装置を使用する際には、計測線付実験装置を所定の貫通孔にて案内保護・支持する。

炉心上部機構の胴部は、熱電対案内フィンガ及び整流板等を保持するとともに、熱電対、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管、計測線付C型照射燃料集合体や計測線付実験装置の案内保護を行うものとし、炉心上部機構は、熱変形・熱衝撃を十分に考慮し、制御棒駆動機構及び制御棒駆動機構上部案内管による制御棒のラッチ、また、集合体出口冷却材温度の測定を正しく行うことができるように、炉心と炉心上部機構の相対的位置が正しく保持されるよう注意して設計するものとする。なお、熱電対案内フィンガは、熱電対先端を保護するために、整流板は、目的の集合体出口冷却材温度を可能な限り外乱を排除して測定するために設けられるものである。また、炉心上部機構のうち、高温の冷却材中に位置するものの材料には、オーステナイト系ステンレス鋼を使用するものとする。

回転プラグの主な仕様を以下に示す。

大回転プラグ及び小回転プラグ

大回転プラグ最大直径 約 4,700mm

小回転プラグ最大直径 約 2,870mm

厚さ 約 2,500mm

主要材料 ステンレス鋼、炭素鋼及びグラファイト

シール方式 主シール 液体金属

バックアップ ラバー

回転速度 約 1/20r. p. m.

炉心上部機構

全高 約 6,300mm

胴径 約 1,000mm

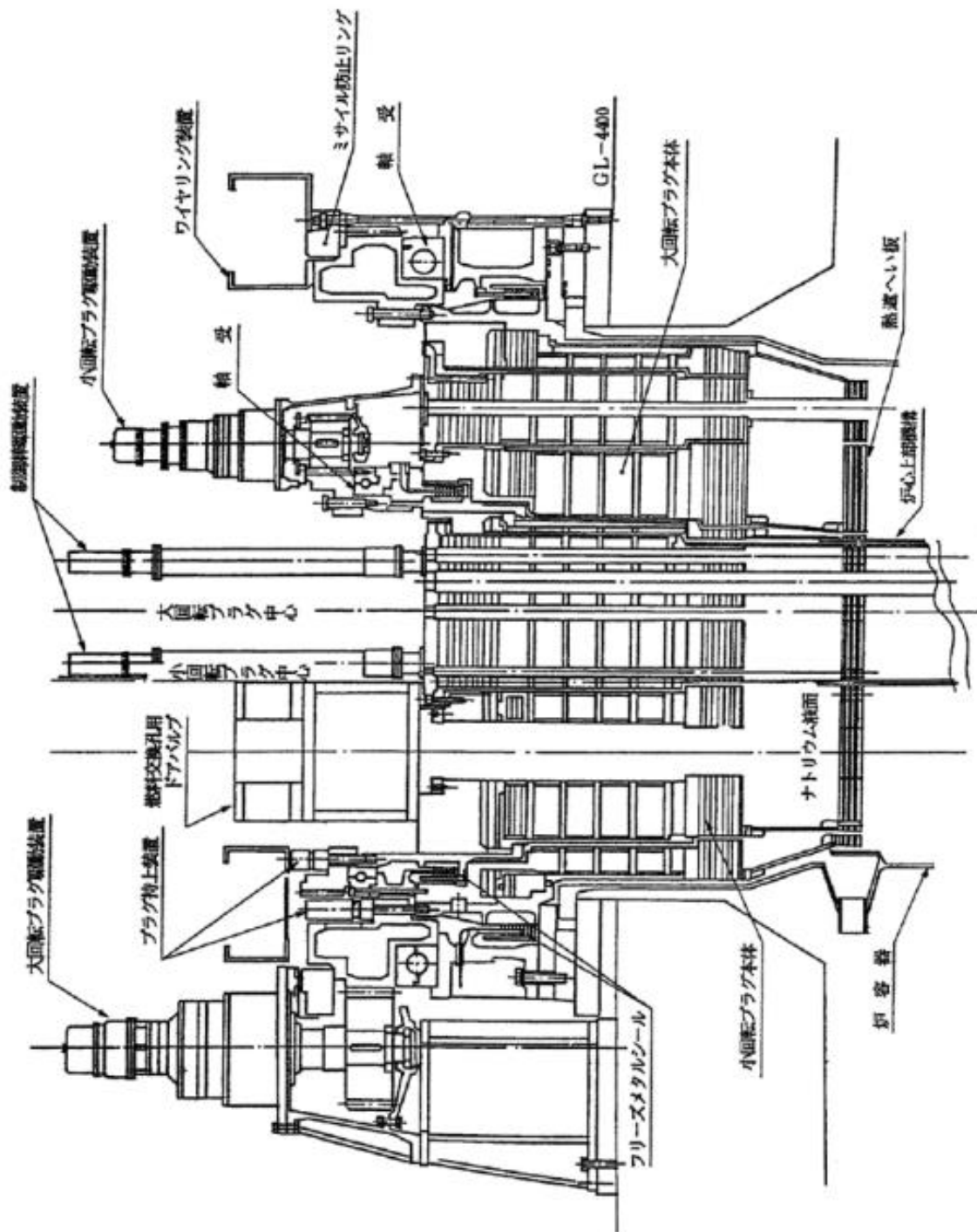
熱電対案内フィンガ数 炉心及び周辺部 115本

3.12.2 遮へいグラファイト及び生体遮へい体

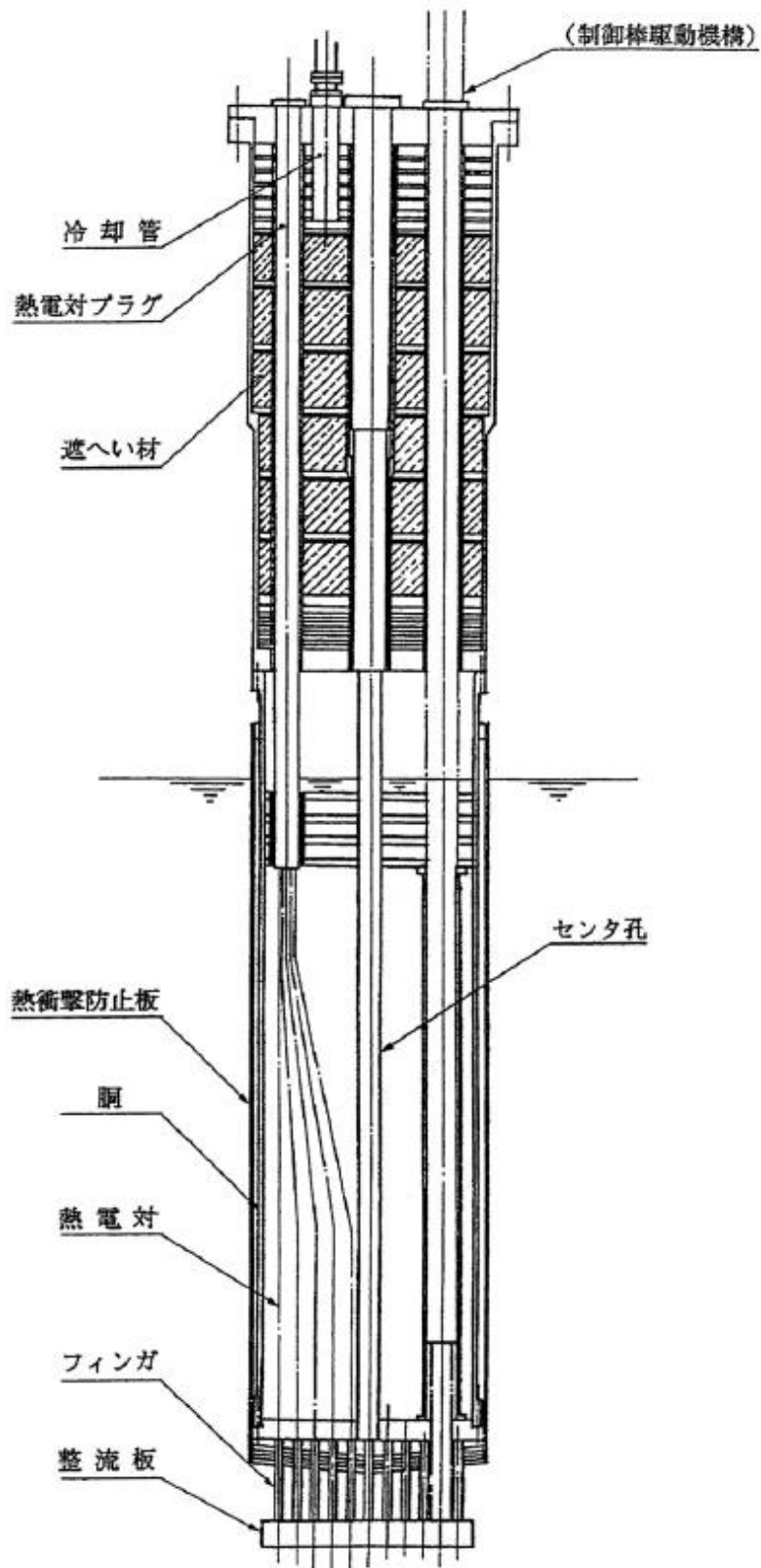
原子炉容器の周囲（側面及び下面）には、遮へいグラファイトが設置される。遮へいグラファイトは、安全容器に収納される。遮へいグラファイトは、機械加工されたグラファイトブロックを積層したもので、各ブロックはキーにより連結され、ピンにより安全容器に固定される。また、安全容器の周囲には、コンクリート製の生体遮へい体が設けられる。なお、生体遮へい体は、原子炉建物の一部を構成する。遮へいグラファイト及び生体遮へい体は、炉心から漏れ出る中性子の減速及びガンマ線の遮蔽を目的とする。主な仕様を以下に示す。

遮へいグラファイト

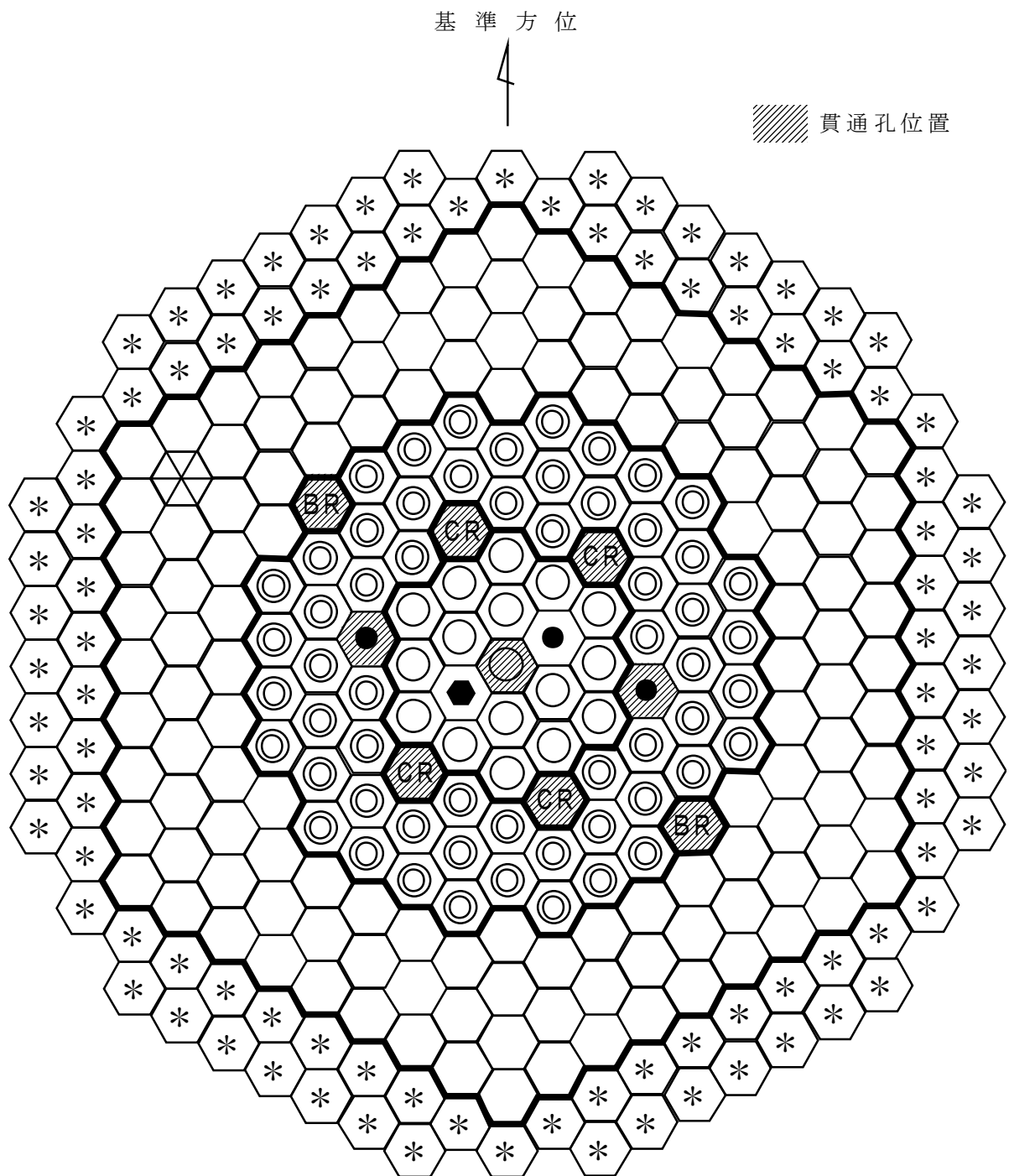
グラファイト厚さ 約 1,000mm
グラファイト材質 原子炉級
生体遮へい体
コンクリート厚さ 約 1,000mm



第 3.12.1 図 回転プラグ



第 3. 12. 2 図 炉心上部機構



- | | | | | | |
|--|---------|--|----------|--|----------|
| | 内側燃料集合体 | | 後備炉停止制御棒 | | 遮へい集合体 |
| | 外側燃料集合体 | | 中性子源 | | 照射燃料集合体 |
| | 制御棒 | | 反 射 体 | | 材料照射用反射体 |

第 3. 12. 3 図 貫通孔位置

5. 原子炉冷却系統施設

5.1 概要

原子炉冷却系統施設は、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備から構成する(第5.1.1図参照)。1次主冷却系及び2次主冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、炉心の冷却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないように、さらに、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。

ここで、その他の残留熱は、原子炉の通常運転中に炉心、原子炉冷却系統施設等の構成材、1次冷却材及び2次冷却材に蓄積された熱であり、1次主冷却系及び2次主冷却系により、崩壊熱と併せて除去する。

なお、原子炉冷却系統施設にあつては、1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当し、2次主冷却系、2次補助冷却系並びに2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系の一部が冷却材バウンダリに該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備にあつては、冷却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。アルゴンガスは、シールガス及びパージガスとしても使用される。冷却材であるナトリウムと接しない部分にあつては、予熱又は冷却等用のガスとして窒素ガスを用いる。

原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。さらに、原子炉冷却材バウンダリを構成する1次主冷却系、1次補助冷却系の機器・配管については二重構造とするとともに、仕切板等により容積を制限することにより、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を1次主冷却系による崩壊熱の除去に必要な高さ(原子炉容器通常ナトリウム液位-810mm)に保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙には、配管形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積する水平部等の適切な位置に、単純な構造を用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を複数設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材(ナトリウム)の漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できるものとする。

原子炉冷却系統施設の基本的な運転方法の概要を以下に示す。

(1) 起動準備

1次主冷却系、2次主冷却系、ナトリウム充填・ドレン設備及びアルゴンガス設備等の弁の開閉、各種ポンプの運転及びプラント各部の温度・圧力・液面等が所定の状態にあることを確認する。

(2) 主循環ポンプの起動

1次主循環ポンプ及び2次主循環ポンプを起動し、回転数制御等により、1次主冷却系の冷却材流量を約2,700t/h(2ループの合計)に、2次主冷却系の冷却材流量を約2,400t/h(2ループの合計)とし、当該流量を保持する。

(3) 温度上昇及び保持

ナトリウム予熱設備、及び1次主循環ポンプ・2次主循環ポンプの運転に伴う入熱により、1次冷却材温度を約250℃まで昇温し、保持する。

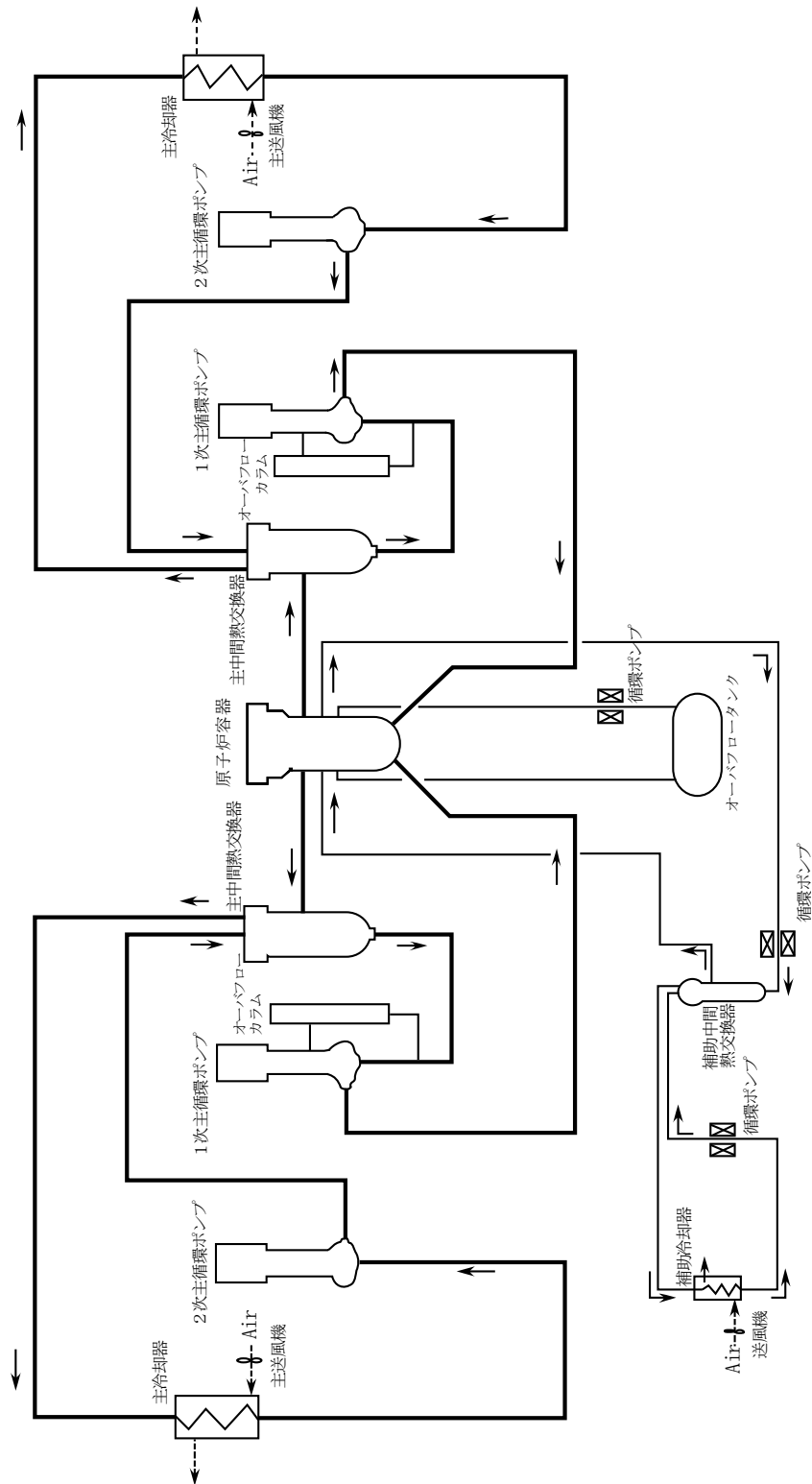
(4) 出力上昇

1次主冷却系の冷却材流量を約2,700t/h(2ループの合計)に、2次主冷却系の冷却材流量を約2,400t/h(2ループの合計)に保持し、冷却材温度が約250℃の等温状態とする。その後、制御棒を徐々に引き抜き、核加熱による系統昇温を実施する。なお、系統昇温中においては、主冷却機の主送風機を停止状態に、かつ、出入口ダンパ等を閉止した状態として、温度変化率が50℃/h以下となるように原子炉出力を調整する。また、原子炉入口冷却材温度が、目標温度(通常は350℃とし、試験目的に応じて250℃から350℃未満の温度にすることがある。)に到達後は、目標温度で一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する。

系統昇温終了後、制御棒を徐々に引き抜き、出力上昇を行う。出力上昇中における温度変化率は50℃/h以下とする。また、原子炉入口冷却材温度が、目標温度で一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する(主送風機起動を含む)。原子炉出力の監視には、核計装の指示値の他に、原子炉出口冷却材温度が用いられる。なお、試験目的に応じて、原子炉入口冷却材温度の目標温度を250℃から350℃未満とする場合は、目標出力(定格出力を上回らない出力)を定めて運転する。このような運転を必要とする試験は、材料の照射健全性を確保するために必要なデータを取得して、段階的に実施していく。

(5) 出力降下と停止

制御棒を徐々に挿入することで、出力を降下させる。出力降下時において、原子炉入口冷却材温度が、目標温度で一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する(主送風機停止を含む)。原子炉停止後、燃料交換等のため原子炉を長期に停止する場合には、必要に応じて、主冷却器の空気流量を調整し、系統降温を実施する。系統降温中における温度変化率は50℃/h以下とする。冷却材温度が約250℃に到達したところで、その温度が一定に保持されるように、主冷却器の空気流量を調節する。また、必要に応じて、ナトリウム予熱設備を使用する。



第 5.1.1 図 原子炉冷却系統図

5.2 1次主冷却系

5.2.1 概要

原子炉施設には、一次冷却設備として、1次主冷却系を設ける。1次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回路には1次主循環ポンプを、また、1次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、オーバフローカラムを設ける。1次冷却材には、液体ナトリウムが用いられ、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、炉心の冷却を行った後、又は原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去した後、主中間熱交換器で2次冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。1次主冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、予想される静的及び動的圧力、熱応力、地震力等あるいはそれらの組合せに対し十分に耐えるように、また、2次主冷却系と相まって、適切な冷却能力を有するように設計する。主な仕様を以下に示す。

原子炉熱出力 100MW

全流量 約 2,700t/h

ループ（回路）数 2回路

1ループ当たりの流量 約 1,350t/h

原子炉出口冷却材温度 約 456℃*

原子炉入口冷却材温度 約 250～約 350℃

原子炉入口冷却材圧力 約 5kg/cm²[gage] (約 0.49MPa[gage])

*：原子炉入口冷却材温度約 350℃における値である。

設計温度 ホットレグ 550℃

コールドレグ 450℃

5.2.2 主要設備

5.2.2.1 主中間熱交換器

主中間熱交換器は、1次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。主中間熱交換器は、たて置シェルアンドチューブ型熱交換器（第5.2.1図参照）であり、1次冷却材は胴側側面の1次入口ノズルから流入し、伝熱管外側を下向きに流れ、胴側下方の出口ノズルから流出する。2次冷却材は上端中央入口ノズルから下降管を通過して下部プレナムに入り伝熱管内を上昇し、上部プレナムを通過して上端の出口ノズルから流出する。主中間熱交換器は保守点検が容易なように内部を引き出すことができる構造とする。また、下部プレナムの軸方向変位を可能とすることによって、伝熱管の熱応力を緩和する。なお、1次冷却材（1次主冷却系）の圧力は、2次冷却材（2次主冷却系）より低くするものとし、万一の伝熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流入し、1次冷却材中の放射性物質が、2次冷却材中に混入すること（汚染が拡大すること）を防止できるものとする。主中間熱交換器の主な仕様を以下に示す。

型式 たて置シェルアンドチューブ型

基数 2基

容量(定格) 50MW/基

使用材料 ステンレス鋼

設計圧力(耐圧部) 胴部 $1\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $98\text{kPa}[\text{gage}]$)

管部 $5\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.49\text{MPa}[\text{gage}]$)

設計温度 550°C

1次冷却材流量 約 $1,350\text{t}/\text{h}/\text{基}$

2次冷却材流量 約 $1,200\text{t}/\text{h}/\text{基}$

5.2.2.2 1次主循環ポンプ

1次主循環ポンプは、1次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。1次主循環ポンプは、たて軸自由液面型遠心式ポンプ(第5.2.2図参照)であり、ポンプ本体(内部構造)と本体を収納するアウターケーシングから構成する。ポンプ本体は、インペラ、ディフューザ、軸、軸受、軸封機構、熱遮へい及びガンマ線遮へいプラグ等を組み立てたものであり、メンテナンス時には、配管に溶接されたアウターケーシングを残して、ポンプ本体のみを引き出すことができる構造を有する。外ケーシングのうち、冷却材であるナトリウムに接液する部分には、ジャケットを設け、二重構造とし、万一、当該部(原子炉冷却材バウンダリ)の破損が生じた場合にあっても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止できるものとする。また、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、ナトリウム漏えいの早期検知を図る。

主中間熱交換器出口から、1次主循環ポンプに流入する冷却材は、アウターケーシングの吸込口から主循環ポンプ内部に導入され、インペラにより加圧された後、ディフューザを経由し、高圧室を通過して、吐出口から流出する。また、高圧の冷却材の一部は、ポンプ本体下部のナトリウム潤滑静圧軸受に供給され、当該静圧軸受から流出した冷却材は、主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するために設けたオーバフローノズルからオーバフローコラムに導入される。

1次主循環ポンプは、冷却材の自由液面を有する。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いる。また、その原子炉カバーガス等のバウンダリにおいては、メカニカルシールを使用する。1次主循環ポンプのメカニカルシール及び軸受には、潤滑油を用いるものとするが、潤滑油の供給等に用いる潤滑油ポンプ等については、密封回路とし、カバーガスの漏えいを防止できるものとするとともに、供給した潤滑油が冷却材中に混入することを防止できる構造とする。

ポンプ本体は、軸継手を介して、その上部に設置された駆動用主電動機と接続される。1次主循環ポンプの流量は、当該主電動機の回転数を制御することで調整する。流量調整範囲は、約10~100%の間で連続可変とする。また、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時(外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除く。)には、1次主循環ポンプの回転数が約10秒の時定数で慣性降下するものとし、1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転(低速運転:ランバック制御)にて一定流量で運転できるものとする。なお、1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合にあっては、1次主循環ポンプの

回転数が約 10 秒の時定数で慣性降下し、1 次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環運転による一定流量運転に移行するものとする。1 次主循環ポンプの主な仕様を以下に示す。

型式 たて軸自由液面型遠心式
基数 2 基
容量（定格） 約 1,350t/h/基
揚程（定格） 約 60mNa
運転温度 約 350℃
設計温度 450℃

5.2.2.3 配管

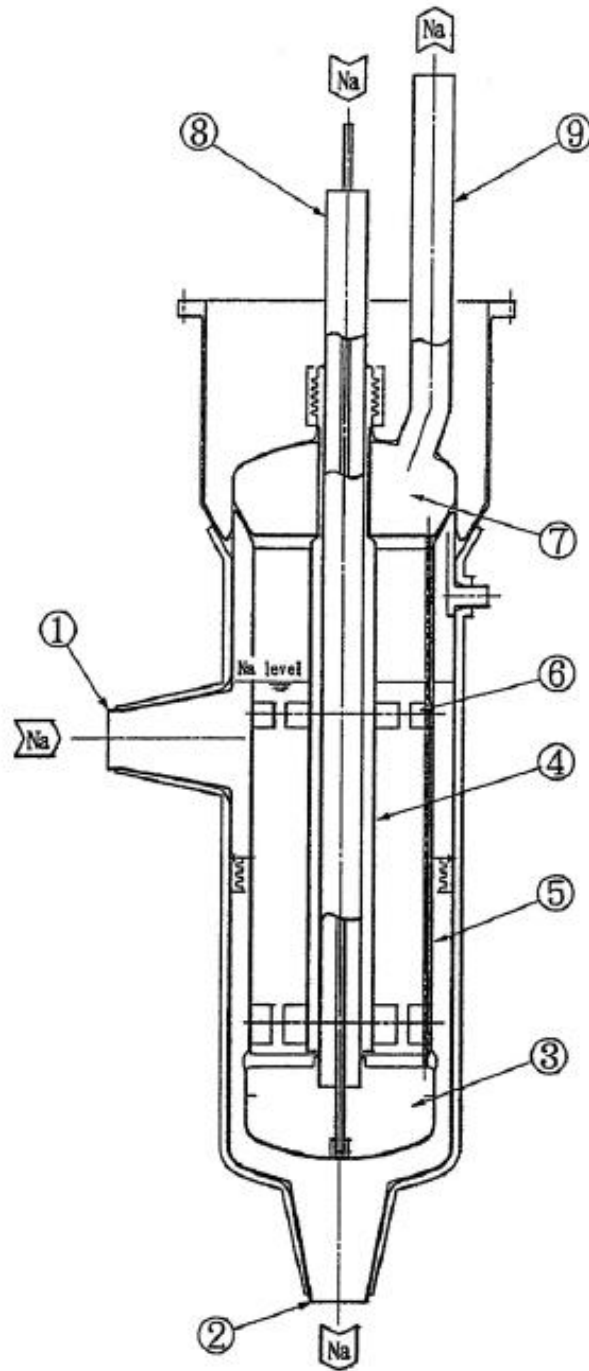
1 次冷却材は、原子炉容器出口ノズルより流出し、主中間熱交換器及び 1 次主循環ポンプを經由して、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に還流する。これらの機器を接続する配管は、ステンレス鋼製の二重管構造（配管（内側）及び配管（外側）から構成）とし、万一、原子炉冷却材バウンダリである配管（内側）の破損が生じた場合にあっては、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止できるものとする。また、1 次主冷却系には、1 次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するためのオーバフローカラム、及び原子炉容器入口ノズルの上流に原子炉容器内の 1 次冷却材が逆流することを防止するための逆止弁を設ける。配管の主な仕様を以下に示す。

材質 ステンレス鋼
外形寸法 約 510mm（原子炉容器出口配管）

5.2.2.4 多量の放射性物質等を放出する事故等時

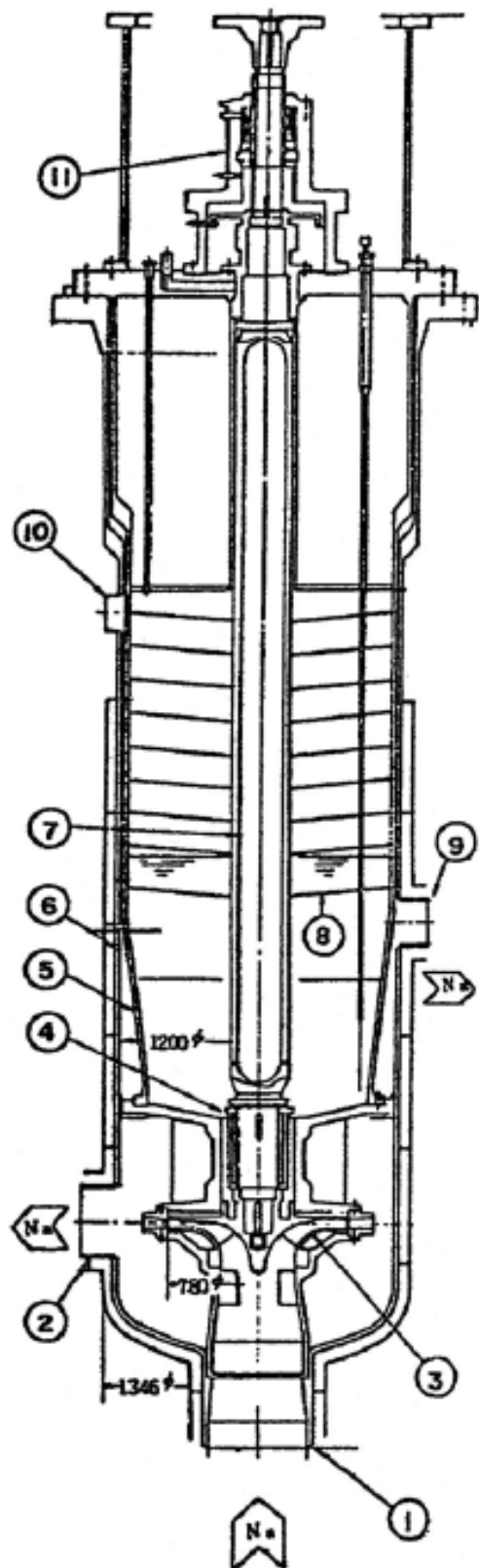
1 次主冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、1 次主冷却系配管において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位（原子炉容器通常ナトリウム液位-4,000mm）を確保するものとする。

原子炉容器入口配管の高所部は、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位よりも高い位置とし、かつ、冷却材漏えい時に受動的に機能する 1 次主冷却系サイフォンブレイク配管を設けることで、1 次主冷却系において、設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいした場合にあっては、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保する設計とする。



5	外側シュラウド		
4	内側シュラウド	9	2次ナトリウム出口ノズル
3	2次側下部プレナム	8	2次ナトリウム入口ノズル
2	1次ナトリウム出口ノズル	7	2次側上部プレナム
1	1次ナトリウム入口ノズル	6	内 胴 窓

第 5.2.1 図 主中間熱交換器



		11	上部軸封部
5	インナーケーシング	10	Ar ガスノズル
4	ナトリウムベアリング	9	オーバーフローノズル
3	インペラ	8	熱遮へい板
2	吐出ノズル	7	シャフト
1	吸込ノズル	6	アウターケーシング

第 5.2.2 図 1 次主循環ポンプ

5.3 2次主冷却系

5.3.1 概要

原子炉施設には、二次冷却設備として、2次主冷却系を設ける。2次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回路には2次主循環ポンプを、また、2次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、2次主冷却系オーバフロータンクを設ける。2次冷却材には、液体ナトリウムが用いられ、第5.1.1図に示すように、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、主中間熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送し、主中間熱交換器に還流する。主な仕様を以下に示す。

全除熱量 100MW

ループ（回路）数 2回路

1ループ当たりの流量 約1,200t/h

主中間熱交換器出口冷却材温度 約440℃*

主中間熱交換器入口冷却材温度 約320℃*

*：原子炉入口冷却材温度約350℃における値である。

設計圧力 5kg/cm²[gage]（約0.49MPa[gage]）（2次主循環ポンプ出口）

設計温度 ホットレグ 520℃

コールドレグ 400℃

大気 40℃

5.3.2 主要設備

5.3.2.1 主冷却機

主冷却機は2基を1式とし、2次主冷却系の二つのループに1式ずつ設けられる。主冷却機は、多数のフィン付管を水平に配列した（フィン付空冷多管式）主冷却器及び主冷却器に空気を送り込む主送風機設備等から構成する（第5.3.1図参照）。2次冷却材は、主冷却器のフィン付管内に導入される。主送風機により送り込まれる空気は、フィン付管の下方から導入され、フィン付管外側のギャップを通過して上向きに流れ、熱交換した後、大気中に排出される。主送風機設備は、主送風機、インレットベーン、出入口ダンパ及びダクト類等から構成する。主送風機は、通常運転時において、一定出力で運転されており、主冷却器の空気流量は、インレットベーンと入口ダンパの開度を調整することで制御される（出口ダンパは一定開度で保持）。なお、インレットベーンと入口ダンパの開度は、原子炉冷却材温度制御系により調整される。各主冷却器の空気流量調整範囲は定格空気流量の約5～100%である。また、原子炉停止（原子炉保護系（スクラム）の作動によるものを含む。）時には、主送風機は停止され、除熱は自然通風により行われる。なお、主送風機には、主送風機の停止が必要となった場合に、その停止を迅速に行うための電磁ブレーキが設けられている。原子炉停止時における自然通風除熱時においては、原子炉冷却材温度制御系により、インレットベーンと入口ダンパの開度を調整できるものとするとともに、必要な場合に、手動操作によりインレットベーン及び出入口ダンパを開閉できるものとする。主冷却機の主な仕様を以下に示す。

型式 フィン付空冷多管式
数量 2式 (2基/式)
容量 (定格) 50MW/式 (25MW/基)
設計圧力 $3\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.29\text{MPa}[\text{gage}]$) (冷却材バウンダリ)
設計温度 520°C (冷却材バウンダリ)
 40°C (大気)
空気出口温度 約 330°C
最大空気流量 約 $8,500\text{Nm}^3/\text{min}/\text{基}$

5.3.2.2 2次主循環ポンプ

2次主循環ポンプは、2次主冷却系の二つのループに1基ずつ設けられる。2次主循環ポンプは、たて軸自由液面型遠心式ポンプ(第5.3.2図参照)であり、ポンプ本体(内部構造)と本体を収納するアウターケーシングから構成する。ポンプ本体は、インペラ、ディフューザ、軸、軸受、軸封機構及び熱遮へい等を組み立てたものであり、メンテナンス時には、配管に溶接されたアウターケーシングを残して、ポンプ本体のみを引き出すことができる構造を有する。

主冷却器出口から、2次主循環ポンプに流入する冷却材は、アウターケーシングの吸込口から主循環ポンプ内部に導入され、インペラにより加圧された後、ディフューザを經由し、高圧室を通過して、吐出口から流出する。

2次主循環ポンプは、冷却材の自由液面を有する。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いる。ポンプ本体は、軸継手を介して、その上部に設置された駆動用電動機と接続される。流量調整範囲は、約35~100%の間で可変とする。なお、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時には、2次主循環ポンプは停止し、2次主冷却系は、自然循環運転に移行するものとする。2次主循環ポンプの主な仕様を以下に示す。

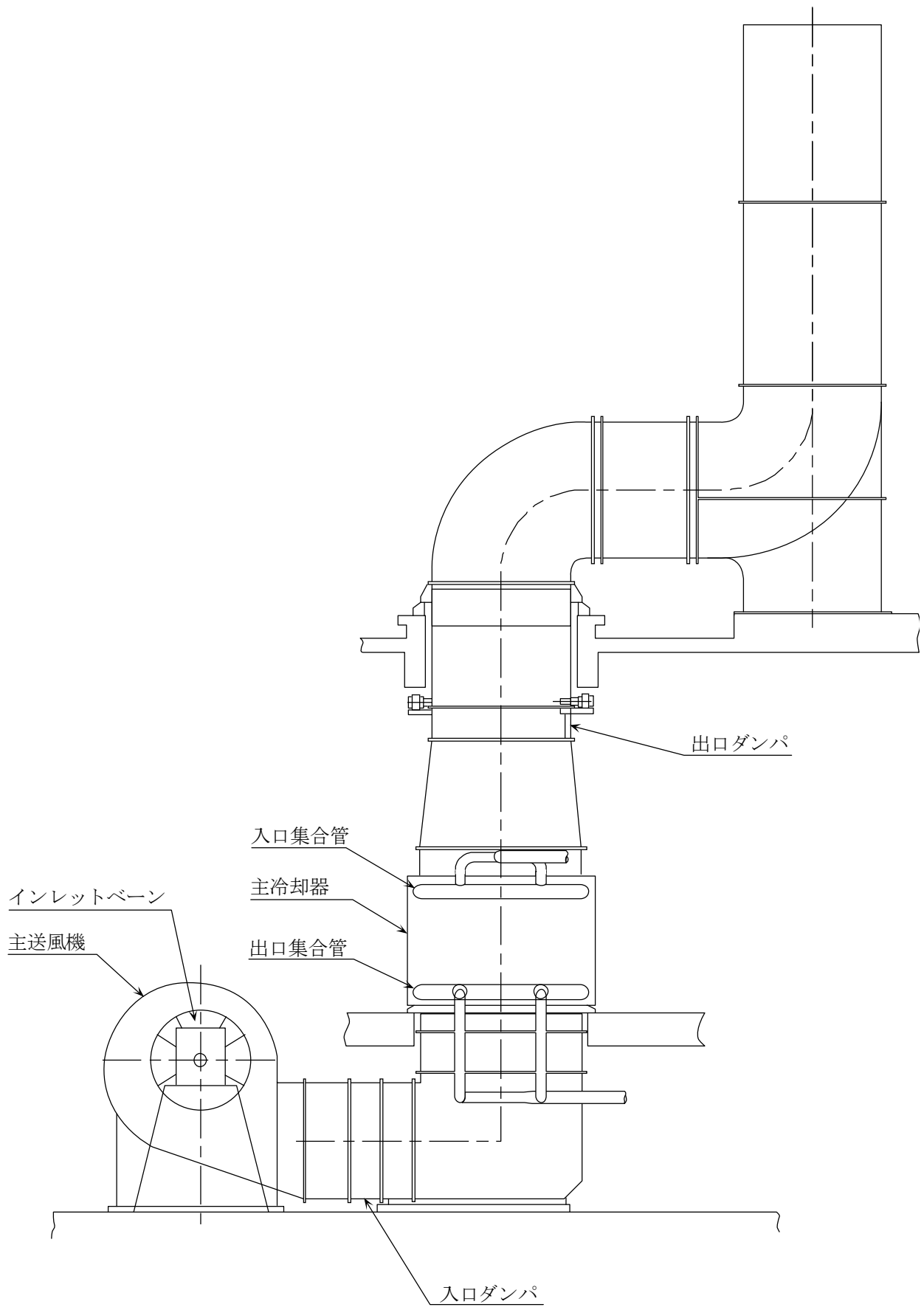
型式 たて軸自由液面型遠心式
基数 2基
容量 (定格) 約 $1,200\text{t}/\text{h}/\text{基}$
揚程 (定格) 約 40mNa
運転温度 約 320°C
設計温度 400°C

5.3.2.3 配管

2次冷却材は、主中間熱交換器出口ノズルより流出し、主冷却器及び2次主循環ポンプを經由して、主中間熱交換器入口ノズルから主中間熱交換器内に還流する。これらの機器を接続する配管は低合金鋼製とする。また、2次主冷却系には、主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するためのオーバフロータンクを設ける。配管の主な仕様を以下に示す。

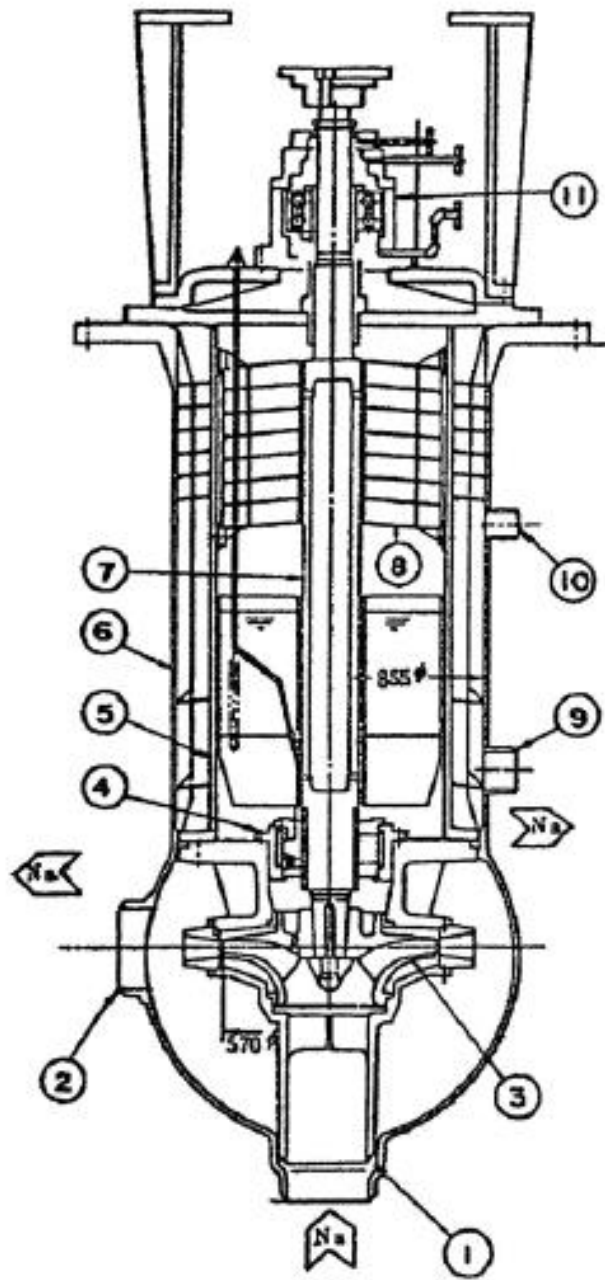
材質 低合金鋼 (2・1/4Cr-1Mo 鋼)

外形寸法 約 320mm (主中間熱交換器出入口配管)



第 5. 3. 1 図 主冷却機

53 条(1)-添付 4-129



		11	上部軸封部
5	インナーケーシング	10	Ar ガスノズル
4	ナトリウムベアリング	8	オーバフローノズル
3	インペラ	9	熱遮蔽板
2	吐出ノズル	7	シャフト
1	吸込ノズル	6	アウターケーシング

第 5.3.2 図 2 次主循環ポンプ

5.4 非常用冷却設備

1次主冷却系及び2次主冷却系は、以下の方針に基づき、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないよう、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないよう、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。

(1) 1次主冷却系

- (i) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバック制御）により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去することを基本とする。ただし、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除くものとする。
- (ii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常用冷却設備として、直流無停電電源系より電源を供給するポニーモータを各1次主循環ポンプに設ける。1次主循環ポンプの駆動用主電動機の電源が喪失した場合にあっては、1次主循環ポンプの回転数が約10秒の時定数で慣性降下し、当該回転数が設定点に達すると自動的に、1次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環運転による一定流量運転に移行するものとする。1次主循環ポンプのポニーモータによる強制循環運転により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去する。ポニーモータの主な仕様を以下に示す。

型式 たて軸直流電動機

基数 2基

出力 約2.5kW

電源 直流100V

ポニーモータ運転時の炉心流量 約5%/基（定格流量に対する割合）

- (iii) 1次主循環ポンプの駆動用主電動機及びポニーモータが使用できない場合には、1次主冷却系の冷却材の自然循環により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去する。

(2) 2次主冷却系

2次主冷却系は、冷却材の自然循環により、主中間熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する。

(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時

多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象又は全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失事象等が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、1次主冷却系の冷却材の自然循環により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、2次主冷却系の冷却材の自然循環により、主中間熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送することにより、炉心の冷却に必要な機能を有する設計とする。

5.5 補助冷却設備

原子炉施設には、1次主冷却系を使用できない場合に、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去するための補助冷却設備を設ける(第5.5.1図参照)。なお、通常運転時にあつては、補助冷却設備において、冷却材である液体ナトリウムが停滞しないよう、小流量を保持する。補助冷却設備は、1次補助冷却系及び2次補助冷却系から構成する。主な仕様を以下に示す。

全除熱量 約 2.6MW

ループ(回路)数 1回路(1次補助冷却系)

1回路(2次補助冷却系)

流量 約 56t/h(1次補助冷却系)

約 56t/h(2次補助冷却系)

補助中間熱交換器出口冷却材温度 約 330℃* (1次補助冷却系)

補助中間熱交換器入口冷却材温度 約 460℃* (1次補助冷却系)

補助中間熱交換器出口冷却材温度 約 430℃* (2次補助冷却系)

補助中間熱交換器入口冷却材温度 約 300℃* (2次補助冷却系)

* : 原子炉入口冷却材温度約 350℃における値である。

(1) 1次補助冷却系

1次補助冷却系は、一つの回路から構成し、回路には、電磁式の循環ポンプを設ける。1次補助冷却系の冷却材は、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去した後、補助中間熱交換器で2次補助冷却系の冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。1次補助冷却系の原子炉容器内吸込管の始端は、炉心上端より下方に開口するものとし、原子炉容器内の冷却材の液面が低下した場合にあつても、運転できるものとする。主な仕様を以下に示す。

(i) 補助中間熱交換器

型式 たて置シェルアンドチューブ型

基数 1基

容量 約 2.6MW

使用材料 ステンレス鋼

(ii) 循環ポンプ

型式 電磁式

基数 1基

容量 約 56t/h

(iii) 配管

材質 ステンレス鋼

外径寸法 約 110mm(原子炉容器出入口配管)

多量の放射性物質等を放出する事故等時

1次補助冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、1次補助冷却系において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合にあっても、炉心の著しい損傷を防止するため、非常用冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位（原子炉容器通常ナトリウム液位－810mm）を確保するものとする。

1次補助冷却系の原子炉容器出入口配管の高所部は、非常用冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位よりも高い位置とし、かつ、冷却材漏えい時に自動的に作動する1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁を設けることで、設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいした場合にあっても、非常用冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確保する設計とする。

(2) 2次補助冷却系

2次補助冷却系は、一つの回路から構成し、回路には、電磁式の循環ポンプを設ける。2次補助冷却系の冷却材は、補助中間熱交換器で1次補助冷却系の冷却材と熱交換した後、空冷式の補助冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送し、補助中間熱交換器に還流する（第5.5.1図参照）。主な仕様を以下に示す。

(i) 補助冷却機

型式 フィン付空冷多管式

基数 1基

容量 約2.6MW

(ii) 循環ポンプ

型式 電磁式

基数 1基

容量 約56t/h

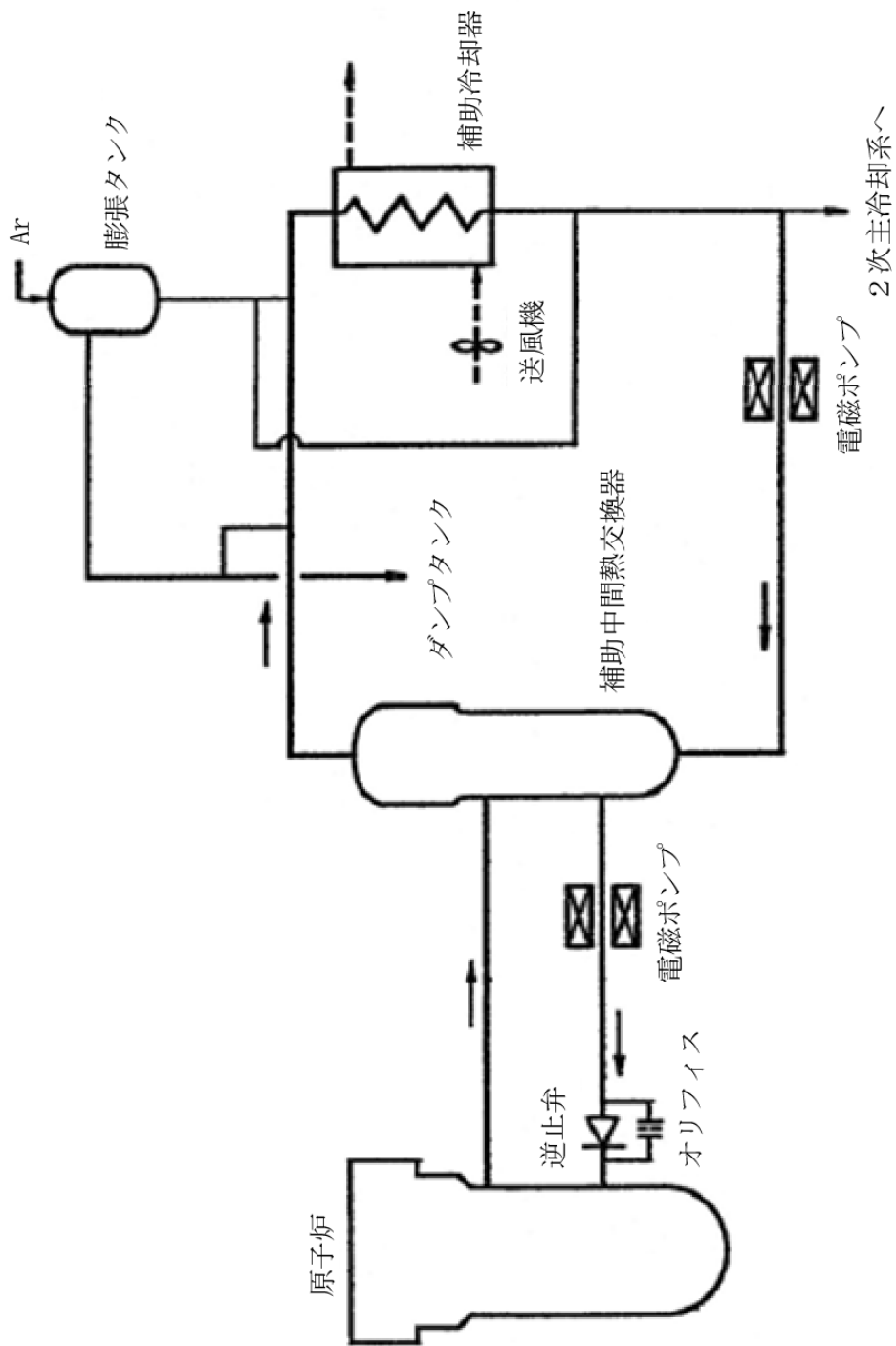
(iii) 配管

材質 低合金鋼（2・1/4Cr-1Mo鋼）

外径寸法 約90mm（補助中間熱交換器出入口配管）

(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時

補助冷却設備は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象等が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、(1)に示す1次補助冷却系により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、(2)に示す2次補助冷却系により、補助中間熱交換器で1次補助冷却材と熱交換した後、空冷式の補助冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送することにより、炉心の冷却に必要な機能を有する設計とする。



第 5.5.1 図 補助冷却設備系統図

5.6 冷却材純化設備

原子炉施設には、1次冷却材及び2次冷却材の酸化物含有量を一定値以下に制限するための冷却材純化設備を設ける。冷却材純化設備は、1次純化系及び2次純化系から構成する。主な仕様を以下に示す。

ループ（回路）数 1回路（1次純化系）

1回路（2次純化系）

流量 最大約 10t/h（1次純化系）

最大約 5.2t/h（2次純化系）

純化目標値 約 10ppm（1次純化系）

約 20ppm（2次純化系）

（1）1次純化系

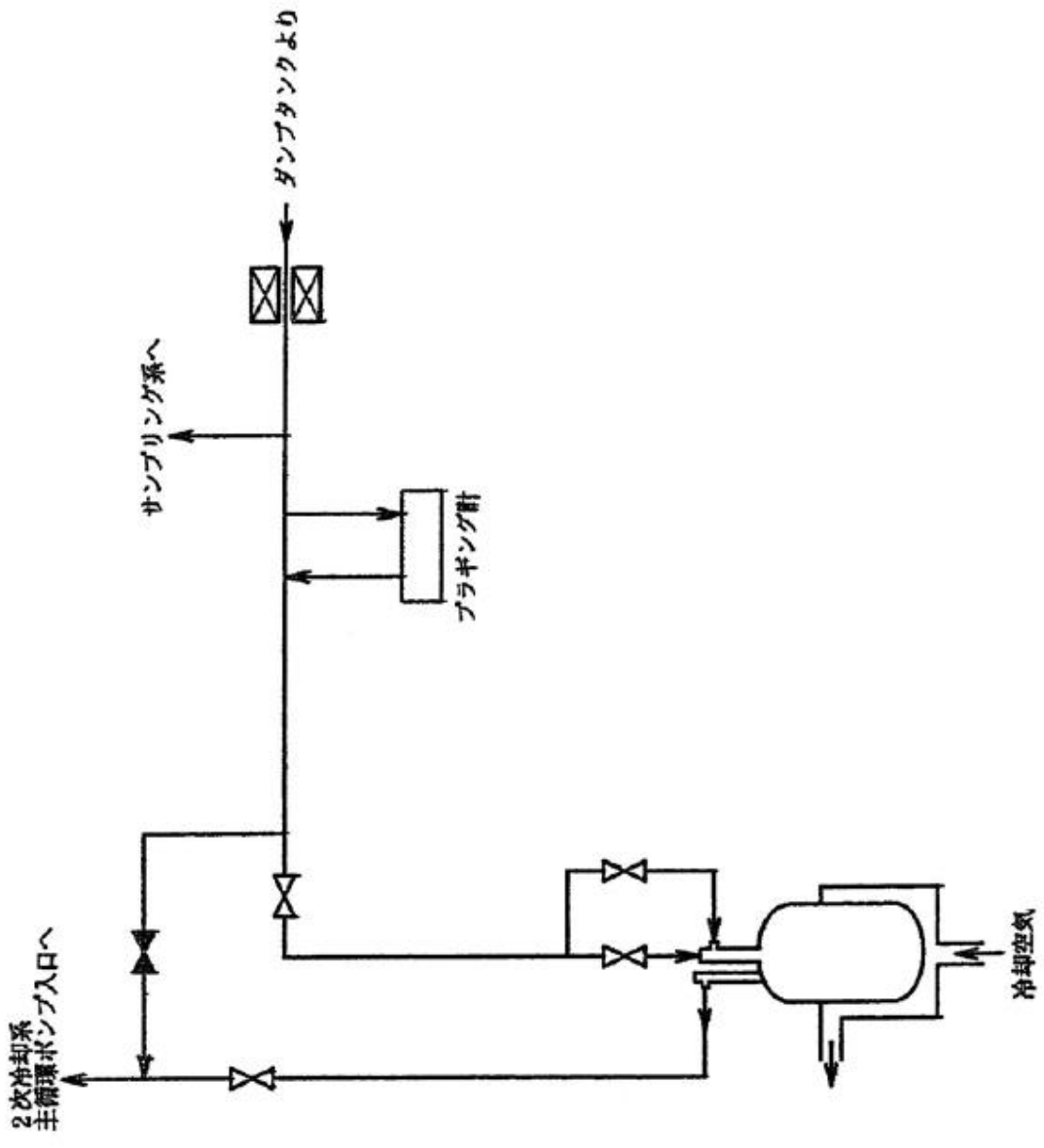
1次純化系（第5.6.1図参照）には、1次冷却材の酸化物含有量を一定値以下に制限するため、コールドトラップを設ける。コールドトラップは、冷却材であるナトリウム中の飽和酸化物濃度が温度の低下とともに減少することを利用したものである。冷却材の純化目標値は酸素濃度約 10ppm とする。なお、冷却材の純度は、ナトリウム中の飽和酸化物濃度が温度の低下とともに減少することを利用した不純物計（プラグング計）により監視し、コールドトラップの設定温度を調整することで制御される。コールドトラップの冷却には窒素ガスを用いるものとする。

（2）2次純化系

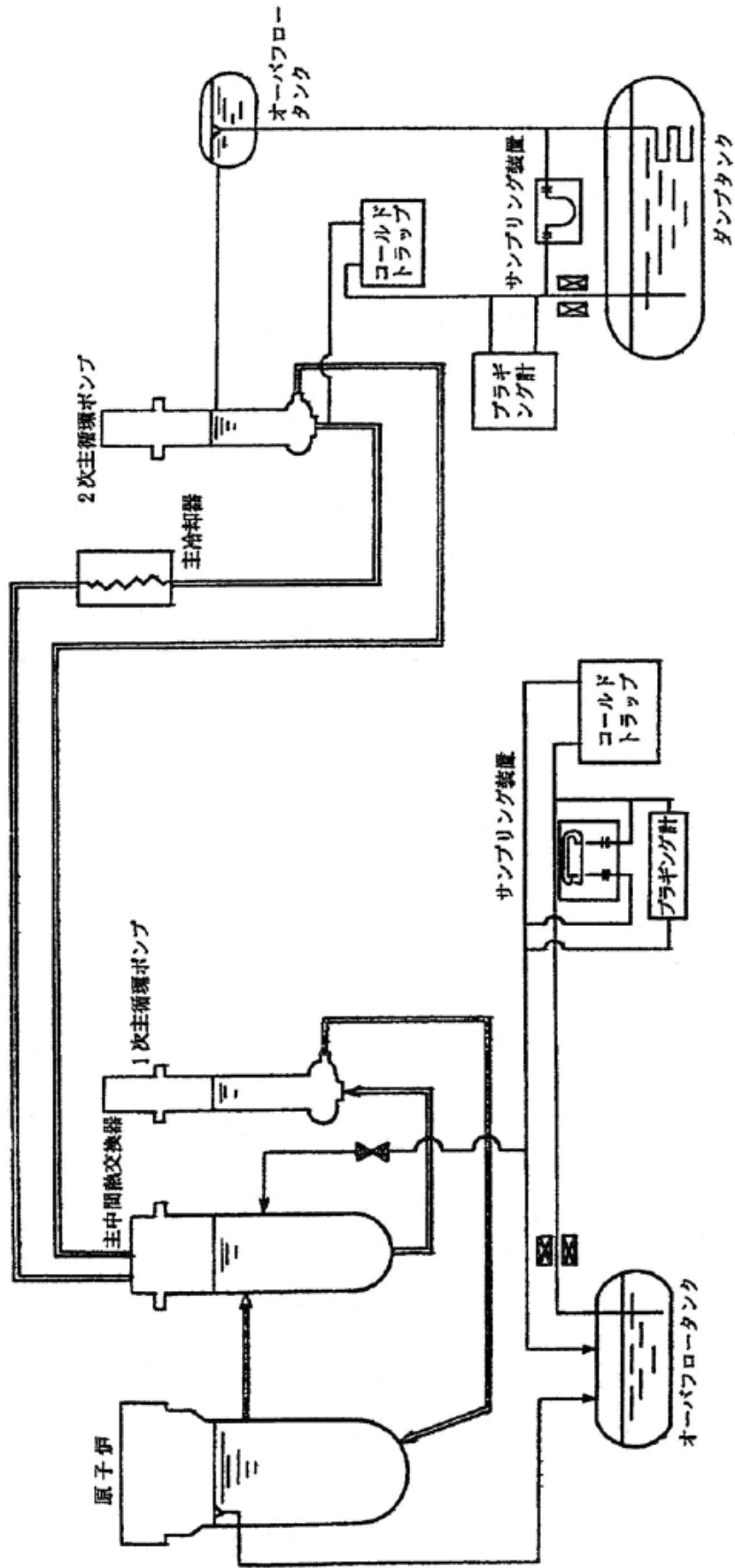
2次純化系（第5.6.2図参照）には、2次冷却材の酸化物含有量を一定値以下に制限するため、コールドトラップを設ける。冷却材の純化目標値は酸素濃度約 20ppm とする。コールドトラップの冷却には空気を用いるものとする。なお、2次補助系の冷却材については、一部を2次主冷却系と連通できるものとし、冷却材を混ぜ合わせることで純化するものとする。

（3）試料採取設備

1次純化系及び2次純化系には、試料採取設備を設ける。試料採取設備は、1次冷却材サンプリング系及び2次冷却材サンプリング系から構成する（第5.6.3図参照）。1次冷却材サンプリング系は、1次純化系のコールドトラップの入口に設けられ、当該部のナトリウムのサンプルを採取するものである。試料採取には、サンプリングコイルを使用し、サンプリングコイルに1次冷却材を充填した後、これを取り外すことで試料を採取する。2次冷却材サンプリング系は、2次純化系における2次主冷却系へのナトリウム汲上げ配管からオーバフロー配管へのバイパス配管の途中に設けられ、当該部のナトリウムのサンプルを採取するものである。試料採取には、サンプリングチューブを使用し、サンプリングチューブに2次冷却材を充填した後、これを取り外すことで試料を採取する。なお、2次冷却材サンプリング系にあっては、試料が外気に触れないように、サンプリングチューブを取り外すためのサンプリングボックスを有する。



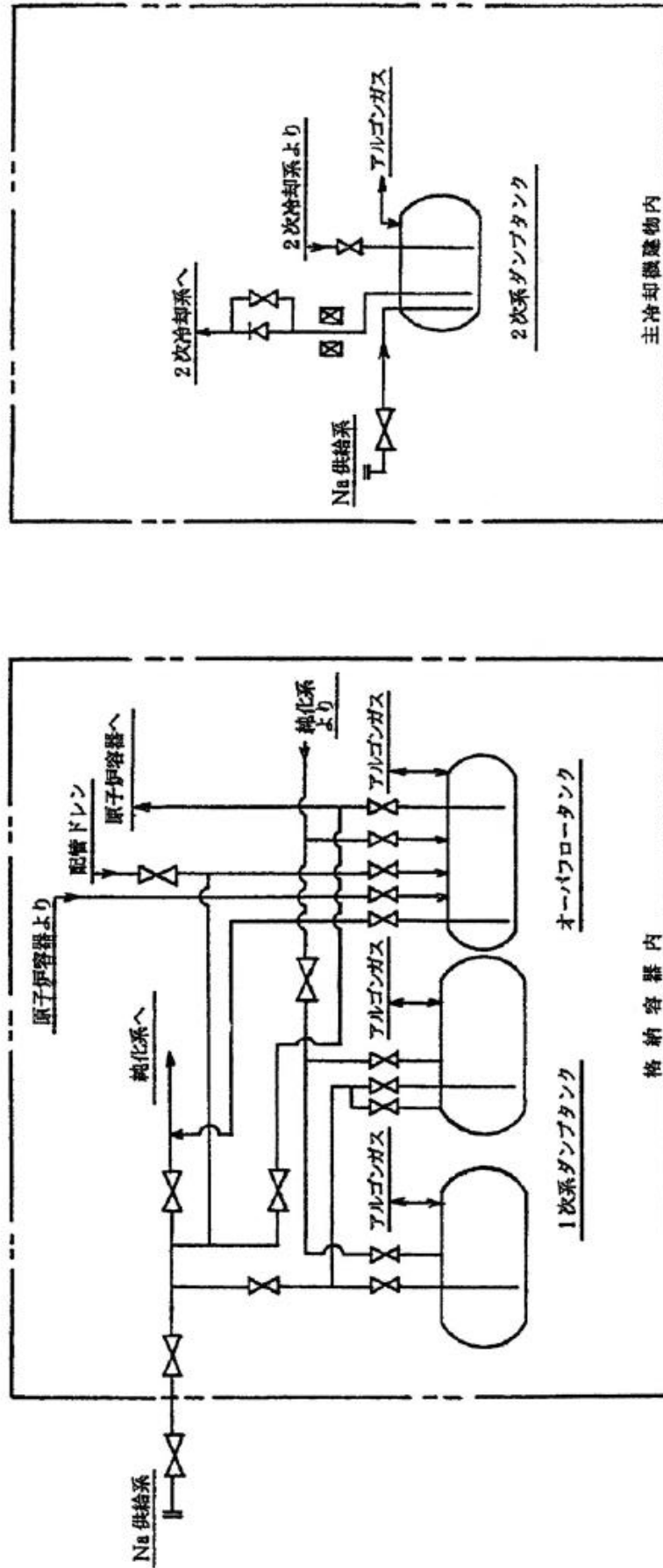
第 5. 6. 2 図 2 次純化系系統図



第 5.6.3 図 試料採取設備系統図

5.7 ナトリウム充填・ドレン設備

原子炉施設には、冷却材であるナトリウムを充填又はドレンするとともに、必要に応じて、これらのナトリウムを一時貯蔵するためのナトリウム充填・ドレン設備を設ける(第5.7.1図参照)。ナトリウム充填・ドレン設備は、オーバフロー系、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充填・ドレン系から構成する。オーバフロー系は、1次冷却材を一時貯蔵するためのオーバフロータンク、及び通常運転時において、常時、一定量の1次冷却材を原子炉容器に充填(汲み上げ)するための電磁式のポンプを有し、原子炉容器に充填(汲み上げ)された1次冷却材を、原子炉容器の上部に設けた配管を経由して、オーバフロータンクに還流させることで、原子炉容器内の1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。また、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充填・ドレン系は、それぞれ1次冷却材を一時貯蔵するための1次冷却材ダンプタンク2基(約95m³/基)、及び2次冷却材を一時貯蔵するための2次冷却材ダンプタンク1基(約83m³/基)を有するものとする。なお、ナトリウムを補充する場合には、ナトリウムをコンテナ等で輸送し、原子炉付属建物又は主冷却機建物で溶解した後、当該ナトリウムをナトリウム供給口より注入し、オーバフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに充填する。各タンクのナトリウムは、冷却材純化設備により、製造時又は供給時等において混入した不純物を取り除いた後に、1次主冷却系や2次主冷却系等に充填される。また、1次主冷却系や2次主冷却系等のナトリウムをドレンする場合には、当該ナトリウムは、オーバフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに排出される。



第 5.7.1 図 ナトリウム充填・ドレン設備系統図

5.8 アルゴンガス設備

原子炉施設には、原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他設備における冷却材の自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを供給等するためのアルゴンガス設備を設ける。アルゴンガス設備は、1次アルゴンガス系及び2次アルゴンガス系等から構成する。なお、アルゴンガスは、カバーガスとして供給される他に、シールガス及びパージガスとしても使用される。

(1) 1次アルゴンガス系

1次アルゴンガス系は、1次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、供給タンク、呼吸ガス圧力調整ヘッド、低压タンク及び真空ポンプ等から構成する(第5.8.1図参照)。1次主冷却系等のカバーガスの圧力は、通常運転時において、格納容器内の圧力に対して微正圧に制御される。1次主冷却系等のカバーガスは、呼吸ガス圧力調整ヘッドと連通しており、呼吸ガス圧力調整ヘッドは、供給タンク及び低压タンクに接続される。これらの構成機器、配管のうち、ナトリウムが到達する可能性がある主な配管及び呼吸ガス圧力調整ヘッド等はステンレス鋼を用い、その他の供給タンク及び低压タンク等には炭素鋼を用いる。カバーガスの圧力は、冷却材の温度変化により変動するため、呼吸ガス圧力調整ヘッド等に圧力計を設置して監視し、圧力が上昇した際には、呼吸ガス圧力調整ヘッドより低压タンクにアルゴンガスを排気することで、圧力が低下した際には、供給タンクより呼吸ガス圧力調整ヘッドにアルゴンガスを供給することで、カバーガスの圧力を定められた範囲内(約0.2～約1.0kPa[gage])に制御する。また、この圧力計によりカバーガスの圧力を監視するとともに、圧力が低下した際の供給弁の「開」動作の頻度を中央制御室の制御盤の動作信号により監視することで、原子炉カバーガス等のバウンダリからの原子炉カバーガスの漏えいを検出する。なお、低压タンクに排気されたアルゴンガスは、必要の都度、気体廃棄物処理設備に排出される。また、供給タンクのアルゴンガスは、回転プラグのシールガスや核燃料物質取扱設備のパージガスとしても使用される。真空ポンプは、ナトリウムの初期充填時に原子炉容器や1次主冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。

多量の放射性物質等を放出する事故等時

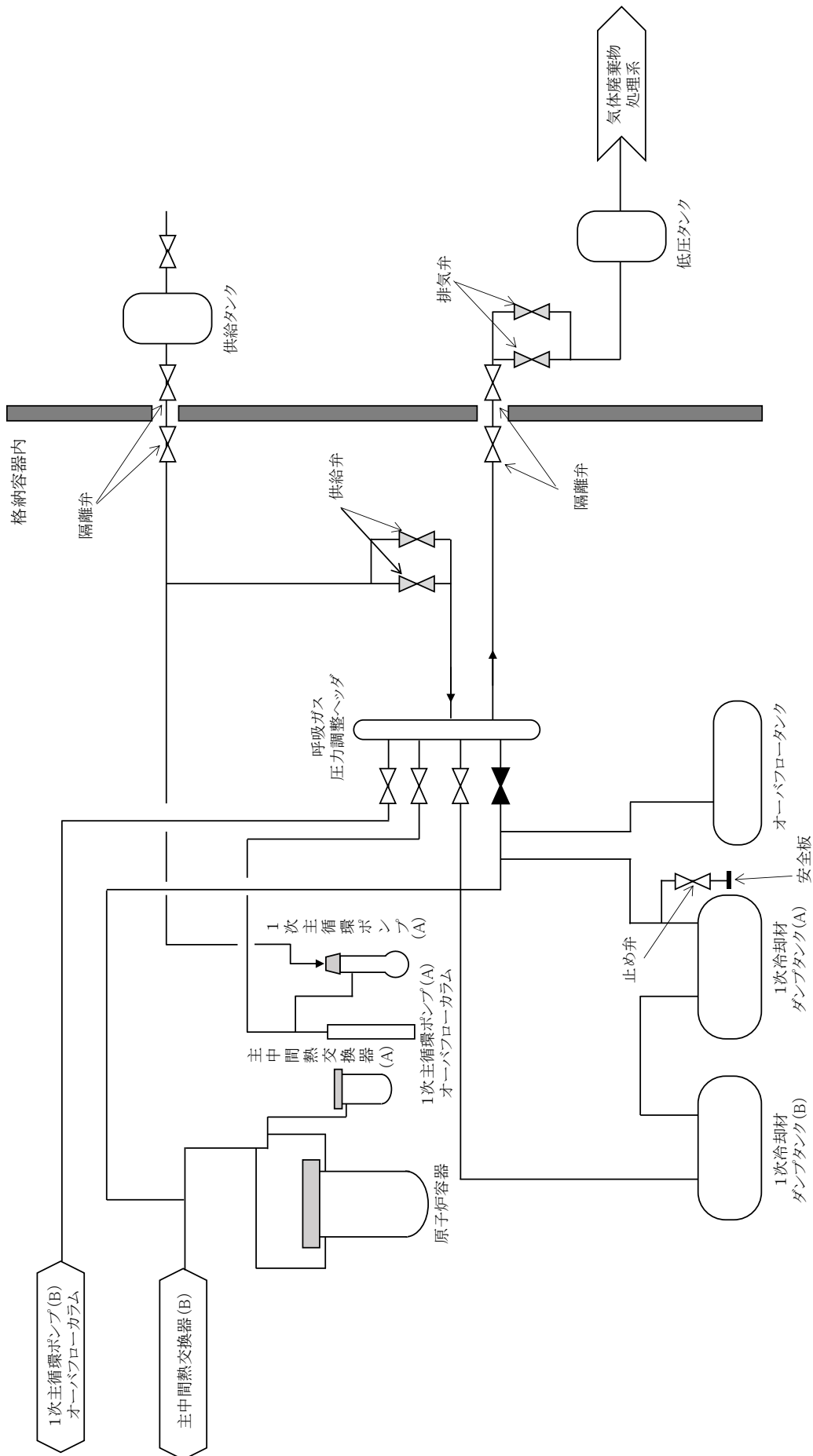
多量の放射性物質等を放出する事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象により炉心が著しく損傷し、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に、圧力が約10kPaまで上昇した場合に、受動的に開放する安全板を整備する(第5.8.1図参照)。

(2) 2次アルゴンガス系

2次アルゴンガス系は、2次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、呼吸ヘッド及び真空ポンプ等から構成する。2次主冷却系等のカバーガスの圧力は、1次主冷却系等のカバーガスの圧力よりも高くなるように保持し、主中間熱交換器において、1次冷却材(1次主冷却系)の圧力が、2次冷却材(2次主冷却系)より低くするもの

とし、万一の伝熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流入し、1次冷却材中の放射性物質が、2次冷却材中に混入すること（汚染が拡大すること）を防止できるものとする。なお、2次主冷却系等のカバーガスは、放射性物質を有しないため、排気されたアルゴンガスは、直接大気中に放出される。真空ポンプは、1次アルゴンガス系と同様に、ナトリウムの初期充填時に2次主冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。

原子炉冷却系統施設にあつては、1次主冷却系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備にあつては、冷却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。



第 5.8.1 図 1 次アルゴンガス系統図

5.9 ナトリウム予熱設備

原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの必要な箇所には、ナトリウムを液体の状態に保つことができるように、ナトリウム予熱設備を設ける。また、ナトリウム及びカバーガスを保有する設備（原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを除く。）にも、同様に、必要な箇所には、ナトリウムを液体の状態に保つことができるようにナトリウム予熱設備を設ける。ナトリウム予熱設備は、1次冷却系予熱設備及び2次冷却系予熱設備から構成し、必要な機器・配管を約150℃に予熱できるものとする。

1次冷却系予熱設備は、窒素ガス予熱系及び電気ヒータ予熱系から構成する。窒素ガス予熱系は、原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器、主中間熱交換器、1次主循環ポンプ及び配管等の二重構造を有する機器等に用いられるものであり、予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスを二重構造の間隙に通気することで機器等を予熱する。電気ヒータ予熱系は、上記以外の機器等に用いられ、機器等の外側に設置した電気ヒータにより機器等を予熱する。2次冷却系予熱設備は、電気ヒータ等から構成し、機器等の外側に設置した電気ヒータにより機器等を予熱する。

6. 計測制御系統施設

6.1 概要

原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を監視するための核計装（起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統）、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。これらの計測制御系統施設は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される測定範囲を有するものとする。

計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータを設計基準事故時に想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。

設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータの測定範囲は、関連する原子炉保護系の作動設定値を包絡する測定範囲を確保し、十分な測定範囲を有するものとする。また、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータは、設計基準事故が収束するまでの期間にわたり測定でき、十分な測定期間を有するものとする。

ここで、設計基準事故が収束するまでの期間とは、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータの値が、通常停止時と同様の範囲に収束又は判断基準を下回った値から低下傾向で安定した状態までの期間をいう。

6.2 核計装

6.2.1 概要

原子炉施設には、炉心の中性子束密度を監視するため、核計装として、起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統を設ける。その計測範囲を第6.2.1図に示す。

起動系及び中間出力系については、原子炉容器の外側に位置する遮へいグラフィットの中に、線形出力系については、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）の間に設置するものとし、起動系及び中間出力系においては、その鉛直方向位置を調整できるものとする。なお、核計装は、原子炉保護系（スクラム）に係る信号の一つとして用いられる。当該信号については、起動系において1 out of 2を、中間出力系及び線形出力系において2 out of 3を用いる。

6.2.2 主要設備

(1) 起動系

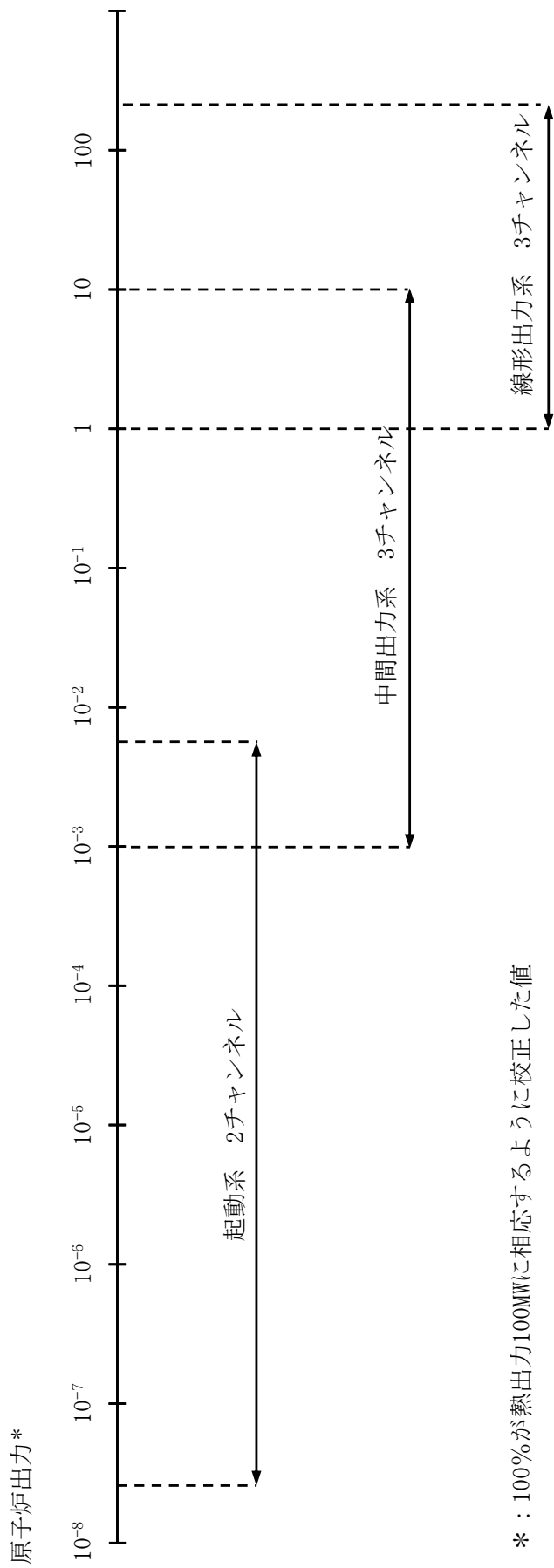
起動系は2チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（核分裂計数管：FC）、高圧電源、前置増幅器、パルス増幅波高弁別器、対数計数率計及びペリオド計等から構成する（第6.2.2図参照）。

(2) 中間出力系

中間出力系は3チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（核分裂計数管：FC）、高圧電源、前置増幅器、交流増幅器、整流平均回路、対数増幅器及びペリオド計等から構成する（第6.2.3図参照）。

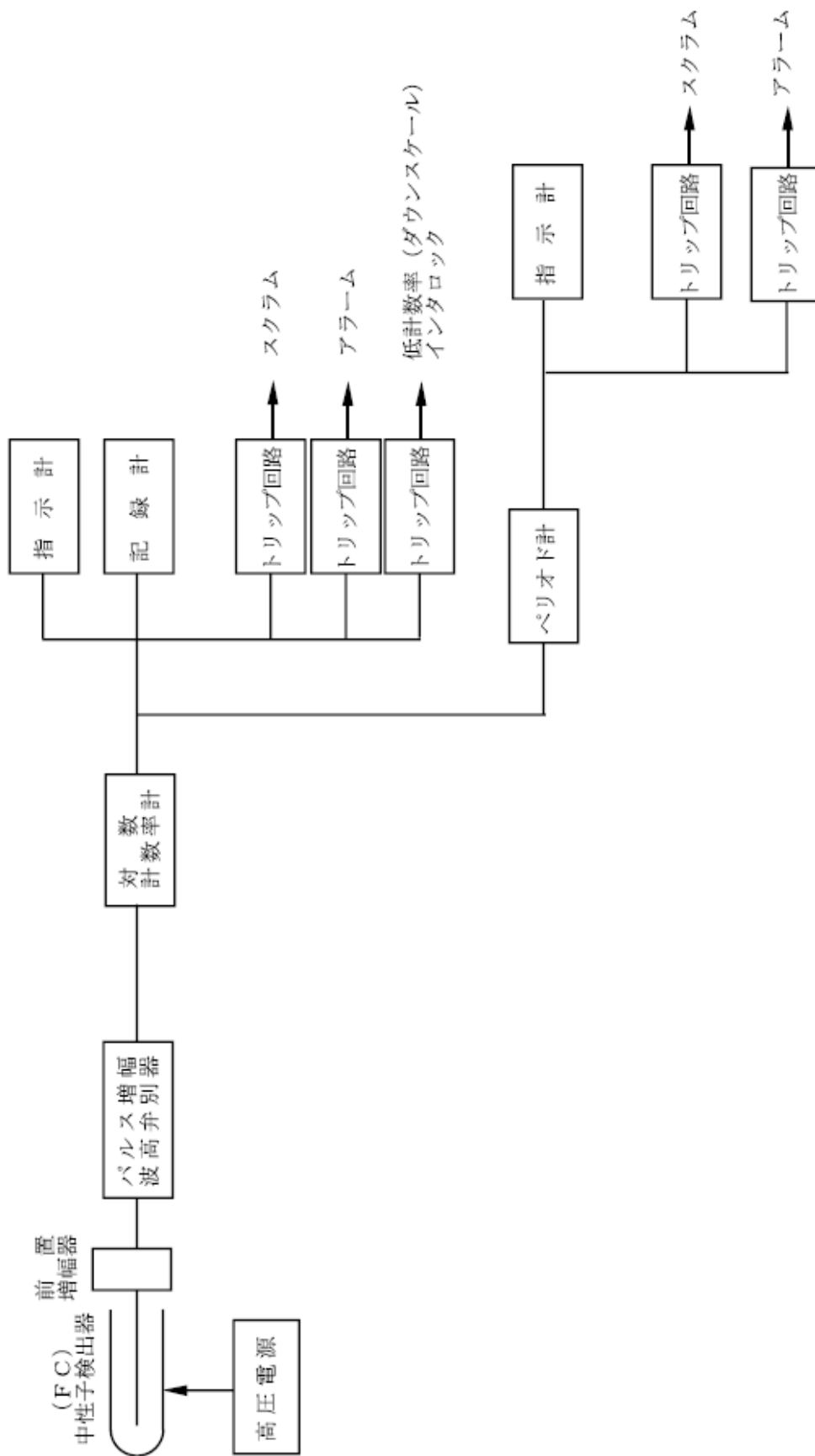
(3) 線形出力系

線形出力系は3チャンネルを設けるものとし、各チャンネルは、中性子検出器（ガンマ線補償型電離箱：CIC）、高圧電源、直流増幅器及びレンジ切替スイッチ等から構成する（第6.2.4図参照）。なお、線形出力系にあつては、レンジ切替スイッチにより、適切なレンジで用いるものとしており、そのレンジ切替は、直流増幅器の帰還回路に挿入された抵抗を切り替えることにより行う。

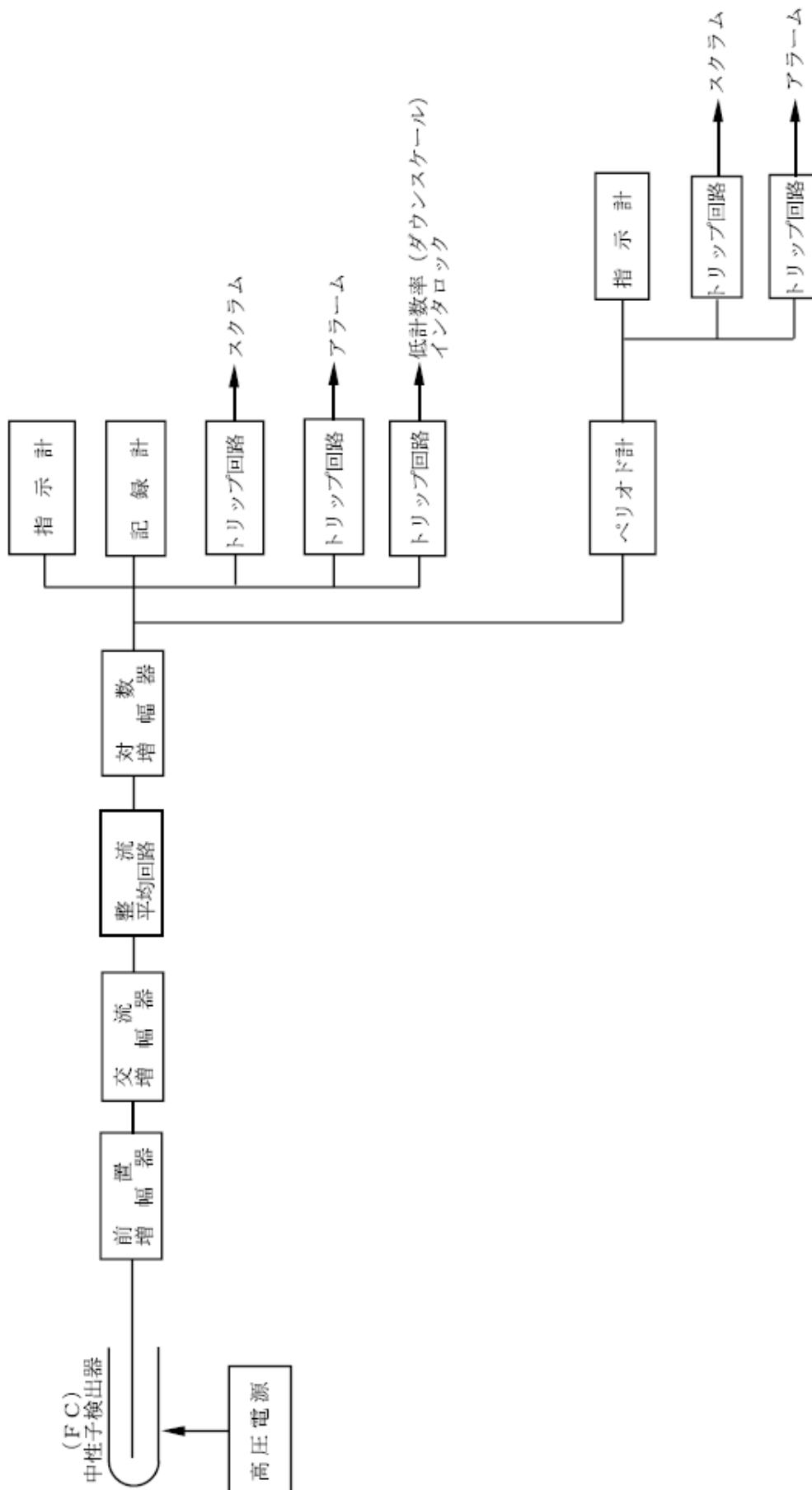


* : 100%が熱出力100MWに相応するよう校正した値

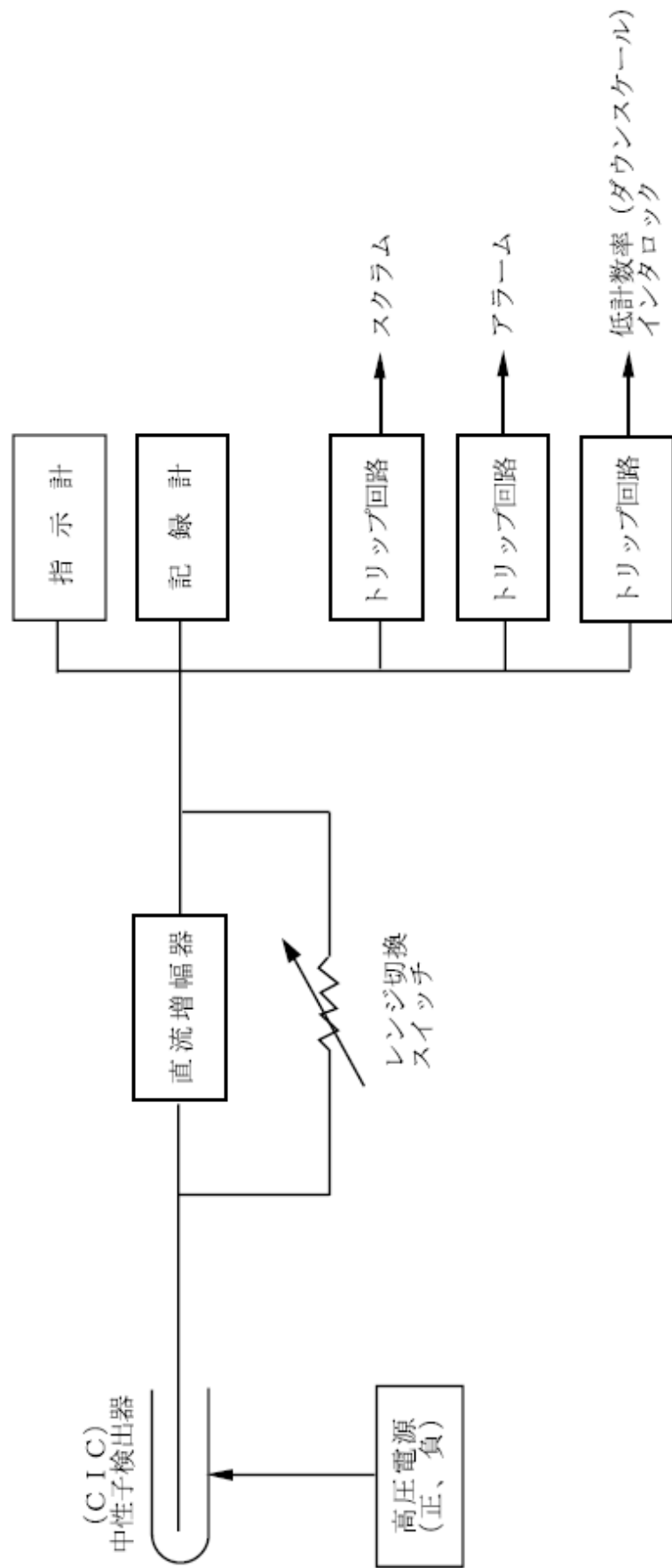
第 6. 2. 1 図 核計装計測範囲



第 6.2.2 図 核計装起動系構成図



第 6.2.3 図 核計装中間出力系構成図



第 6. 2. 4 図 核計装線形出力系構成図

6.3 プロセス計装

6.3.1 概要

原子炉施設には、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。

6.3.2 主要設備

プロセス計装は、原子炉容器及び原子炉容器まわりの計装、主冷却系計装、補助冷却系計装、純化系計装、制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装及びその他の計装から構成する。これらのプロセス計装には、用途に応じて、適切な検出器を設置する。主な検出器を以下に示す。

(1) 温度検出器

- (i) ナトリウムの温度：C A熱電対
- (ii) 容器及び管壁の温度：C A熱電対
- (iii) 空気、窒素ガス、アルゴンガス及び水の温度：測温抵抗体又はC A熱電対

(2) 圧力検出器

- (i) アルゴンガス及び窒素ガスの圧力
：ブルドン管、ダイアフラム型差圧計又はベローズ式
- (ii) 空気の圧力：ブルドン管
- (iii) 水の圧力：ブルドン管
- (iv) ナトリウムの圧力：ブルドン管ダイアフラム型

(3) 流量検出器

- (i) ナトリウムの流量：永久磁石式電磁流量計又は電磁コイル式電磁流量計
- (ii) アルゴンガス及び窒素ガスの流量
：オリフィス型差圧式、ピトー管型差圧式又は面積式
- (iii) 空気の流量：ピトー管型差圧式
- (iv) 水の流量：オリフィス型差圧式又は容積式

(4) 液面検出器

- (i) ナトリウムの液面：誘導式又は接点式
- (ii) 液体アルゴン及び液体窒素の液面：差圧式
- (iii) 水の液面：差圧式、電極式又はフロート式

(5) 漏えい検出器

- (i) ナトリウムの漏えい：通電式又は光学式

6.3.2.1 原子炉容器及び原子炉容器まわりの計装

原子炉容器の計装は、原子炉内ナトリウム液面計、燃料集合体出口ナトリウム温度計、原子炉容器壁部温度計及びナトリウム漏えい検出器等から構成する。原子炉容器まわりの計装は、回転プラグ内各部温度計及び回転プラグフリースील温度計等から構成する。また、格納容器には、格納容器（床上）及び格納容器（床下）の温度及び圧力を測定する

ための温度計及び圧力計を設ける。

原子炉内ナトリウム液面計は、誘導式液面検出器を有し、原子炉容器内のナトリウム液面を連続的又は断続的に測定するものであり、当該信号は、原子炉保護系に接続される。燃料集合体出口ナトリウム温度計は、熱電対を各々の炉心燃料集合体の出口に設けたものとし、炉心燃料集合体出口の冷却材温度の監視に用いる。また、異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。原子炉容器壁部温度計は熱電対を有し、主に、原子炉出力上昇時の原子炉容器壁の温度分布の測定に用いられる。

ナトリウム漏えい検出器は、通電式のものを用いる。ナトリウム漏えいを検出した場合には、警報回路を作動させるとともに、作動したナトリウム漏えい検出器の位置を把握できるように設計する。

回転プラグ内各部温度計は、熱電対を有し、回転プラグ内部の温度分布の測定に用いる。回転プラグフリーズシール温度計は、回転プラグ操作時のフリーズシール部の温度測定に使用する。

格納容器内に設けた温度計及び圧力計により測定された格納容器（床上）及び格納容器（床下）の温度及び圧力に係る信号は、原子炉保護系に接続される。なお、格納容器（床下）の雰囲気については、酸素濃度計及び湿分濃度計を設置し、酸素濃度及び湿分濃度を監視できるものとする。

6.3.2.2 主冷却系計装

主冷却系には、流量計、温度計、液面計及びナトリウム漏えい検出器等を設ける。1次主冷却系にあっては、主な計装として、1次冷却材流量計、原子炉入口ナトリウム温度計、原子炉出口ナトリウム温度計や1次主循環ポンプ軸受及びモータコイル温度計等が設けられる。2次主冷却系についても、同様に、2次冷却材流量計、主冷却器入口及び出口ナトリウム温度計や2次主循環ポンプ軸受及びモータコイル温度計等が設けられる。これらの信号のうち、必要なものについては原子炉保護系に接続される。主冷却器においては、主な計装として、空気温度計、入口及び出口ダンパ開度計やインレットベーン開度計等を設ける。

ナトリウム漏えい検出器は、通電式又は光学式のものを用いる。ナトリウム漏えいを検出した場合には、警報回路を作動させるとともに、作動したナトリウム漏えい検出器の位置を把握できるように設計する。

6.3.2.3 補助冷却系計装

補助冷却系計装は、補助冷却系中間熱交換器入口及び出口ナトリウム温度計、補助冷却系冷却器入口及び出口ナトリウム温度計、補助冷却系冷却器入口及び出口空気温度計、1次補助冷却系及び2次補助冷却系ナトリウム流量計、空気流量計や電磁ポンプコイル温度計等から構成し、異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。

6.3.2.4 純化系計装

冷却材であるナトリウムの純度は、プラグイン計及び化学分析により監視する。また、

1次純化系及び2次純化系には、コールドトラップ温度を監視・制御するためのコールドトラップ入口及び出口温度計やナトリウム流量計等を設ける。

6.3.2.5 制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装

制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の計装は、制御棒及び後備炉停止制御棒位置指示計や上限及び下限リミットスイッチ等から構成する。

6.3.2.6 その他の計装

その他の計装として、アルゴンガス設備、ナトリウム充填・ドレン設備及びガス供給設備等に係る計装があり、それぞれ圧力計、温度計、流量計又は液面計等を設けるものとする。

6.4 燃料破損検出系

6.4.1 概要

原子炉施設には、燃料破損検出系として、遅発中性子法燃料破損検出設備及びカバーガス法燃料破損検出設備を独立に設ける。これらのいずれかにおいて異常が検知された場合には、警報回路を作動させるものとする。

6.4.2 主要設備

(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備

遅発中性子法燃料破損検出設備は、検出器及びこれを収納するグラファイトブロック並びに計測装置等から構成し、1次主冷却系配管の近傍に設置される。検出器には、BF₃比例計数管等を使用する。遅発中性子法燃料破損検出設備は、燃料要素1本で開口破損が生じた場合に、バックグラウンドの5倍を超過する測定範囲を有するものとし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、運転上の制限値をバックグラウンドの値の5倍以下と設定する。また、燃料破損を速やかに検出できるものとする。

(2) カバーガス法燃料破損検出設備

カバーガス法燃料破損検出設備は、検出器及び計測装置等から構成し、カバーガス中の希ガス核分裂生成物の娘核種の放射能を測定する。検出器には、ヨウ化ナトリウムシンチレータを使用する。カバーガス法燃料破損検出設備は、燃料要素1本で破損が生じた場合に、バックグラウンドの10倍を超過する測定範囲を有するものとし、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、運転上の制限値をバックグラウンドの値の10倍以下と設定する。また、燃料破損を速やかに検出できるものとする。

6.5 安全保護回路

6.5.1 概要

計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態

を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにするため、安全保護回路を設ける（第 6.5.1 図参照）。安全保護回路は、原子炉保護系（スクラム）及び原子炉保護系（アイソレーション）から構成する。原子炉保護系（スクラム）は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるように、原子炉保護系（アイソレーション）は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるように設計する。なお、これらの作動値は通常運転時の設定値を超えない範囲で、到達させる原子炉の出力及び目標とする原子炉容器入口における冷却材の温度に応じて設定する。

原子炉保護系を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様性を確保するとともに、原子炉保護系を構成するチャンネルは、それぞれお互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保した設計とする。また、原子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針とし、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。さらに、原子炉保護系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合に、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、その安全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

なお、原子炉保護系にあつては、ハードワイヤードロジック（補助継電器や配線等で構成し、ハードウェアによる物理的な結線で命令を実行）で構成し、ソフトウェアを用いないアナログ回路とする。

6.5.2 主要設備

6.5.2.1 原子炉保護系（スクラム）

原子炉施設には、原子炉停止回路として、原子炉保護系（スクラム）を設ける。原子炉保護系（スクラム）は、以下の条件（作動設定値：第 6.5.1 表参照）に対して、自動的に原子炉停止系統を作動させて炉心を臨界未満とし、その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないものとする。

- a. 中性子束高（起動領域、中間領域及び出力領域）
- b. 炉周期短（起動領域及び中間領域）
- c. 原子炉出口冷却材温度高
- d. 原子炉入口冷却材温度高
- e. 1 次冷却材流量低
- f. 2 次冷却材流量低
- g. 炉内ナトリウム液面低
- h. 炉内ナトリウム液面高
- i. 1 次主循環ポンプトリップ
- j. 2 次主循環ポンプトリップ

- k. 格納容器内床上線量率高
- l. 格納容器内温度高
- m. 格納容器内圧力高
- n. 地震
- o. 電源喪失
- p. 手動アイソレーション
- q. 手動スクラム

原子炉保護系（スクラム）は、論理回路、補助継電器回路、制御棒保持電磁石電源装置及び後備炉停止制御棒保持電磁石電源装置から構成する。関連する核計装又はプロセス計装において作動設定値を超える信号を検出し、論理回路においてスクラム信号が発生した場合には、制御棒保持電磁石電源装置及び後備炉停止制御棒保持電磁石電源装置からの保持電磁石電流を遮断し、制御棒及び後備炉停止制御棒を切り離すことで、原子炉は停止される。なお、制御棒及び後備炉停止制御棒については、スプリングにより加速され、急速に炉心に挿入される。グリッパ機構については、制御棒駆動機構及び後備炉停止制御棒駆動機構の電動機により、通常で、制御棒及び後備炉停止制御棒に追従して炉心に挿入される。また、原子炉保護系（スクラム）の作動により原子炉が自動的に停止（スクラム）した場合には、1次主冷却系にあっては、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除き、1次主循環ポンプをランバック制御に移行させ、1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバック制御）、2次主冷却系にあっては、2次主循環ポンプ及び主送風機を停止し自然循環運転するものとする。

6.5.2.2 原子炉保護系（アイソレーション）

原子炉施設には、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるための安全保護回路として、原子炉保護系（アイソレーション）を設ける。原子炉保護系（アイソレーション）は、以下の条件（作動設定値：第6.5.1表参照）に対して、工学的安全施設を自動的に作動させるものとする。なお、原子炉保護系（アイソレーション）作動時には、原子炉は自動的に停止（スクラム）される。

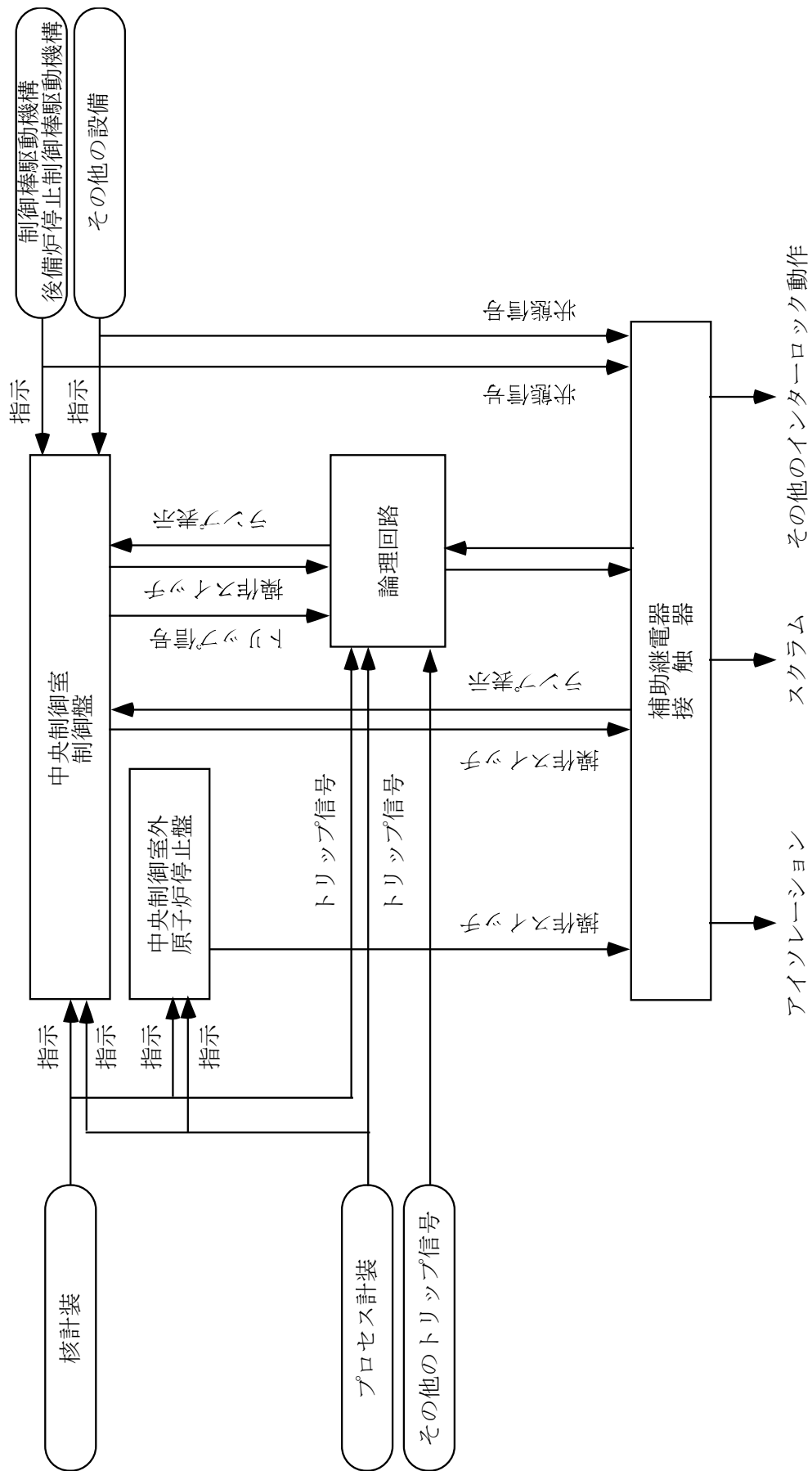
- a. 格納容器内床上線量率高
- b. 格納容器内温度高
- c. 格納容器内圧力高
- d. 手動アイソレーション

第 6.5.1 表 原子炉保護系作動設定値

No.	項目	作動設定値	スクラム	アイソレーション
1	中性子束高（出力領域）*1	高 105%	○	
2	中性子束高（中間領域）	高 フルスケール（100%）の 95%	○	
3	中性子束高（起動領域）	高 フルスケール（10 ⁶ cps）の 95%	○	
4	炉周期短（中間領域）	+5 秒	○	
5	炉周期短（起動領域）	+5 秒	○	
6	原子炉出口冷却材温度高*1*2	高 464℃	○	
7	原子炉入口冷却材温度高*2	高 365℃	○	
8	1 次冷却材流量低	低 80%	○	
9	2 次冷却材流量低	低 80%	○	
10	炉内ナトリウム液面低	低 -100mm	○	
11	炉内ナトリウム液面高	高 +200mm	○	
12	1 次主循環ポンプトリップ	—	○	
13	2 次主循環ポンプトリップ	—	○	
14	格納容器内床上線量率高	高 1mSv/h	○	○
15	格納容器内温度高	高 60℃	○	○
16	格納容器内圧力高	高 29kPa[gage]	○	○
17	地震	水平 150gal	○	
18	電源喪失	—	○	
19	手動アイソレーション	—	○	○
20	手動スクラム	—	○	

*1： 先行試験においては、中性子束高（出力領域）の作動設定値を目標出力の 105%とし、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、目標出力時の原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。

*2： 原子炉入口冷却材温度の目標温度を 250℃から 350℃未満の温度とする場合は、原子炉入口冷却材温度高の作動設定値を目標温度より 15℃高い値にするとともに、原子炉出口冷却材温度高の作動設定値を、原子炉入口冷却材温度の目標温度に対応した原子炉出口冷却材温度より 8℃高い値とする。



第 6.5.1 図 安全保護回路概要図

6.6 原子炉出力制御系

原子炉の出力は、制御棒及び制御棒駆動系（原子炉出力制御系）を用いて制御する。制御棒及び制御棒駆動機構の構造及び主な仕様等については、「3.9 制御設備及び非常用制御設備」に記載するものとする。運転員は、中央制御室において、核計装等の指示値を監視しながら、原子炉制御盤の引き抜き・挿入スイッチを手動操作することで、制御棒駆動系により、制御棒の位置を調整し、通常運転時の出力調整、臨界点調整及び燃料の燃焼による反応度低下に対する出力調整等を行う。また、制御棒の引き抜き操作にあつては、原子炉制御盤に設けた制御棒選択スイッチにより選択された制御棒のみを引き抜きできるものとし、複数の制御棒が同時に引き抜かれることを防止する。

6.7 原子炉制御系

6.7.1 概要

原子炉施設には、原子炉制御系として、原子炉冷却材温度制御系及び1次冷却材流量制御系を設ける（炉心の反応度（原子炉の出力）の制御に使用する制御棒及び制御棒駆動系を除く。）。原子炉制御系の概要図を第6.7.1図に示す。通常運転時にあつては、原子炉入口冷却材温度は、原子炉出力に関係なく一定に保持するものとする。また、1次主冷却系及び2次主冷却系の流量について、出力上昇時及び下降時も含めて一定に保持するものとする。

6.7.2 主要設備

6.7.2.1 原子炉冷却材温度制御系

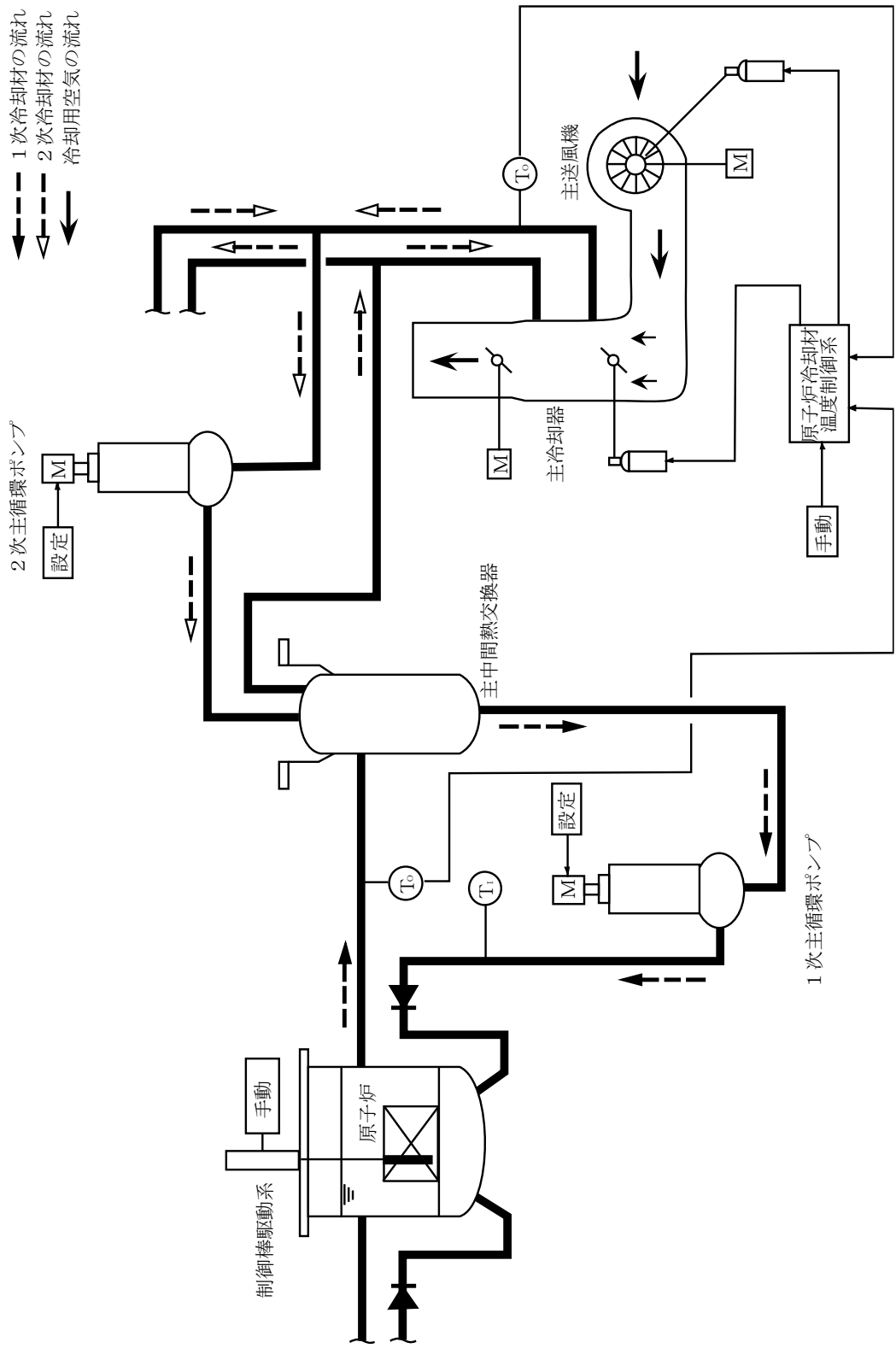
通常運転時の原子炉入口冷却材温度を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つように、主冷却器の空気流量を調整する原子炉冷却材温度制御系を設ける。空気流量は、手動又は自動で制御する。

主冷却器の空気流量は、4台の主冷却機の各々に設置されるインレットベーン又は入口ダンパの開度を調整することで制御される。インレットベーン及び入口ダンパの開度調整は、手動運転又は自動運転により行われる。なお、インレットベーン及び入口ダンパは圧縮空気により駆動される。インレットベーン及び入口ダンパの開度は連続的に変えることが可能であり、各主冷却器の空気流量調整範囲は定格空気流量の約5～100%である。空気流量の制御を手動運転により行う場合は、運転員が原子炉入口冷却材温度を監視しながら、これを一定に保つように、原子炉冷却材温度制御系の空気流量調節器を操作し、空気流量を制御する。自動運転の場合には、主冷却器出口冷却材温度の信号を、空気流量調節器の主冷却器出口冷却材温度設定の比較演算回路に入れ、主冷却器出口冷却材温度との偏差信号の大きさに応じて、インレットベーン又は入口ダンパを動作させ、空気流量を変化させて、原子炉入口冷却材温度を制御する。

6.7.2.2 1次冷却材流量制御系

通常運転時の1次冷却材流量を原子炉の出力に関係なく、一定値に保つための1次冷却材流量制御系を設ける。1次冷却材流量は、手動又は自動で制御する。なお、1次冷却材流量は、1次主循環ポンプの回転数を変更することで調整される。

また、1次冷却材流量制御系は、原子炉スクラム時に、1次主循環ポンプをランバック制御に移行させ、1次主循環ポンプの駆動用主電動機による強制循環運転（低速運転：ランバック制御）により、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去するように設計する。ただし、外部電源喪失時及び1次主循環ポンプに係る故障時を除くものとする。



第 6.7.1 図 原子炉制御系統図

6.8 警報回路

警報回路（アラーム）は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等が正常な範囲を逸脱した場合に、警報（ブザー又はベル）を発することで、運転員の注意を喚起し、その内容を表示できるものとする。なお、原子炉保護系に接続される計装にあっては、その作動設定値の下に、警報作動設定値を設けるものとする。

6.9 インターロック系

原子炉の運転に際し、運転員の誤操作等を防止するため、インターロック系として「運転モードスイッチ」、「制御棒電磁石励磁インターロック」及び「制御棒引抜きインターロック」を設ける。

(1) 運転モードスイッチ

運転モードスイッチは、以下に示す5種類のモードのうちの一つを原子炉の状況に応じて選択するものとする。

(i) 停止モード

停止モードは、原子炉停止中に使用されるものであり、全ての制御棒保持電磁石及び後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁回路を遮断するため、制御棒及び後備炉停止制御棒は、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系と切り離された状態で、炉心に全挿入される。ただし、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系については、制御棒及び後備炉停止制御棒が切り離されていることを条件に単独引き抜き・挿入操作又は全数引き抜き・挿入操作ができるものとする。

(ii) 起動モード

起動モードは、原子炉の起動時に使用されるものであり、中間出力系及び線形出力系核計装の「中性子束低」による制御棒引抜きインターロックをバイパスすることができるものとする。

(iii) 低出力モード

低出力モードは、原子炉の起動後の出力上昇時に使用されるものであり、線形出力系核計装の「中性子束低」による制御棒引抜きインターロック、及び起動系核計装の「中性子束高」又は「炉周期短」による原子炉保護系（スクラム）の作動をバイパスすることができるものとする。

(iv) 高出力モード

高出力モードは、原子炉の高出力運転時に使用されるものであり、起動系及び中間出力系核計装の「中性子束高」又は「炉周期短」による原子炉保護系（スクラム）の作動をバイパスすることができるものとする。

(v) 燃料交換モード

燃料交換モードは、原子炉停止中の燃料交換作業時に使用されるものであり、全ての制御棒保持電磁石及び後備炉停止制御棒保持電磁石の励磁回路を遮断するため、制御棒及び後備炉停止制御棒は、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系と切り離された状態で、炉心に全挿入される。また、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系につ

いて、その引き抜き・挿入操作を阻止する。

(2) 制御棒電磁石励磁インターロック

制御棒電磁石励磁インターロックは、以下の条件を満足した場合に、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系により制御棒及び後備炉停止制御棒をラッチするため、制御棒電磁石及び後備炉停止制御棒電磁石を励磁できるものとする。

- (i) 運転モードスイッチが「起動モード」又は「低出力モード」であること。
- (ii) 原子炉保護系（スクラム）の条件がすべて解除されていること。
- (iii) ラッチリミットスイッチが作動していること。

(3) 制御棒引抜きインターロック

制御棒引抜きインターロックは、以下の条件を満足した場合に、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系によりラッチした制御棒及び後備炉停止制御棒を引き抜きできるものとする。なお、運転モードスイッチが「停止モード」の場合には、制御棒駆動系及び後備炉停止制御棒駆動系について、制御棒及び後備炉停止制御棒が切り離されていることを条件に単独引き抜き・挿入操作又は全数引き抜き・挿入操作ができるものとする。

- (i) 運転モードスイッチが「起動モード」、「低出力モード」又は「高出力モード」であること。
- (ii) 原子炉保護系（スクラム）の条件がすべて解除されていること。
- (iii) ラッチリミットスイッチが作動していること。
- (iv) 核計装の指示値が、運転モードスイッチの位置に応じた設定範囲内にあること。
- (v) 制御棒選択スイッチにより操作する制御棒又は後備炉停止制御棒が選択されていること。

6.10 中央制御室

原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物2階に設ける。

中央制御室は、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するため、炉心の中性子束密度を監視するための核計装（起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統）、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内の圧力及び温度等のパラメータを監視するとともに、原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとするため、各種の制御盤及び監視盤、通信連絡設備等を設ける。運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設計する。ただし、中央制御室には、手動スクラムボタン及び手動アイソレーションボタンを設けており、運転員は、手動により、原子炉を緊急停止することができる。

これらの盤（操作スイッチ等を含む。）は、人間工学上の諸因子を考慮して、系統及び機器に応じた配置とし、名称を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態を正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じにくいように設計する。

警報表示（原子炉保護系の作動に係るものを含む。）については、原子炉施設の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、警報（ブザー又はベル）を発することで、運転員の注意を喚起して、その内容を表示できるものとする。

なお、原子炉保護系（スクラム）及び原子炉保護系（アイソレーション）の作動に係る警報表示等についても、同様とする。

また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離（中央制御室空調の再循環運転の適用）、その他の適切に防護するための設備を設けるとともに、設計基準事故時に容易に避難できる構造（非常口を設置）とする。

通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空調器を経由し、中央制御室に導入される。設計基準事故時において、必要な場合には、プレフィルタ・HEPA フィルタ・チャコールフィルタを経由して、中央制御室に取り込む「低汚染モード」、及び閉回路を構築し、雰囲気空気を再循環する「高汚染モード」の中央制御室空調再循環運転を適用することで、換気設備の隔離を図る。中央制御室空調再循環運転の適用については、原子炉施設保安規定等に定める。

安全施設は、操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（余震等を含む。）及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように設計する。原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設に係る操作は、中央制御室において、集中して対応できるものとする。

想定される環境条件と措置を以下に示す。

- (1) 地震を起因事象として、原子炉がスクラムし、余震が継続するケース

原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。

中央制御室は、耐震Sクラスであり、地震に対して、相応の頑健性を有するように設計する。

また、制御盤等は床又は壁に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を及ぼさないように設計する。さらに、運転員が体勢を維持できるように机の配置に留意するとともに、中央制御室の天井照明設備は、落下し難い構造とするか、ワイヤ等により落下を防止するものとする。

- (2) 地震、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響により、外部電源喪失が発生し、原子炉がスクラムするケース

原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。

中央制御室は、非常用ディーゼル電源系に接続される非常用照明設備を有し、また、計器・記録計について、無停電電源系より給電するものとし、外部電源喪失が発生した場合にあっても、運転員は安全にその役割を果たすことができるように設計する。

なお、中央制御室は、外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設であり、竜巻、風（台風）、積雪、落雷、森林火災、火山の影響に対して、相応の頑健性を有するよう

に設計する。

(3) 森林火災、火山の影響により、ばい煙又は降灰が発生し、これらの取り込みを防止するため、中央制御室空調を再循環運転とするケース

敷地内外において、多量のばい煙が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合、降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。

原子炉停止後において、運転員に期待される対応は、「監視」である。

ばい煙又は降灰については、中央制御室空調を再循環運転とし、これらの取り込みを防止することにより、運転員は安全にその役割を果たすことができるように設計する。

6.11 中央制御室外原子炉停止盤

原子炉施設には、火災その他の異常な事態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、原子炉保護系（スクラム）を作動させることで、原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータ（線形出力系指示値、原子炉出口冷却材温度及び原子炉入口冷却材温度）を監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。

中央制御室外原子炉停止盤には、中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から、原子炉を停止できるように、手動スクラムボタンを設置する。当該手動スクラムボタンは、既設回路の手動スクラムボタン（中央制御室）に直列して設置するものとし、どちらの手動スクラムボタンを押した場合にあっても、「手動スクラム」により、原子炉保護系（スクラム）が作動するものとする。当該手動スクラムボタンには名称を表示するとともに、扉付きの盤内に設置し誤操作を防止する。また、原子炉施設の状態を正確かつ迅速に把握できるように計器に名称を表示する。盤には、銘板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止する設計とする。

中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室に火災その他の異常な事態が生じた場合におけるアクセスルートを考慮し、中央制御室と隔離された場所に設置する。なお、外部電源が利用できない場合には、原子炉保護系が作動し、原子炉は停止されるものとする。

9. 原子炉格納施設

9.1 概要

原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。

格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。

格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがある場合であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないように、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。

格納容器内には、鉄筋コンクリート造の原子炉建物を有する。原子炉建物は、運転床面を1階とし、地下中1階、地下1階、地下中2階及び地下2階の地下階を有する。運転床面のレベルは、概ねグラウンドレベルである。格納容器は、所員用及び非常用のエアロックを有し、通常、格納容器への出入りには所員用エアロックが用いられる。また、格納容器には、機器保修等の際に必要な大型機器の搬出入に使用する機器搬入口を設ける。機器搬入口には、通常、ハッチを設置するが、原子炉停止時に大型機器の搬出入等において、必要な場合には、当該ハッチを取り外せるものとする。なお、運転床面は、原子炉運転時にあっても、作業員等が立入りできるものとする。また、格納容器内には、機器保修等において使用する旋回式天井クレーン及び機器ピットを設ける。

格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器(床上)と格納容器(床下)のバウンダリとし、格納容器(床上)を空気雰囲気に、格納容器(床下)を原則として窒素雰囲気とする(原子炉停止中において、機器保修等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にできるものとする)。これらの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部にあっては、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ(アニュラス部常用排気フィルタ)を経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレーション)が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に粒子状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有す

る。

格納容器（床下）には、原子炉容器及び1次冷却材を保有する施設等が設置されるため、地下中1階床面は必要な遮蔽厚さを有するものとする。また、格納容器（床下）のコンクリート壁の必要な場所には、その放射線損傷を防止するため、遮蔽板を設けるものとする。なお、原子炉容器は、上端のフランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルのペDESTALに支持される。1次主冷却系の主循環ポンプ及び主中間熱交換器についても、その取付フランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルに支持される。また、これらの上部は区画されたピットに収納されており、原子炉容器にあつては、運転床面と概ね同じレベルに炉上部ピット蓋、主中間熱交換器にあつては、ピット蓋が設置される。

9.2 主要設備

9.2.1 格納容器

9.2.1.1 格納容器本体

格納容器は、半球形の頭部、円筒形の胴部及び半だ円形の底部から構成する炭素鋼製の上部半球形下部半だ円形鏡円筒型容器である（第9.1図参照）。この設計圧力及び設計温度については、1次冷却材であるナトリウムが空気中の酸素と反応し、燃焼した際の圧力及び温度上昇を考慮して設定するものとする。主な仕様を以下に示す。

型式 上部半球形下部半だ円形鏡円筒型

材料 炭素鋼

耐圧部については、ASME SA-516 Grade60 相当品とする。

寸法 上部半球形部半径 約 14m

円筒形部内径 約 28m

全高 約 54m

容積 約 30,000m³

設計圧力 内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage])

外圧 0.05kg/cm²[gage] (約 4.9kPa[gage])

設計温度（鋼壁温度） 最高 150℃

最低-15℃

漏えい率 3%/d 以下（原子炉停止状態にて設計圧力時において）

設計にあつては、内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage])・内部ガス温度 360℃の条件において、0.7%/d を設計漏えい率とする。なお、内部ガス温度を常温とした場合、当該設計漏えい率は、保守的に 0.45%/d となる。一方、運転開始後に実施される試験検査にあつては、原子炉容器及び1次主冷却系等にナトリウムを有し、これらを保温していること、また、これに関連して、格納容器雰囲気調整系を運転する必要があること、さらに、試験検査時にあつても、格納容器内圧力と原子炉容器内カバーガス圧力のバランスを保持する必要があることから、試験検査にあつては、測定される漏えい率に誤差が見込まれることから、内圧 1.35kg/cm²[gage] (約 0.13MPa[gage])・内部ガス温度

360℃の条件において、5%/d を設計漏えい率に相当する値とする。ただし、試験検査にあつては、内部ガス温度を 360℃とすることが困難であることから、内部ガス温度を常温とし、保守的に算出した 3%/d を、格納容器内にナトリウムを保有している場合の試験検査基準値とする。なお、格納容器内にナトリウムを保有していない場合には、試験検査基準値として 0.45%/d を使用する。

9.2.1.2 格納容器貫通部

(1) 配管貫通部及び電気配線貫通部

配管貫通部及び電気配線貫通部には、炭素鋼（ASME SA-516 Grade60 相当品又は SA-333 Grade1 相当品）製のペネトレーションノズルを配置する。

配管貫通部には、貫通部において配管の変位を許容する必要があるものとないものの 2 種類がある。配管の変位を許容する必要があるものとしては、アルゴンガス系の配管や 2 次主冷却系の高温配管等があり、これらについては、当該配管の温度変化に伴う熱膨張やその他の理由により、貫通部における配管の変位を許容する必要がある。これらの配管貫通部は、シールベローズ構造とすることで、配管の変位を許容し、かつ、貫通部の気密性を確保するものとする。また、圧力が高い配管については、ベローズを保護するための保護管を設ける。配管の変位を許容する必要がないものについては、配管を貫通部のノズルに直接溶接するものとし、貫通部の気密性を確保する。電気配線貫通部は、貫通スリーブの両端を密閉した二重シール構造とする。主要な貫通部については、運転開始後にも試験検査（漏えい率）を行うことができるものとする。また、配管貫通部及び電気配線貫通部の格納容器外側の端部は、アニュラス部に存在するよう設計する。

(2) エアロック及び機器搬入口

所員用及び非常用のエアロックは、格納容器内外に気密扉を設けた構造であり、これらの扉を同時に開放しないためのインターロック及び圧力平衡装置等を有する。また、機器搬入口には、二重ガスケットシール構造を有するハッチが設置される。当該ハッチは、ボルトにより機器搬入口に設置される。

所員用及び非常用のエアロックについては、エアロック内を加圧・減圧することで、試験検査（漏えい率）を行うことができるものとする。機器搬入口については、二重ガスケットシール部に設けた漏えい試験孔を介して、当該シール部を加圧・減圧することで、試験検査（漏えい率）を行うことができるものとする。なお、シール用ガスケットについては定期的に点検し、必要に応じて交換する。

(3) 隔離弁

格納容器を貫通する配管には、格納容器に接近した位置に隔離弁を設ける。隔離弁は、原子炉保護系（アイソレーション）の作動信号により、自動的に閉止されるものとする。また、中央制御室において、遠隔手動操作により、その閉止操作だけでなく、必要な場合には、隔離を解除することができるものとする。隔離弁は、非常用電源設備から電力を供給し、単一故障によっても隔離機能を喪失することがないものとする。また、

隔離弁は、閉止後に駆動動力源が喪失した場合にあっても、隔離機能を喪失しないものとする。

原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において開口している配管については、格納容器の内側に1個及び外側に1個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側又は外側において閉口している配管については、それぞれ格納容器の内側又は外側に1個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している2次主冷却系及び2次補助冷却系の配管については、事故の収束に必要な系統の配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものであるため、隔離弁を設けない。逆止弁を用いる場合は、原子炉格納容器の壁を貫通する配管に、原子炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持されるものとする。

なお、隔離弁の設計圧力及び設計温度については、格納容器の設計圧力及び設計温度、又は隔離弁の設置される配管の設計圧力及び設計温度のうち、保守的なものを使用する。

(4) バキュームブレーカ

格納容器（床下）において、1次冷却材の漏えい（設計基準事故のうち1次冷却材漏えい事故）が発生し、原子炉停止後に、その保守のために、格納容器（床下）を空気雰囲気とした際には、ナトリウムの燃焼が生じるおそれがある。隔離弁が閉止された状態にあっては、当該ナトリウム燃焼により、格納容器内の圧力及び温度が上昇するが、時間の経過に伴うナトリウム燃焼の終息（格納容器内の酸素の消費）により、圧力は徐々に減少し、負圧に至る。格納容器内の圧力が負圧に至るおそれが生じた場合に、設計圧力（外圧： $0.05\text{kg/cm}^2[\text{gage}]$ （約 $4.9\text{kPa}[\text{gage}]$ ））を超える負荷が生じることがないように、格納容器には、外気を導入するための弁を設ける。当該弁は、格納容器の内圧が負圧となった場合に使用することを想定するものとし、設計圧力（外圧）を下回る設定圧力で自動的に弁を開放し、外気を導入するバキュームブレーカとする。なお、外気の導入が必要となる時点にあっては、格納容器内の酸素がすでに消費されていることで、ナトリウム燃焼が終息し、当該ナトリウムの温度が低下しているため、外気を導入しても、大きなナトリウムの燃焼が再発することはない。

(5) トランスファロータ収納部

核燃料物質取扱設備の一つであるトランスファロータのうち、トランスファロータケーシング及びトランスファロータ駆動装置の一部を収納するため、格納容器には、トランスファロータ収納部（トランスファロータケーシング収納部及びトランスファロータ駆動装置収納部）を設ける。トランスファロータケーシング及びトランスファロータ駆動装置は、当該収納部に取り付けられる。トランスファロータ駆動装置収納部は隔壁構造を有し、格納容器バウンダリの一部を構成する。また、トランスファロータケーシング収納部については、取り付けられたトランスファロータケーシングの一部が格納容器バウンダリの一部を構成する。これらの隔壁等については、格納容器内の原子炉建物のコンクリートと接触することがないように、十分な空間を有するものとし、かつ、

アニュラス部と当該空間を隔て、雰囲気を独立させることができるものとする。

9.2.2 外周コンクリート壁（アニュラス部を含む。）

外周コンクリート壁は、格納容器を取り囲むように設置するたて置円筒型の鉄筋コンクリート建造物であり、格納容器及び外周コンクリート壁との間の下半部を密閉した空間はアニュラス部を構成する。アニュラス部は、通常運転時において、アニュラス部排気設備により、その内部を負圧状態に維持される。主な仕様を以下に示す。

型式 たて置円筒型

材料 鉄筋コンクリート

寸法 内径×板厚 約 30m×約 0.5m

高さ 地上約 27m・地下約 20m

設計気密度 約-0.1kPa[gage]の負圧条件において漏えい率 200%/d

9.2.3 アニュラス部排気設備（非常用換気設備を含む。）

アニュラス部排気設備は、通常運転時において、アニュラス部を負圧状態に維持するためのものであり、フィルタ、排風機及びこれらを結ぶ配管等から構成する（第 9.2 図参照）。また、アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ（アニュラス部常用排気フィルタ）を経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系（アイソレーション）が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。アニュラス部は、通常、約-0.1kPa[gage]に維持されるものとし、アニュラス部排気設備の排風機は、非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に粒子状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。主な仕様を以下に示す。

（i）アニュラス部排風機

基数 2基（内予備1基）

処理風量 約 1,700m³/h/基

（ii）非常用ガス処理装置

基数 2基（内予備1基）

処理風量 約 1,700m³/h/基

系統よう素除去効率

無機よう素に対して 98%（ただし、湿度 80%以下において）

有機よう素に対して 92%（ただし、湿度 80%以下において）

粒子状浮遊物除去効率 98%（ただし、DOP 約 0.5 μm 粒子に対して）

9.2.4 安全容器

原子炉容器の周囲には、遮へいグラファイトが設置される。安全容器は、原子炉容器及び

遮へいグラファイトを収納するたて置円筒型の鋼製容器である。底鏡面板は平板で、基礎コンクリート上に敷かれた鋼板上に据え付けられる。胴上部には、ベローズを用いた膨張継手を有し、上端は、生体遮へい体（原子炉建物の一部）の内張り鋼板に接続される。安全容器と生体遮へい体のギャップには、窒素ガスが通気される。主な仕様を以下に示す。

型式 たて置円筒型
材料 炭素鋼
寸法 内径 約 6.4m
全高 約 9m

多量の放射性物質等を放出する事故等時

安全容器は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、安全容器内において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合にあっても、漏えいした冷却材を保持し、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位（原子炉容器通常ナトリウム液位－4,000mm）を確保する設計とする。

また、安全容器は、多量の放射性物質等を放出する事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象により炉心が著しく損傷し、原子炉容器外に冷却材（ナトリウム）や放射性物質等（熔融炉心物質を含む。）が流出した場合に、格納容器の破損を防止するため、流出した冷却材や損傷炉心物質を保持できるよう以下の条件で設計する。

設計圧力	内圧	ベローズを含めて上部	0.5kg/cm ² [gage]（約49kPa[gage]）
		ベローズより下部	1.0kg/cm ² [gage]（約98kPa[gage]）
設計温度	耐圧部		450℃

9.2.5 炉上部ピット

原子炉容器は、上端のフランジにおいて、格納容器内の地下中1階床面と概ね同じレベルのペDESTルに支持される。原子炉容器の上部に設けられる回転プラグは、炉上部ピット内に位置する。炉上部ピットの上方には、運転床面と概ね同じレベルに炉上部ピット蓋が設置される。なお、炉上部ピット蓋については、原子炉運転中に当該エリアをA区域（基準線量率：20μSv/h以下）とする必要がある場合に、設置するものとする。

9.2.6 格納容器雰囲気調整系

格納容器（床上）と格納容器（床下）の圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。

格納容器空気雰囲気調整設備は、第9.3図に示すように、原子炉附属建物内に設置される送風機及び排風機により、格納容器（床上）に空気を給気・排気するとともに、当該雰囲気

の圧力を微正圧（約 0.1kPa[gage]）に維持するものである。また、1次主循環ポンプの電動機を冷却するため、格納容器（床上）には、再循環式のファンコイルユニットが設置される。

格納容器窒素雰囲気調整設備は、第 9.3 図に示すように、格納容器（床下）に窒素ガスを供給することで、酸素濃度 4%（重量比）以下の窒素雰囲気とし、ナトリウムが漏えいした場合にあっても、その燃焼を防止するものである。また、格納容器窒素雰囲気調整設備は、格納容器（床下）の窒素ガスを冷却し、循環するためのファンを有する。

格納容器窒素雰囲気調整設備の一部は、非常用ディーゼル電源系に接続する。なお、格納容器（床下）の圧力は、通常、微正圧（約 0.1kPa[gage]）に維持される。原子炉停止中において、機器保守等のために作業員が入域する場合にあつては、格納容器（床下）を空気雰囲気にするものとするが、その場合は、空気置換前に、当該区域のナトリウムをドレンするものとする（ただし、格納容器（床上）と格納容器（床下）のバウンダリを形成した場合を除く。）。

9.2.7 コンクリート遮へい体冷却系

安全容器の外側に位置する生体遮へい体（コンクリート遮へい体）は、主に、ガンマ線により発熱する。安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに、窒素ガスを通気し、当該部を許容温度以下に保持するため、コンクリート遮へい体冷却系を設ける（第 9.4 図参照）。コンクリート遮へい体冷却系は、ブロワ及び冷却器等から構成する。安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに通気された窒素ガスは、ブロワを経由し、格納容器外に設置した冷却器に導入・熱放散され、再び、安全容器と生体遮へい体（コンクリート遮へい体）のギャップに通気される。なお、冷却器は水冷式とする。

多量の放射性物質等を放出する事故等時

コンクリート遮へい体冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉容器外壁に窒素ガスを通気し、原子炉停止後の炉心を冷却できるよう整備する。また、多量の放射性物質等を放出する事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象により、炉心が著しく損傷し、原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が流出した場合に、格納容器の破損を防止するため、流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器外面から冷却できるよう以下の条件で設計する。

(i) 窒素ガスブロワ

型式 ターボブロワ

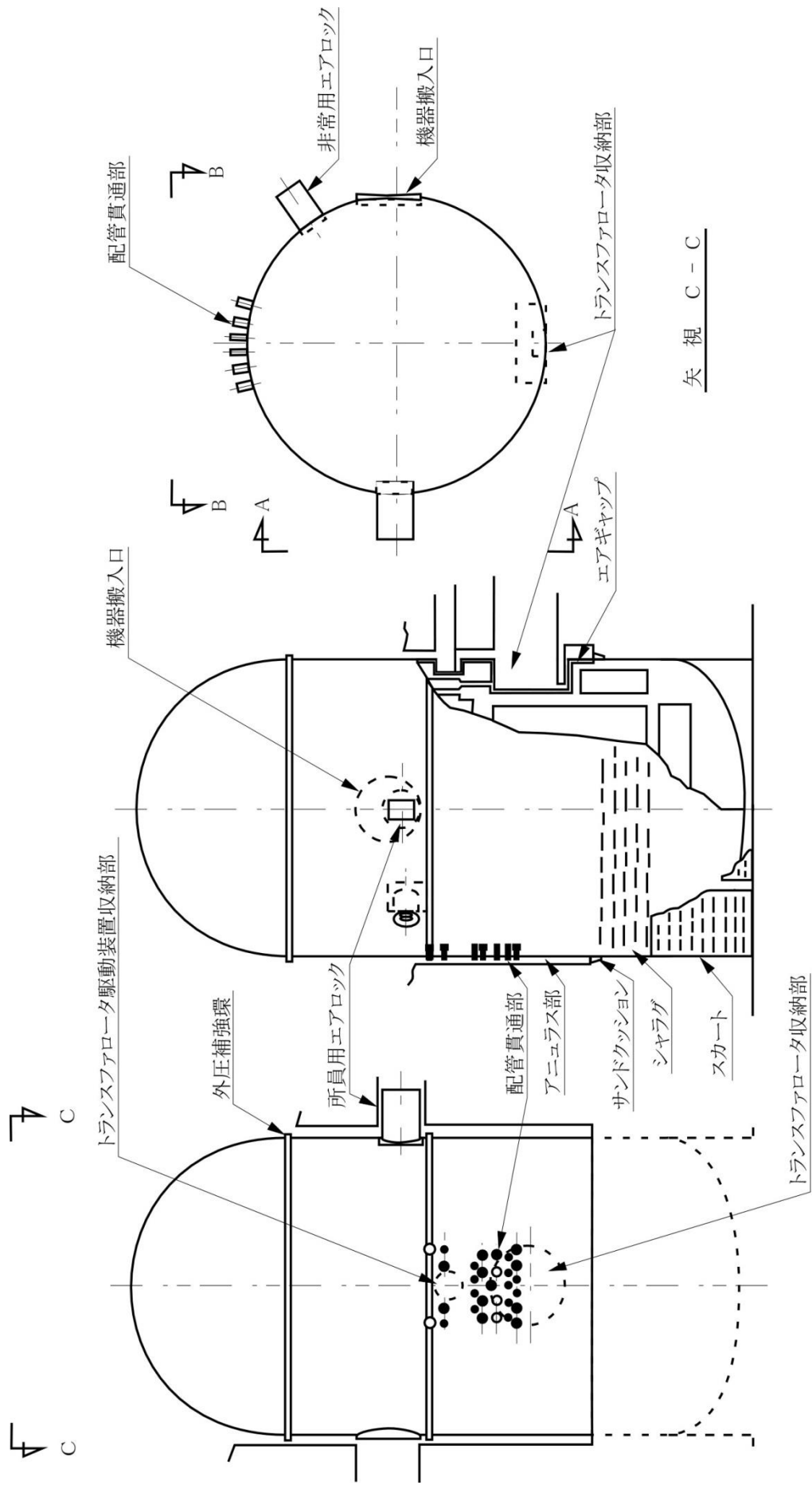
基数 2 台（内予備 1 台）

容量 約 30,000m³/h/台

- (ii) ペDESTALブースタブロワ
 - 型式 ターボブロワ
 - 基数 2台 (内予備1台)
 - 容量 約5,500m³/h/台
- (iii) 窒素ガス冷却器
 - 型式 シェルアンドチューブ型
 - 基数 2基
 - 冷却水量 約172ton/h/2基
 - 容量 約1MW/2基

9.2.8 格納容器付帯設備

格納容器内には、機器保修等において使用する旋回式天井クレーン及び機器ピットを設ける。旋回式天井クレーンは1台とし、機器類の移動に使用する。機器ピットは、運転床に開口を有し、格納容器(床下)に至る円筒形状のコンクリート構造物(原子炉建物の一部)であり、鋼製ライニングを敷設したものとする。原子炉容器内に設置される機器及び1次冷却系機器等の取り扱いにあっては、その放射化や放射性ナトリウム付着のおそれを考慮し、必要に応じて、適切なバッグ、キャスク及びコフィン類を準備し、遮蔽及びナトリウム燃焼防止を図るものとしており、機器ピットは、これらの取り扱い等に使用する。なお、機器ピット上部には、通常、ピット蓋が設置される。

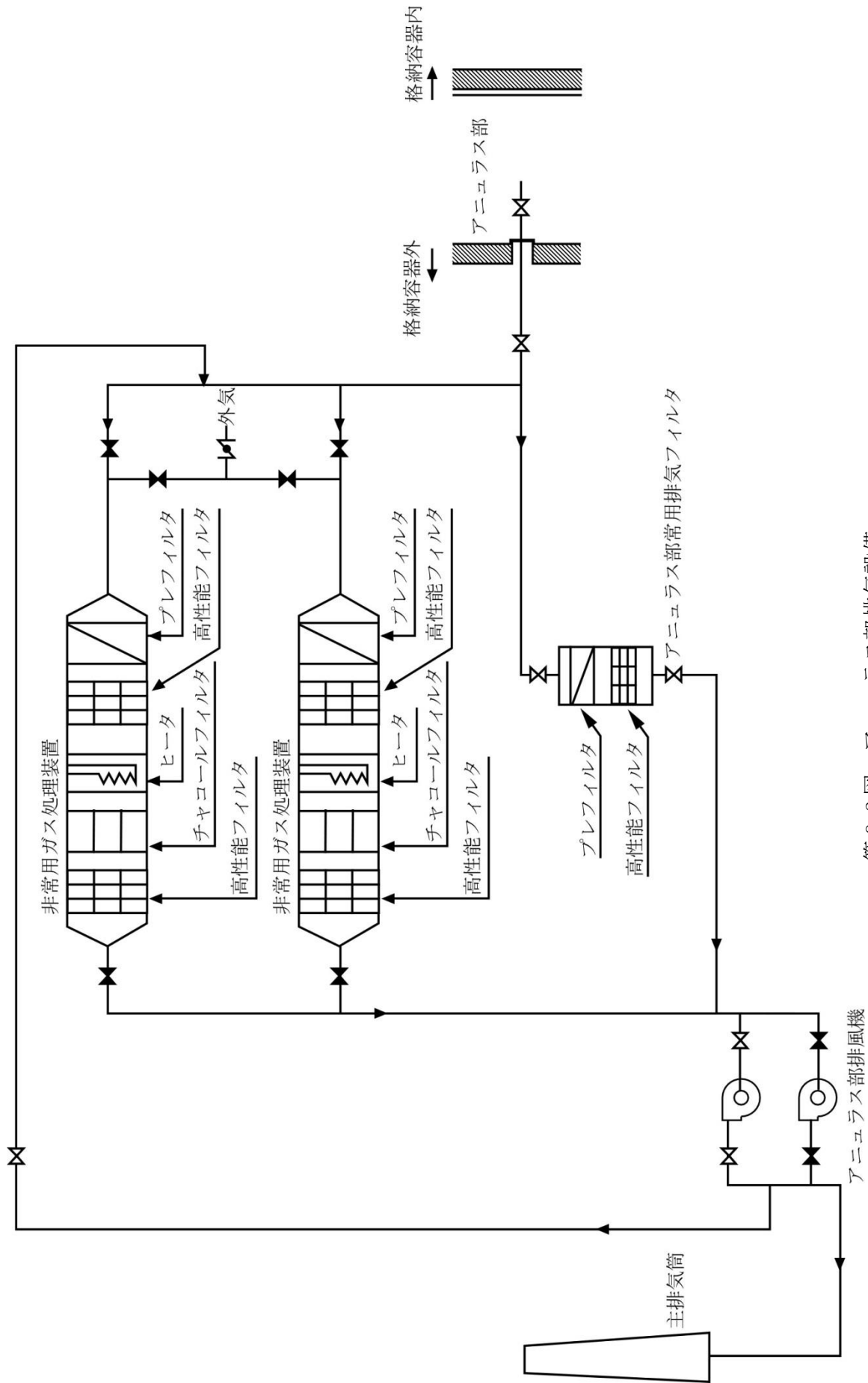


矢 視 A - A

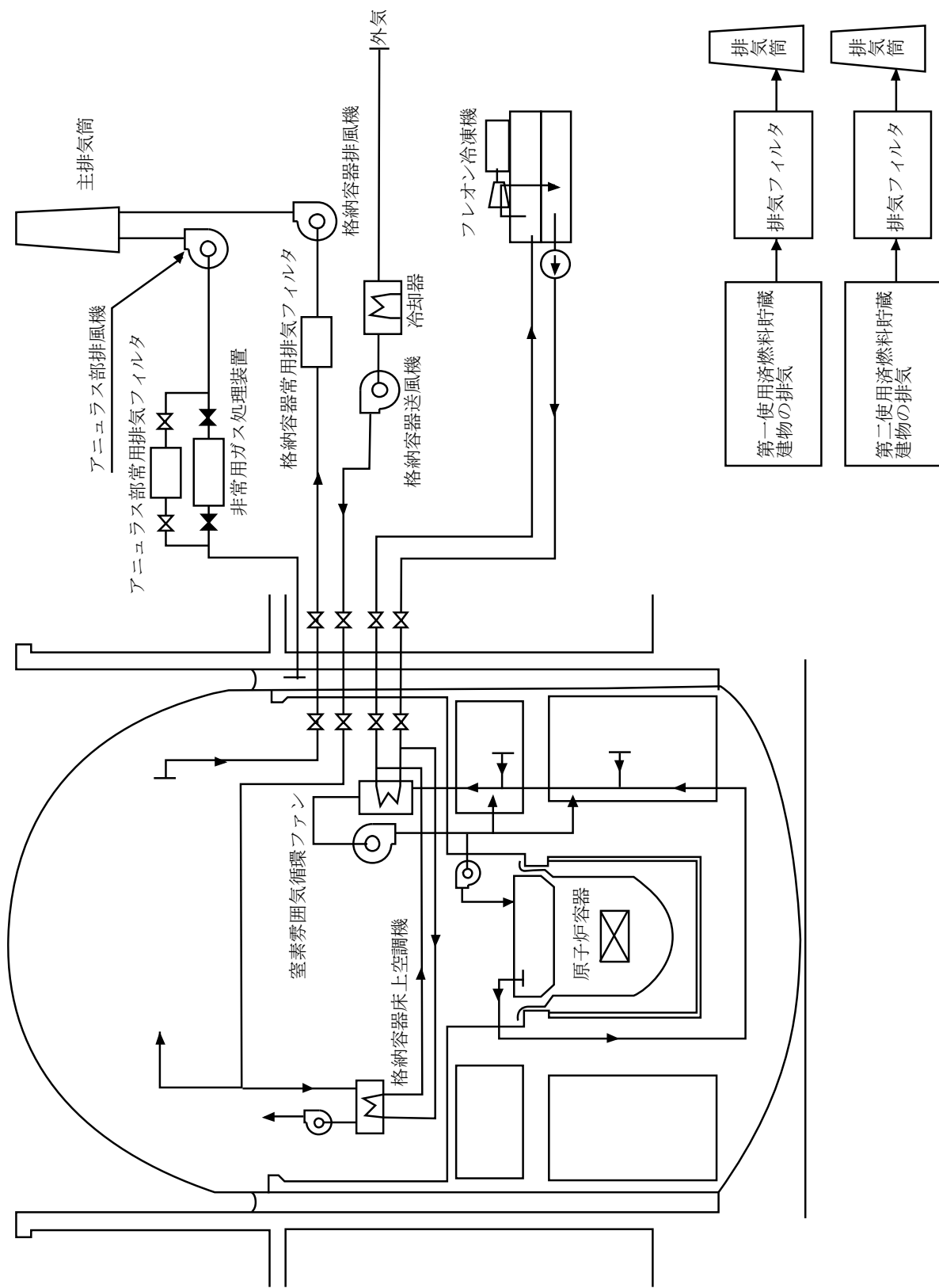
矢 視 B - B

矢 視 C - C

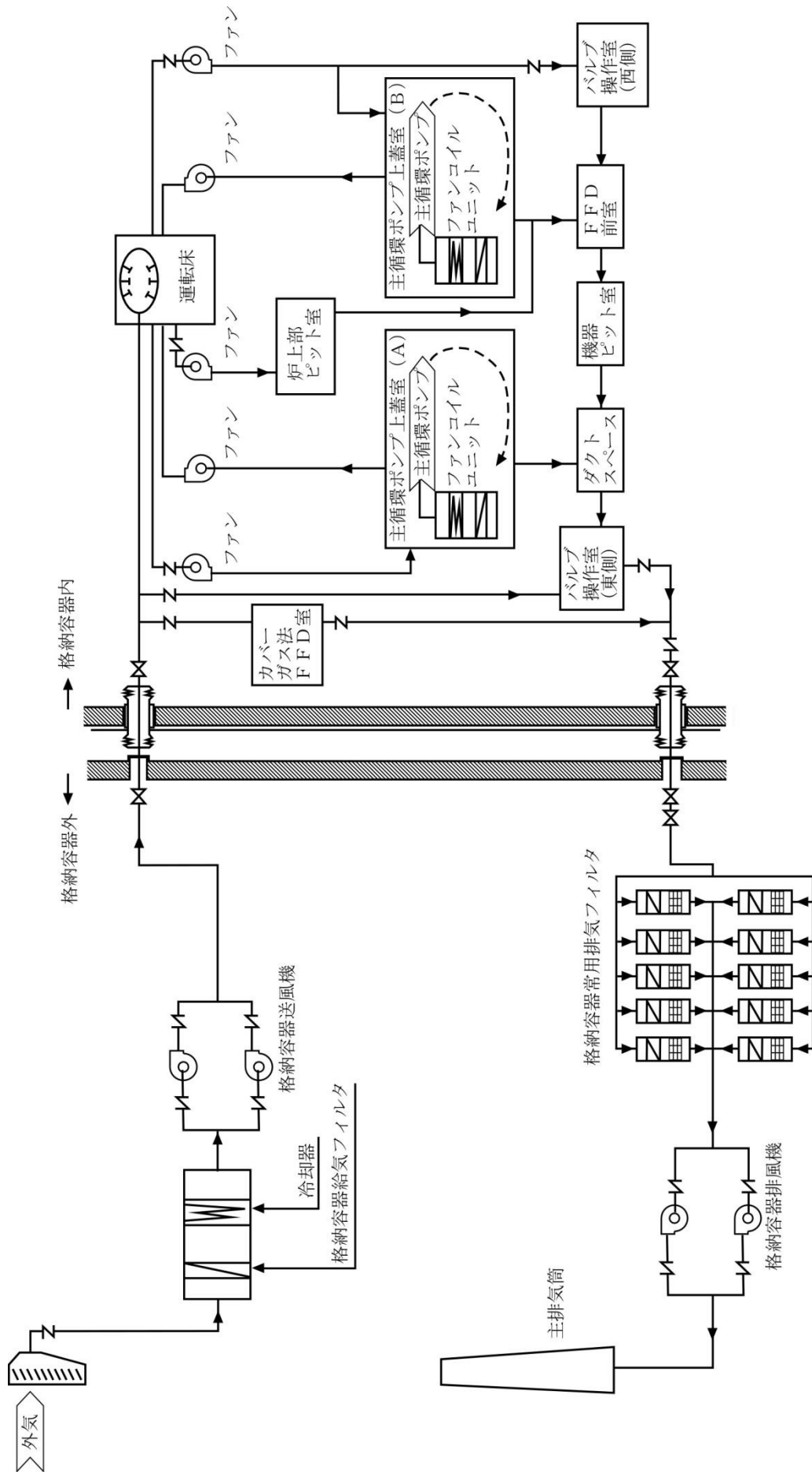
第 9.1 図 格納容器



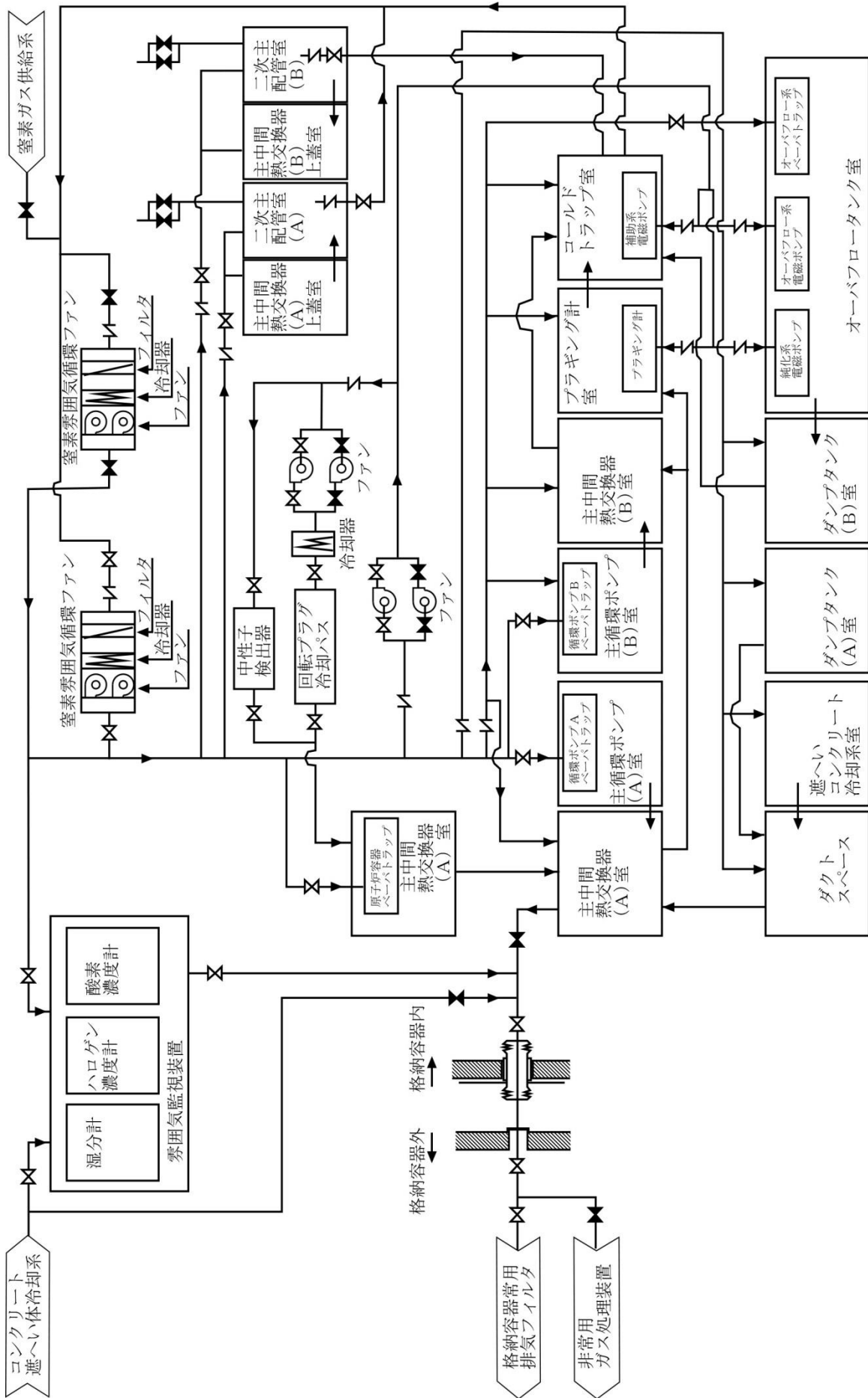
第 9.2 図 アンモラス部排気設備



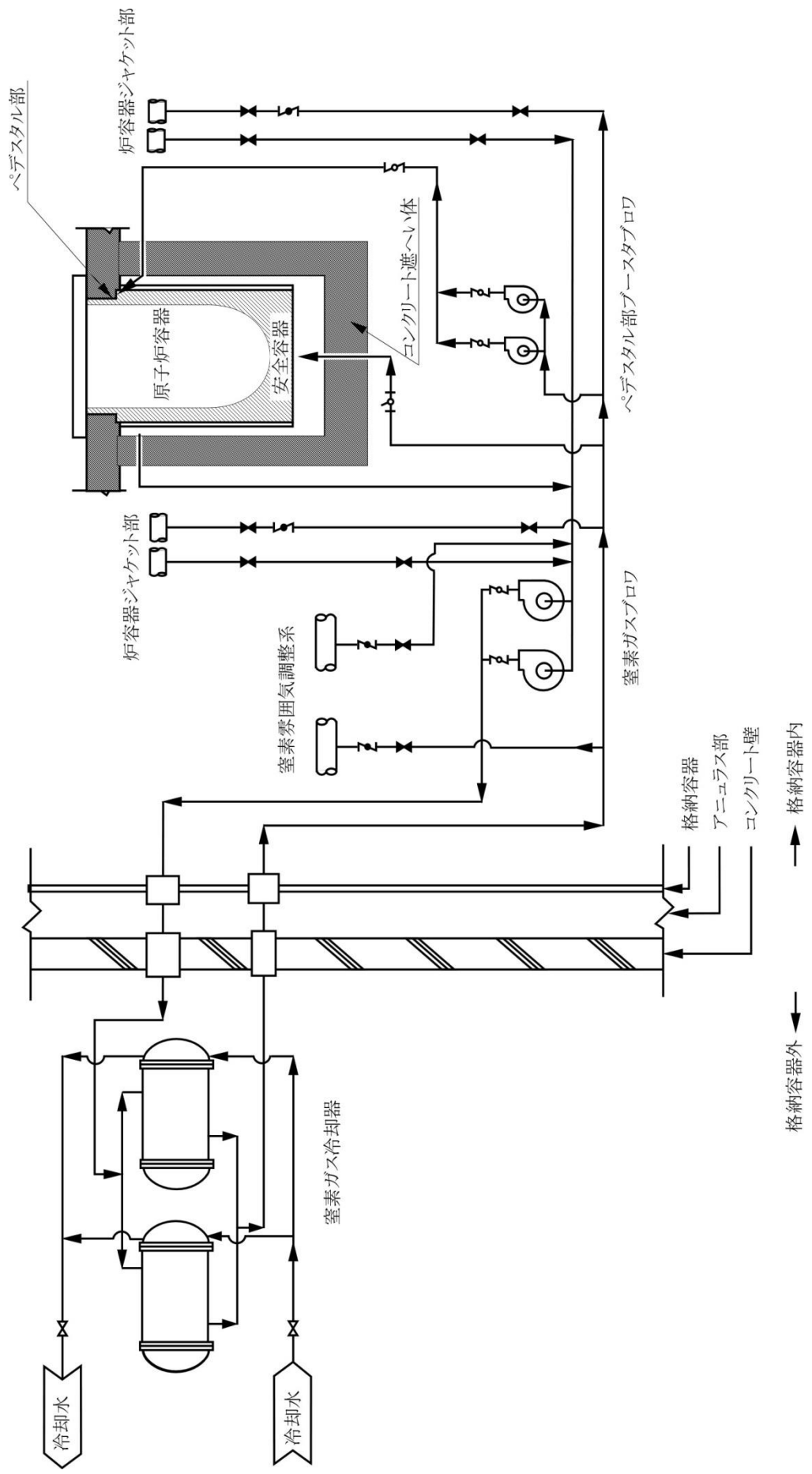
第 9.3 図 (1/3) 格納容器雰囲気調整系等



第 9.3 図 (2/3) 格納容器雰囲気調整系等



第9.3図 (3/3) 格納容器雰囲気調整系等



第 9.4 図 コンクリート遮へい体冷却系

10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

10.1 概要

原子炉施設には、その他試験研究用等原子炉の附属施設の主要設備として、以下の設備等を設ける。

(10) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材

原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。

「燃料体の損傷が想定される事故」においては、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故について、炉心の著しい損傷を防止するための措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置を講じることが基本方針とする。

「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」においては、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故について、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることが基本方針とする。

また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至ることを仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることが基本方針とする。

原子炉施設には、プラント状態に応じて、以下の資機材及び資機材の機能に必要な関連設備をあらかじめ整備し、これらの措置に使用できるものとする。

(1) 資機材の設計方針

資機材は、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための措置が必要な場合にその機能を十分に発揮できるよう、次のような条件を備えた信頼性を確保した設計とする。

- (i) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合における環境条件において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものであること。
- (ii) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。
- (iii) 健全性を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。
- (iv) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において本来の用途以外の用途として使用する資機材にあっては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。
- (v) 原子炉施設内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。
- (vi) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において資機材の操作を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない操作場所を選

定すること。

- (vii) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等の収束に必要な容量を有するものであること。
- (viii) 二以上の試験研究用等原子炉施設と共用しないものであること。
- (ix) 共通要因によって設計基準事故に対処するための設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう設計する。
 - a. 設計基準事故に対処するための設備に対して、可能な限り多様性及び独立性を考慮する。
 - b. 格納容器破損防止措置は、炉心損傷防止措置の機能喪失を仮定して措置を整備する。
 - c. 基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。また、原子炉の停止機能に係る資機材は耐震 S クラスとする。
 - d. 火災により機能を喪失しないよう火災防護対策を講じる。火災防護対策を講じる設計を行うに当たり、資機材を設置する区域を火災区域及び火災区画に設定する。設定する火災区域及び火災区画に対して、火災の発生防止並びに早期に火災の感知及び消火を行うことができるように必要な火災防護対策を講じる。
 - e. 電源が必要な資機材は、非常用電源設備又は仮設電源設備から給電する。なお、非常用電源設備の燃料は、4 日間以上の連続運転に必要な量を貯留するものとする。
- (x) 可搬型の資機材にあつては、以下に掲げる設計とする。
 - a. 常設設備と容易かつ確実に接続することができるものとする。
 - b. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において資機材の設置及び操作を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所を選定すること。
 - c. 共通要因によって設計基準事故に対処するための設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう常設設備と異なる保管場所に保管すること。
 - d. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等が発生した場合において運搬し、通路が確保できるよう、適切な措置を講じたものとする。

(2) 「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材

炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。安全施設を資機材として使用するものは、各安全施設の設備に記載のとおり、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮するものとする。

a. 制御棒及び制御棒駆動系

設備については、「3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系」に示す。

b. 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系

後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、制御棒及び制御棒駆動系による原子炉停止が不能の場合にも原子炉を停止できるよう、次のような条件を備えた信頼性を確保した設計とする。

- イ. 後備炉停止制御棒は保持電磁石の励磁により把持するものとし、保持電磁石の励磁断により、自動的に重力等により落下し、炉心に挿入される信頼性の高い設計とする。
- ロ. 後備炉停止制御棒は、周囲の集合体とは独立し、駆動範囲を空洞にした後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管内に配置し、通常運転時から、後備炉停止制御棒の過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管内に位置し、挿入が阻害されない設計とする。
- ハ. 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、地震時の相対変位による衝突及び拘束により挿入性が阻害されず、地震による共通原因により、主炉停止系と同時に機能を喪失しない設計とする。
- ニ. 制御棒及び後備炉停止制御棒は、他の高速炉も含めて、挿入に失敗した事例はなく、実機の実績に基づく設計、製作及び保守により信頼性を確保する。

設備については、「3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系」に示す。

なお、後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系の動作に必要な信号の発生は、f. 後備炉停止系用論理回路に示すとおり、多様性を備えたものとする。

c. 制御棒連続引抜き阻止インターロック

制御棒連続引抜き阻止インターロックは、運転モードスイッチ「高出力モード」における出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒となると、引抜きを自動的に阻止するタイマーリレーを引抜回路に設けることにより、引抜きを自動的に阻止できるものとする。

d. 原子炉保護系（スクラム）（手動スクラムを含む。）

設備については、「6.5.2.1 原子炉保護系（スクラム）」に示す。

e. 原子炉保護系（アイソレーション）

設備については、「6.5.2.2 原子炉保護系（アイソレーション）」に示す。

f. 後備炉停止系用論理回路

設計基準事故で考慮する安全保護回路の論理回路による原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合に、代替原子炉トリップ信号により作動する後備炉停止系用論理回路を設け、自動的に後備炉停止制御棒を炉心に挿入することにより、原子炉を自動停止できるものとし、論理回路の作動に係る多様性及び独立性を確保する。（第10.11.1図参照）。

g. 原子炉冷却材バウンダリ

設備については、「5.2 1次主冷却系」に示す。

h. 冷却材バウンダリ

設備については、「5.3 2次主冷却系」に示す。

- i. 原子炉容器リークジャケット
設備については、「3.11 原子炉容器」に示す。
- j. 原子炉カバーガス等のバウンダリ（安全板を含む。）
設備については、「5.8 アルゴンガス設備（1）1次アルゴンガス系」に示す。
- k. 格納容器バウンダリ
設備については、「9.2.1 格納容器」に示す。
- l. 1次主冷却系サイフォンブレイク配管
設備については、「5.2 1次主冷却系 5.2.2.3 配管」に示す。
- m. 1次補助冷却系サイフォンブレイク止弁
設備については、「5.5 補助冷却設備（1）1次補助冷却系」に示す。
- n. 非常用冷却設備及び補助冷却設備
設備については、「5.4 非常用冷却設備及び5.5 補助冷却設備」に示す。
- o. 安全容器（コンクリート遮へい体冷却系を含む。）
設備については、「9.2.4 安全容器及び9.2.7 コンクリート遮へい体冷却系」に示す。
- p. 断熱材及びヒートシンク材
安全板からナトリウムが流出した場合の熱的影響を緩和するため、格納容器（床下）の安全板を設置する室の鋼製のライナ上に、断熱材及びヒートシンク材（アルミナ）を整備する。
- q. 関連する核計装
設備については、「6.2 核計装」に示す。
- r. 関連するプロセス計装
設備については、「6.3 プロセス計装」に示す。
- s. 遅発中性子法燃料破損検出設備
設備については、「6.4 燃料破損検出系 6.4.2 主要設備（1）遅発中性子法燃料破損検出設備」に示す。
- t. 仮設電源設備（燃料油運搬設備を含む。）
原子炉の監視に必要な容量（1.6kVA）を有する2組の仮設電源設備を配備する。
- u. 仮設計器
温度検出器等の指示値の確認に必要な抵抗測定等のための仮設計器を配備する。

(3) 「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材

使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措置に用いる資機材を以下に示す。

- a. 可搬式ポンプ及びホース
可搬式ポンプは、給水に必要な容量（吐出量 100l/min 以上、揚程 20m 以上）を有

する 2 台 (内予備 1 台) を配備する。また、ホースは、給水に必要な容量 (10 本 (20m/本 (内予備 2 本))) を配備する。なお、水源には夏海湖 (過去最低貯水量: 約 193, 000m³) を使用する。

b. 水冷却池

設備については、「4. 2. 2. 2 使用済燃料貯蔵設備 (1) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備」に示す。

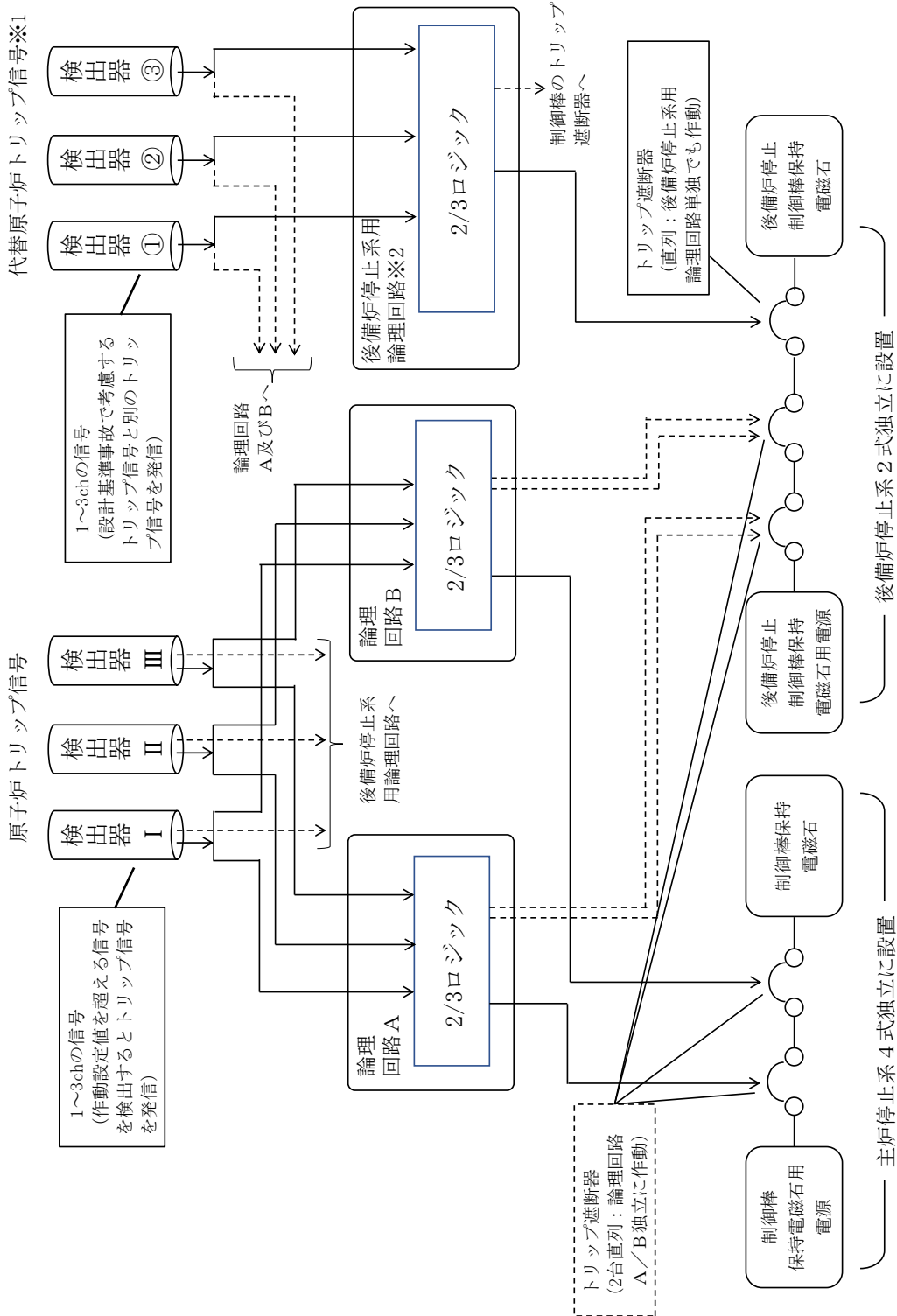
c. 水冷却浄化設備サイフォンブレイカー

水冷却浄化設備の各配管に、サイフォン現象による水位低下時に、開口部開放による受動的なサイフォンブレイク機能を有するサイフォンブレイク孔を整備する。

(4) 「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至る想定」に係る資機材

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至る想定において、事業所外への放射性物質の放出を抑制するための措置に用いる資機材を以下に示す。

資機材の名称	資機材を使用する対策
仮設カバーシート	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策
仮設放水設備	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策、大規模な火災の消火活動
泡消火設備	大規模な火災の消火活動
特殊化学消火剤	大規模な火災の消火活動
乾燥砂消火剤	大規模な火災の消火活動
消火剤遠隔散布設備	大規模な火災の消火活動
仮設不活性ガス送気設備	大規模な火災の消火活動、格納容器破損緩和対策
仮設給電設備	炉心損傷緩和対策
移動式揚重設備	各対策
資機材運搬車両	各対策
防護機材	各対策



※1：設計基準事故で考慮する原子炉トリップ信号とは別の代替原子炉トリップ信号により、原子炉トリップ信号発信に係る多様性及び独立性を確保

※2：設計基準事故で考慮する論理回路とは別の多様化した後備炉停止系用論理回路を設け、後備炉停止系用論理回路から多様化したトリップ遮断器を設けることで、論理回路の作動及び後備炉停止制御棒の挿入に係る多様性及び独立性を確保

第 10.11.1 図 後備炉停止系用論理回路概要図 (2 out of 3 の場合)

1. 安全評価に関する基本方針

1.1 概要

原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように、また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさないものとして、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置許可基準規則」に適合する設計とする。

なお、運転時の異常な過渡変化は、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、設計基準事故は、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」⁽¹⁾、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽²⁾、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽³⁾等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあつては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。また、設計基準事故にあつては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。

想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能を第1.1表に示す。

また、原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であつて、原子炉施設から多量の放射性物質又は放射線を放出するおそれがあるもの（以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。）が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えるもの）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。

第 1.1 表 解析において影響緩和のために考慮する主要な安全機能

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
MS-1	原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能	①制御棒 ②制御棒駆動系 1) 駆動機構 2) 上部案内管 3) 下部案内管	①炉心支持構造物 1) 炉心支持板 2) 支持構造物 ②炉心バレル構造物 1) バレル構造体 ③炉心構成要素 1) 炉心燃料集合体 2) 照射燃料集合体 3) 内側反射体 4) 外側反射体 (A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置
	1次冷却材漏えい量の低減機能	①原子炉容器 1) リークジャケット ②1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁の配管 (外側) 又はリークジャケット	①関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後の除熱機能	①1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプボニーモータ 2) 逆止弁 ②2次主冷却系 1) 主冷却機 (主送風機を除く。)	①原子炉容器 1) 本体 ②1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 1) 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。) ③2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁 (ただし、計装等の小口径のものを除く。)
	放射性物質の閉じ込め機能	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	①原子炉保護系 (スクラム) ②原子炉保護系 (アイソレーション)	①関連する核計装 ②関連するプロセス計装
	安全上特に重要な関連機能	①非常用ディーゼル電源系 (MS-1に関連するもの) ②交流無停電電源系 (MS-1に関連するもの) ③直流無停電電源系 (MS-1に関連するもの)	①関連する補機冷却設備
	MS-2	放射線の遮蔽及び放出低減機能	①外周コンクリート壁 ②アニュラス部排気系 1) アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィルタを除く。) ③非常用ガス処理装置 ④主排気筒 ⑤放射線低減効果の大きい遮蔽 (安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系を含む。)
事故時のプラント状態の把握機能		①事故時監視計器の一部	

4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故

4.1 安全評価に関する基本方針

原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低い、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく（実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの）を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。

4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本となる考え方

「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえた上で、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じるものとする。事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故（以下「炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故」という。）を選定する。

高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故については、炉心損傷防止措置を講じるとともに、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合には、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置として格納容器破損防止措置を講じることを基本方針とする。

なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立地評価における炉心熔融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。

使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じることを基本方針とする。

また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに大規模ナトリウム火災に至ること（以下「多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象」という。）を仮想的に想定する。ここでは、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。

4.3 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故

4.3.1 炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故の選定

4.3.1.1 選定の手順

炉心の著しい損傷に至る可能性がある」と想定する事故の選定にあたっては、先ず施設の特徴を踏まえた異常事象の抽出を行う。ここで、炉心の著しい損傷は、原子炉施設が通常運転状態

から逸脱し、燃料体の発熱の増加または燃料体からの除熱の減少により、炉心が昇温することにより生じるものであることに着目する。次に、抽出した異常事象に続く事故の進展について、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。その結果としての、炉心の著しい損傷に至る可能性がある組合せ（以下「事故シーケンス」という。）を類型化して、事象グループに集約する。最後にそれぞれの事象グループに含まれる事故シーケンスの中から、後述する着眼点に従って評価事故シーケンスを選定する。

4.3.1.2 事象グループの選定

異常事象の抽出においては、異常が発生する部位と異常の結果変動するパラメータを系統的に考慮する。異常事象の抽出結果及び影響を整理したものを第 4.3.1.1 表に示す。ここでは、施設の特徴を踏まえ、異常発生部位を、原子炉本体のうち「炉心」、原子炉冷却系統施設のうち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設備」、「冷却材純化設備」、「ナトリウム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制御系統施設のうち「安全保護回路」、「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系」、その他試験研究用等原子炉の附属施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。抽出した異常事象の炉心への影響について、炉心の昇温に至るか否かの観点で類型化した場合、これらは、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」に分類される。類似の異常事象を集約した結果を第 4.3.1.2 表に示す。

集約した異常事象に続く事故の進展については、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象及び原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出する。

上記の異常事象及び何らかの原因（地震等の外部事象を含む。）による原子炉停止機能の喪失又は冷却機能の喪失の組合せのうち、炉心の著しい損傷に至る最小の組合せ全てを炉心の著しい損傷に至る条件として明らかにする。この条件を基に異常事象ごとに原子炉停止機能及び冷却機能の成否を分岐図（以下「イベントツリー」という。）上に展開することにより事故シーケンスを抽出する。異常事象のうち炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリーを第 4.3.1.1 図（1）から（7）及び第 4.3.1.2 図（1）から（7）に示す。このとき、原子炉停止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事故対処設備に限る。設計基準を超える地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発される主冷却系 2 ループポンプトリップ等の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の機能喪失の一部として考慮される。

なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準事故対処設備の安全機能を対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価（出力運転時レベル 1PRA）において選定した起因事象との比較を通じて確認した。

抽出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重畳した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、イベントツリーで展開された多数の事故シーケンスを類型化し集約することにより以下の事象グループを選定する。

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF: Unprotected Loss of Flow)
- (2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP: Unprotected Transient Over-Power)
- (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)

また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」において、原子炉停止機能が正常に作動した場合であっても、崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失により、炉心の著しい損傷に至る可能性のある事故シーケンスが抽出される。また、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として原子炉冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルを超えて低下する事故シーケンスが抽出される。さらに、全交流動力電源喪失も、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として抽出される。以上を踏まえ、イベントツリーで展開された多数の事故シーケンスを類型化し集約することにより以下の事象グループを選定する。

(4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失 (LORL: Loss of Reactor Level)

(5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS: Protected Loss of Heat Sink)

(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO : Station Blackout)

なお、設計基準を超える地震等の外部事象に起因する事故の進展についても以上の事象グループに集約される。

さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生するおそれのある異常事象を抽出した。結果を第4.3.1.3表に示す。また、イベントツリーを第4.3.1.3図(1)から(3)に示す。なお、「流路閉塞事象(千鳥閉塞)」及び「局所的過熱事象(約30%過出力)」は異常事象の想定が設計基準事故での想定を超える事象であるため、設計基準事故対処設備の機能喪失を想定したイベントツリー上での展開はない。炉心の局所的な昇温により燃料破損が発生した場合に、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性を確認するため、以下を事象グループとして選定する。

(7) 局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)

抽出された事故シーケンス及び選定した事象グループと国外のナトリウム冷却型高速炉で考慮されたものを比較、検討し、これらの抽出及び選定結果が妥当であることを確認した。

4.3.1.3 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定

4.3.1.2で選定した事象グループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、それらの中から、評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。選定にあたって影響の大きさを考慮した以下の点に着眼する。

(1) 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の機能が喪失し、炉心の著しい損傷に至る。

(2) 炉心損傷防止措置の実施に対する余裕時間が短い。

(3) 炉心損傷防止措置に必要な設備容量が大きい。

(4) 事象グループの中の特徴を代表している。

ここで、「事象グループの中の特徴を代表している。」については、設計基準事故対処設備の安全機能を対象とした内部事象に関する確率論的リスク評価(出力運転時レベル1PRA)により定量化した事故シーケンス毎の炉心損傷頻度を参照した。

各事象グループについて選定した評価事故シーケンスを以下に示す。

- (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失
 - a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 外部電源喪失及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - (2) 過出力時原子炉停止機能喪失
 - a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失
 - a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系（スクラム）動作失敗の重畳事故
 - c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
 - (4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失
 - a. 1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）及び安全容器内配管（外管）破損の重畳事故
 - b. 1次冷却材漏えい（1次主冷却系配管（内管）破損）及び1次主冷却系配管（外管）破損の重畳事故
 - c. 1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）及び1次補助冷却系配管（外管）破損の重畳事故
 - (5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失
 - a. 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - b. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
 - (6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失
 - a. 全交流動力電源喪失（外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗）事故
- また、局所的燃料破損事故について選定した結果を以下に示す。
- (7) 局所的燃料破損
 - a. 冷却材流路閉塞（千鳥格子状）事故

4.3.1.4 格納容器の破損に至る可能性があるとして想定する事故

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故に対処するために講じる「炉心損傷防止措置」が機能しない場合においては、炉心の著しい損傷の可能性があり、その結果、格納容器が破損に至る可能性が想定される。

本原子炉施設であるナトリウム冷却型高速炉については、格納容器の破損を含む包括的解析やレベル1.5確率論的リスク評価の実施例は数少なく、実用発電用軽水型原子炉施設における格納容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている格納容器破損モードは存在しない。このため、本原子炉施設においては、格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定するのではなく、炉心損傷防止

措置の有効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスをそのまま格納容器破損防止措置の有効性評価のための評価事故シーケンスとして選定し、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定して、その場合において、格納容器破損防止措置を講じることとし、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認する。

格納容器破損防止措置の有効性評価においては、ナトリウム冷却型高速炉において格納容器の破損を引き起こす機構に応じて設定した評価項目を満足することを確認することにより措置の有効性を確認している。その結果として、想定される全ての格納容器破損機構に対して、格納容器破損防止措置が有効であることが確認できる。

なお、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合において、必ずしも全ての評価事故シーケンスにおいて直ちに格納容器への負荷が発生することはない。また、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れた单相のナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器外側に安全容器を設置していること、格納容器（床下）を窒素ガス雰囲気としていること、格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在することなどの特徴を有している。したがって、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価においては、これらの本原子炉施設の設計の特徴と評価事故シーケンスの特徴を適切に考慮して評価を行う。炉心の著しい損傷が生じ、格納容器への負荷が生じる事象にあつては、事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」、「過出力時原子炉停止機能喪失」、「原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失」及び「交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失」の評価事故シーケンスの有効性評価が対応する。これらの評価事故シーケンス以外の評価事故シーケンスは、これらの評価事故シーケンスと同様であるかあるいは包絡されると考えられるが、有効性評価では、全ての評価事故シーケンスを対象とすることにより、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故の全体を一貫して評価することができる。

第 4.3.1.1 表 異常発生部位とパラメータ変動を系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (1/2)

異常部位	着目変量	変動方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
炉心	反応度	正	出力運転中の制御棒の異常な引抜き	正の反応度	炉心流量が確保された状態での過出力
			炉心燃料集合体の収縮方向の移動		
		負	ガス気泡の炉心通過 ^{*3}	負の反応度	炉心流量減少
			炉心燃料集合体の膨張方向の移動 ^{*3}		
		制御棒又は後備炉停止制御棒誤挿入 ^{*3}			
		制御棒又は後備炉停止制御棒落下 ^{*3}			
安全保護回路	原子炉トリップ	誤作動	原子炉誤スクラム(自動)	原子炉スクラムに伴う1次主循環ポンプトリップ	
		誤動作	原子炉誤スクラム(手動)		
1次冷却系 ^{*1}	冷却材流量	増大	1次冷却材流量制御系故障	過冷却	炉心流量が確保された状態での過出力
		減少	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)	1次主循環ポンプトリップ	炉心流量減少
	1次主循環ポンプ軸固着				
	冷却材インベントリ	増大	オーバフロー系故障 ^{*3}		
			主中間熱交換器伝熱管破損 ^{*3}		
			補助中間熱交換器伝熱管破損 ^{*3}		
		減少	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)		
			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)		
			1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)		
	圧力	増大	1次アルゴンガス系圧力制御系故障 ^{*3}		
			他系統からのガス混入 ^{*3}		
		減少	1次アルゴンガス系圧力制御系故障 ^{*3}		
1次アルゴンガス漏えい ^{*3}					

第 4.3.1.1 表 異常発生部位とパラメータ変動を
系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整理 (2/2)

異常部位	着目 変量	変動 方向	具体的な異常事象	異常事象の影響	炉心への影響
2 次 冷却系*2	冷却材 流量	増大	2 次冷却材流量増大	過冷却	炉心流量が確保された 状態での過出力
		減少	2 次冷却材流量減少 (2 次主循環ポンプ トリップ)	2 次主循環ポン プトリップ	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
			2 次主循環ポンプ軸 固着		
	冷却材 インベ ントリ	増大	2 次純化系故障*3	1 次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
		減少	2 次冷却材漏えい 主中間熱交換器 伝熱管破損	2 次冷却材流量 減少	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
	圧力		増大	2 次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3	1 次主循環ポン プトリップ
		減少	2 次アルゴンガス系 圧力制御系故障*3		
			2 次アルゴンガス漏 えい*3		
	空気流 量	増大	温度制御系故障	過冷却	炉心流量が確保された 状態での過出力
			温度制御系誤操作		
		減少	温度制御系故障	除熱不足	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失
			温度制御系誤操作		
主送風機 (1 台) 故 障/トリップ 主送風機軸固着					
常用電源	電源	喪失	外部電源喪失	1 次主循環ポン プ駆動用主電動 機 電源喪失	炉心流量減少
			2 次主循環ポン プ駆動用電動機 電源喪失	炉心流量が確保され、 過出力でない状態 での除熱源喪失	
圧縮空気 供給設備	圧縮空 気	喪失	圧縮空気供給設備故 障*3	1 次主循環ポン プトリップ	炉心流量減少
			圧縮空気漏えい*3		

*1: 1 次冷却材流量制御系、補助冷却設備 (1 次補助冷却系)、ナトリウム充填・ドレン設備 (オーバフロー系)、アルゴンガス設備 (1 次アルゴンガス系) を含む。

*2: 冷却材純化設備 (2 次純化系)、アルゴンガス設備 (2 次アルゴンガス系)、原子炉冷却材 温度制御系を含む。

*3: 原子炉の緊急停止の必要がない、又は緊急停止せずとも炉心の著しい損傷に至らないが、保 守的に原子炉スクラムに至ると仮定すると、原子炉スクラムに伴う炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.2 表 炉心の著しい損傷に至る可能性がある通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因* ¹	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心流量減少	1次主循環ポンプトリップによる流量減少	1次主循環ポンプトリップ	1次冷却材流量減少(1次主循環ポンプトリップ)
		1次主循環ポンプ駆動用主電動機電源喪失	1次主循環ポンプ軸固着 外部電源喪失
		上記以外の原因に起因するインターロック作動に伴う1次主循環ポンプトリップ* ²	1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)
			1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)
			1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)
炉心流量が確保された状態での過出力	制御棒、炉心燃料集合体の移動による反応度添加	制御棒の異常な引抜き	出力運転中の制御棒の異常な引抜き
		炉心燃料集合体等の異常な変位	—* ³
	炉心へ流入する冷却材温度の低下に伴う反応度フィードバック	1次冷却材流量制御系故障	—* ⁴
		2次主冷却系異常による過冷却	2次冷却材流量増大
炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失	2次冷却材流量減少による主中間熱交換器除熱減少	2次主循環ポンプトリップ	2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)
		2次主循環ポンプ駆動用電動機電源喪失	2次主循環ポンプ軸固着 —* ⁵
		上記以外の原因に起因する2次冷却材流量減少* ²	2次冷却材漏えい
	2次冷却材温度上昇による主中間熱交換器除熱減少	主冷却器異常による除熱不足	主冷却器空気流量増大
			主送風機風量瞬時低下

* 1 : 炉心の著しい損傷に至る可能性がある炉心全体の昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱

* 2 : 原子炉トリップ信号発信によるインターロック作動が含まれるが、影響の大きさが他の異常事象に包絡されることから、何らかの原因による原子炉トリップ信号の発信を独立した異常事象に選定しない。

* 3 : 設計で想定される炉心燃料集合体等の異常な変位による反応度添加は制御棒の異常な引抜きに包絡される。

* 4 : 過冷却の要因として1次冷却材流量制御系故障による1次主冷却系流量増大を想定しても炉心の著しい損傷に至る反応度は添加されない。

* 5 : 代表的な原因は外部電源喪失であり、炉心流量減少において考慮している。

第 4. 3. 1. 3 表 炉心の局所的な昇温をもたらす通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出して選定した異常事象

原因	左記原因をもたらす事象	異常発生部位による分類	異常事象
炉心局所の流量減少	燃料要素の破損による流路阻害	同左	燃料要素の偶発的破損
	異物混入による流路閉塞	同左	流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞) 流路閉塞事象(千鳥閉塞)
炉心局所の過出力	過剰な核分裂性物質を有する燃料要素の炉心局所への誤装荷	同左	局所的過熱事象(約 10%過出力)
			局所的過熱事象(約 30%過出力)

異常事象	原子炉停止機能			事故シナケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「電源喪失」）	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
外部電源喪失	成功	成功	成功	炉心健全※1	—
		失敗	失敗	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)
	失敗	成功	失敗	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)
		失敗	失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)

※1： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(7)にて展開する。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(1)

異常事象	原子炉停止機能			事故シナジェンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「1次冷却材流量低」）	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
1次冷却材流量減少 （1次主循環ポンプ リップ）※1、※2	成功	成功	成功	炉心健全※3	—
	失敗	失敗	失敗		
	成功	成功	成功	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※4
	失敗	失敗	失敗		

※1： 異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2： 原子炉手動スクラムでは制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗以外は生じない。

※3： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。ただし、異常事象が「1次主循環ポンプ軸固着」の場合は、第4.3.1.2図(5)にて展開する。

※4： コンクリート遮へい体冷却系の異常や炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらすおそれのある補助中間熱交換器伝熱管破損等の原子炉の緊急停止を要さない異常が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、これを起因として本事故シナジェンスのような原子炉停止機能喪失には至らない。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(2)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 (「中性子束高(出力領域)」)	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
出力運転中の制御棒 の異常な引抜き	成功	成功	成功	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※2
	失敗	失敗	失敗		
				原子炉健全※1	—

※1: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。

※2: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (3)

異常事象	原子炉停止機能			事故シーケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 (「中性子束高(出力領域)」)	原子炉保護系(スクラム) 動作	制御棒(主炉停止系)の 急速挿入		
2次冷却材流量増大 ※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	—
	成功	失敗	失敗	制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)※3
	失敗	失敗	失敗	原子炉保護系(スクラム)動作失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)
				原子炉トリップ信号発信失敗	過出力時原子炉停止機能 喪失(UTOP)

※1: 異常事象が「主冷却器空気流量増大」の場合も同じ。

※2: 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。

※3: 原子炉保護系(スクラム)動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (原子炉停止機能) (4)

異常事象	原子炉停止機能			事故シナリオ	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「2次冷却材流量低」） リップ）※1	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
2次冷却材流量減少 （2次主循環ポンプ リップ）※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	—
			失敗		
	成功	失敗	成功	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)
			失敗		

※1： 異常事象が「2次主循環ポンプ軸固着」の場合も同じ。

※2： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。

※3： 原子炉保護系（スクラム）動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(5)

異常事象	原子炉停止機能			事故シナケンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「原子炉入口冷却材温度 高」）	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
主冷却器空気流量 減少※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	—
	成功	成功	失敗	制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失（ULOF）※3、※4
	失敗	失敗	失敗	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失（ULOHS）※4
			失敗	原子炉トリップ信号発信失敗	除熱源喪失時原子炉停止機 能喪失（ULOHS）※4

※1： 異常事象が「主送風機風量瞬時低下」及び「2次冷却材漏えい※4」の場合も同じ。

※2： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)にて展開する。ただし、異常事象が「2次冷却材漏えい」の場合は第4.3.1.2図(6)にて展開する。

※3： 原子炉保護系（スクラム）動作に伴い、1次主循環ポンプの主電動機が停止し炉心流量減少が生じる。

炉心損傷が生じると格納容器バイパスをもたらす主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもたらす点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。
 ※4： ただし、主中間熱交換器伝熱管破損が生じると、運転員は原子炉を通常停止することから、主中間熱交換器伝熱管破損を起因として本事故シナケンスのような原子炉停止機能喪失には至らない。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）(6)

異常事象	原子炉停止機能			事故シナジェンス	事象グループ
	原子炉トリップ信号発信 （「炉容器液位低」）	原子炉保護系（スクラム） 動作	制御棒（主炉停止系）の 急速挿入		
1次冷却材漏えい （1次主管冷却系配管 （内管）破損）※1	成功	成功	成功	炉心健全※2	—
	失敗	失敗	失敗		
	成功	成功	成功	原子炉保護系（スクラム）動作失敗	炉心流量喪失時原子炉停止 機能喪失(ULOF)
	失敗	失敗	失敗		

※1： 異常事象が「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）」及び「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」の場合も同じ。

※2： 原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(1)にて展開する。ただし、異常事象が「1次冷却材漏えい（安全容器内配管（内管）破損）」及び「1次冷却材漏えい（1次補助冷却系配管（内管）破損）」の場合は、各々第4.3.1.2図(2)及び第4.3.1.2図(3)にて展開する。

第 4.3.1.1 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（原子炉停止機能）（7）

異常事象※1	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナリオ	事象グループ
	1次主冷却系配管(内管)※2	1次主冷却系配管(外管)※3	安全容器内配管(内管)	1次主循環ポンプモーターによる強制循環補助冷却系による強制循環冷却※4		
1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)	健全	健全	健全	成功	成功	炉心損傷なし
				失敗	失敗	炉心損傷なし 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)
	健全	健全	破損	成功	成功	炉心損傷なし
				失敗	失敗	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)
	破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし
				失敗	失敗	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)
	破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし
				失敗	失敗	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)
	破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし
				失敗	失敗	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)

※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

※2: 異常事象と異なるループの1次主冷却系配管(内管)の破損。

※3: 異常事象と同ループの1次主冷却系配管(外管)の破損。

※4: 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却、又は補助冷却系による強制循環冷却のいずれか一方に成功すれば炉心損傷に至らない。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (1)

異常事象※1	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナゲクセス	事象グループ
	安全容器内配管(外管)	1次主冷却系配管(内管)	1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却※2	2次主冷却系による除熱		
1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)	健全	健全	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		
健全	健全	健全	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		
破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		
破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		
破損	破損	破損	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	失敗		

※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

※2: 1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却、又は補助冷却系のいずれか一方に成功すれば炉心損傷に至らない。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (2)

異常事象※1 1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)※2、※3	原子炉容器液位確保機能※1		冷却機能		事故シナリオ	事象グループ
	1次補助冷却系配管(外管)	1次主冷却系配管(内管)	安全容器内配管(内管)	1次主循環ポンプモーターによる強制循環冷却		
	健全	健全	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
		破損	健全	成功	原子炉容器液位が確保し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)※4	炉心損傷なし
		破損	破損	失敗	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+2次主冷却系による除熱2ルーパとも失敗	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)※4
	健全	健全	健全	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
		破損	健全	成功	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモーターによる強制循環2ルーパとも失敗	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)※2
		破損	破損	失敗	原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位が確保+1次主循環ポンプモーターによる強制循環2ルーパとも失敗	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)※2
	破損	破損	破損	失敗	1次補助冷却系配管破損(原子炉容器液位:1次主冷却系の循環に必要な液位より低下)	原子炉容器液位確保機能喪失(LORL)※2

※1: 1次オーバーフロー系、1次ナトリウム純化系及び1次ナトリウム充填ドレン系は配管破損により原子炉容器液位確保機能を喪失しないため、異常事象等に抽出していない。

炉心損傷が生じると格納容器バイパスをたすおそれのある補助中間熱交換器熱管破損は、異常事象「1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)」と同様である。ただし、補助中間熱交換器熱管破損が生じると、2次補助冷却系への冷却材流入が生じ、原子炉容器液位の低下要因とならないことから、原子炉容器液位確保機能について「破損」側の分岐は考慮不要であり、その結果、本事故シナリオのような崩壊熱除去機能喪失には至らない。

※3: 異常事象により補助冷却系による強制循環冷却に失敗。

※4: 補助中間熱交換器熱管破損を起因とする事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなるが、補助中間熱交換器熱管破損が生じると、運転員は2次補助中間熱交換器出入口弁を閉止することから、炉心損傷に至ったとしても破損した伝熱管を通じた格納容器バイパスは防止される。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (3)

異常事象	冷却機能			事故シナケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプボニータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱	補助冷却系による強制循環冷却		
1次冷却材流量減少 (1次主循環ポンプトリップ)※1	成功	成功	成功	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	炉心損傷なし 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)
	失敗	失敗	失敗		
		成功	成功	1次主循環ポンプボニータによる強制循環2ループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	炉心損傷なし 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)

※1: 異常事象が「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」、「2次冷却材流量増大」、「2次冷却材流量減少(2次主循環ポンプトリップ)」、「主冷却器空気流量増大」、「主冷却器空気流量減少」、「2次主循環ポンプ軸固着」及び「主送風機風量瞬時低下」の場合も同じ。また、コンクリート遮へい体冷却系の異常等に伴う原子炉通常停止の場合も同じ。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (4)

異常事象	冷却機能			事故シナケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱	補助冷却系による強制循環冷却		
1次主循環ポンプ軸固着	成功	成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	失敗※1	失敗	失敗	2次主冷却系による除熱2グループとも失敗	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)
		成功	成功	炉心損傷なし	炉心損傷なし
			失敗	1次主循環ポンプポニーモータによる強制循環2グループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)

※1: 異常事象により1ループの1次主循環ポンプポニーモータの強制循環冷却に失敗。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (5)

異常事象	冷却機能			事故シケケンス	事象グループ
	1次主循環ポンプボニータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱	補助冷却系による強制循環冷却		
2次冷却材漏えい※1	成功	成功	成功	2次主冷却系による除熱2グループとも失敗	炉心損傷なし
	失敗	失敗※2	失敗		
	成功		成功	1次主循環ポンプボニータによる強制循環2グループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	炉心損傷なし
	失敗		失敗	1次主循環ポンプボニータによる強制循環2グループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失(PLOHS)※1

※1: 主中間熱交換器伝熱管破損は、2次冷却材インベントリの減少をもちからす点で異常事象「2次冷却材漏えい」と同様である。主中間熱交換器伝熱管破損に起因する事故は、炉心損傷が生じると格納容器バイパスとなり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なものであり、炉心損傷防止で対策する。

※2: 異常事象により1ループの2次主冷却系による除熱に失敗。

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー（冷却機能）(6)

異常事象	冷却機能				事故シナゲンス	事象グループ
	ディーゼル発電機起動	1次主循環ポンプポモータによる強制循環冷却	2次主冷却系による除熱	補助冷却系による強制循環冷却		
外部電源喪失	成功	成功	成功	成功	2次主冷却系による除熱2ループとも失敗	炉心損傷なし 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)
	失敗	失敗	成功	成功		
	失敗	失敗	失敗	失敗	1次主循環ポンプポモータによる強制循環2ループとも失敗 + 補助冷却系による強制循環冷却失敗	交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)
					ディーゼル発電機 (2台) 起動失敗	全交流動力電源喪失 (SBO)

第 4.3.1.2 図 炉心全体の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (冷却機能) (7)

異常事象			
局所的過熱事象 (約10%過出力)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)と同様である。

第 4.3.1.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (1)

異常事象			
燃料要素の 偶発的破損	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)と同様である。

第 4.3.1.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (2)

異常事象			
流路閉塞事象 (1サブチャンネル 閉塞)	燃料破損検出 及び原子炉停止	事故シーケンス	事象グループ
	成功	炉心健全※1	—
	失敗	燃料破損検出及び原子炉停止失敗	局所的燃料破損(LF)

※1:原子炉停止後の崩壊熱除去については、第4.3.1.2図(4)と同様である。

第 4.3.1.3 図 炉心局所の昇温に至るものについて展開したイベントツリー (3)

4.3.2 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価の条件等

4.3.2.1 基本的考え方

炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故が発生した場合に炉心損傷防止措置が有効であること、及び炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合に格納容器破損防止措置が有効であることを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラム（以下「計算コード」という。）を用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価することを基本とする。

4.3.2.2 解析に当たって考慮する事項

有効性評価は、「添付書類 8 10.10 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」の「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材等を用いたものを対象とし、原則として事故が収束し、又は当該事故の収束が合理的に判断できる時点までを対象とする。

4.3.2.3 有効性評価における解析の条件設定の方針

有効性評価における解析の条件設定については、「4.3.2.2 解析に当たって考慮する事項」を考慮するとともに、評価対象とする事故の発生頻度が極めて小さいことを踏まえて、設計値等の現実的な条件を用いた最適評価を行うことを基本とする。また、計算コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、感度解析等によりその影響を適切に考慮する。

4.3.2.4 解析の実施方針

有効性評価における解析においては、評価項目となるパラメータの推移の他、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認する。

4.3.2.5 有効性評価に使用する計算コード

有効性評価において使用する計算コードは、評価事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めて不確かさが把握されている以下の計算コードを選定して使用する。

4.3.2.5.1 Super-COPD

4.3.2.5.1.1 概要

Super-COPDは、その前身の計算コードによる「常陽」及び「もんじゅ」の安全設計及び安全評価に適用された実績を有しており、ナトリウム冷却型高速炉を対象としたプラント冷却系の動特性解析機能と炉心の核熱安全解析機能を有する汎用モジュール型プラント動特性解析コードである。評価事故シーケンスの解析に必要な炉心核計算、炉心及び原子炉容器内の熱流動計算、冷却系及び熱交換器の熱流動計算、動的機器（弁、ポンプ等）の計算並びに原子炉保護系の計算等の機能を有する。

本計算コードは、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価において、

原子炉冷却材バウンダリの健全性を評価するために必要な原子炉容器出口冷却材温度、再配置・冷却過程の解析に必要な原子炉容器入口冷却材温度、炉心流量等の計算に使用される。また、Super-COPDに独立モジュールとして組み込まれているデブリベッド熱計算モジュールは、それ単独で、事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の再配置・冷却過程におけるデブリベッド冷却の解析に用いられる。

4.3.2.5.1.2 重要現象のモデル化

評価事故シーケンスの特徴に応じ、炉心、原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系、1次補助冷却系及び2次補助冷却系における重要現象をモデル化し、評価項目であるパラメータ又は評価項目の解析に必要なパラメータを計算する。炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価で使用するモデルは以下である。

(1) 炉心及び原子炉容器

各種反応度フィードバック及び核動特性、崩壊熱、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度変化等が重要であり、モデル化されている。自然循環条件では炉心流量再配分、炉心径方向熱移行、炉上部プレナム温度成層化等が重要であり、モデル化されている。

1次冷却材が漏えいする事故シーケンスでは、原子炉トリップのタイミングに影響する原子炉容器ナトリウム液位変化が重要であり、モデル化されている。

(2) 1次主冷却系

冷却材の熱流動として、除熱源喪失型原子炉停止機能喪失の事故シーケンスでは強制循環、除熱源喪失型除熱機能喪失の事故シーケンスでは自然循環が重要であり、モデル化されている。1次冷却材が漏えいする事故シーケンスでは、ナトリウム漏えい流量及び主中間熱交換器のナトリウム液位変化、長時間にわたる事故シーケンスでは主中間熱交換器の熱交換が重要であり、モデル化されている。

(3) 2次主冷却系

除熱源喪失型原子炉停止機能喪失や、除熱源喪失型除熱機能喪失等、長時間にわたる事故シーケンスでは、冷却材熱流動（強制循環、自然循環）、主冷却機の除熱（強制通風、自然通風）が重要であり、モデル化されている。

(4) 1次補助冷却系

補助冷却設備を起動する事故シーケンスでは、冷却材熱流動（強制循環）、補助中間熱交換器の熱交換が重要であり、モデル化されている。

(5) 2次補助冷却系

補助冷却設備を起動する事故シーケンスでは、冷却材熱流動（強制循環）、補助冷却機の除熱（強制通風）が重要であり、モデル化されている。

(6) デブリベッド

格納容器破損防止措置の有効性評価において、内部発熱するデブリベッド内の温度分布及び冷却性限界を解析するため、サブクール状態及び沸騰状態に応じた等価熱伝導率が重要であり、モデル化されている。

4.3.2.5.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

Super-COPDは、ナトリウム冷却型高速炉での単相冷却材の熱流動挙動を再現するプラント動特性解析及び安全評価に用いる計算コードとして、国内外の実プラントで取得したデータとの比較が行われている。高速実験炉「常陽」の自然循環試験を対象とした試験解析により、自然循環崩壊熱除去時の炉心部や系統の熱流動挙動をおおむね再現できることが確認されている。高速増殖原型炉「もんじゅ」では、40%出力運転状態からのプラントトリップ試験を対象とした試験解析によりプラントトリップ時のプラントの過渡変化及びポンプ入熱による自然循環模擬試験を対象とした試験解析により1次系自然循環及び2次系自然循環時のプラント挙動を、それぞれおおむね再現できることが確認されている。また、米国の実験炉 EBR-II の自然循環試験解析により、自然循環崩壊熱除去時のプラント挙動をおおむね再現できることが確認されている。デブリベッド熱計算モジュールについては、米国サンディア国立研究所の試験炉 ACRR を用いて実施されたデブリベッド冷却性炉内試験 (D-10) を対象とした試験解析により、デブリベッド内の冷却材温度分布をおおむね再現できることが確認されている。

以上の妥当性確認を通じて、計算コードを構成する各モジュールの妥当性及適用性が確認されており、計算コードとしての不確かさは小さく、評価事故シーケンスの解析における重要な評価項目である冷却材最高温度等の計算を適切に行うことができる。

4.3.2.5.2 ASFRE

4.3.2.5.2.1 概要

ASFREは、高速炉燃料集合体内の熱流動現象の解析を目的とし、三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料要素とラップ管で囲まれる流路を一つの流路(サブチャンネル)としてモデル化される単相サブチャンネル解析コードである。各サブチャンネル内でワイヤスペーサの形状及び流れの方向を考慮して圧力損失を評価できるモデル、サブチャンネル間の乱流混合を取り扱うモデルを用いている。また、ASFREは任意のサブチャンネルに対して流路が閉塞された状態を解析することができ、燃料集合体内冷却材流路閉塞事故における評価事故シーケンス「冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故」の解析に使用する。

4.3.2.5.2.2 重要現象のモデル化

燃料集合体の解析モデルは、燃料ペレット、燃料ペレット-燃料被覆管ギャップ、燃料被覆管、ワイヤスペーサ、燃料集合体内冷却材、ラップ管から構成されており、燃料集合体内冷却材は液相の単相流を取り扱う。流路が閉塞された状態を解析する場合は、サブチャンネル単位で当該部を閉塞物に置き換える。また、被覆管のクリーブ破損により、冷却材中にガスが噴出された状態を解析する場合は、サブチャンネル単位で当該部をガス相に置き換える。本評価事故シーケンスにおける重要現象は、燃料被覆管の温度変化と冷却材の温度変化及び速度分布である。

(1) 燃料被覆管温度変化

被覆管内の熱伝導については、支配方程式(3次元熱伝導方程式)を直接計算する。燃料ペレットと被覆管内面間の熱伝達は、「常陽」の照射試験データに基づいて評価したギャップ熱伝達率を設定して計算する。被覆管と冷却材との熱伝達は、米国 FFTF で

の模擬燃料集合体を用いた炉外ナトリウム試験の結果から導出された相関式を用いる。

(2) 燃料集合体内冷却材温度変化及び速度分布

燃料集合体内の冷却材温度変化は、渦拡散モデル (Todereas-Turi 相関式) を用いて計算し、速度分布の計算では、冷却材が燃料集合体の燃料要素やワイヤスペーサから受ける局所的な摩擦及び抗力を考慮できる分布抵抗モデルを用いるとともに、相関式 (Aoki の式) を用いて乱流による付加的な渦粘性の効果を考慮して計算する。閉塞物と冷却材間の熱伝達は、液体金属での実測に基づいて提案されている相関式 (Subbotin 式) を用いて計算する。

4.3.2.5.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握

A S F R E は、既往試験を対象とした試験解析により、その妥当性が確認されている。「常陽」及び「もんじゅ」の燃料集合体の水試験を対象とした試験解析により、燃料集合体内軸方向圧力損失について、解析結果は試験結果を再現することが確認されている。また、模擬燃料集合体内の温度分布を計測したナトリウム試験を対象とした試験解析により妥当性が確認されている。これら妥当性確認を通じて、計算コードを構成する各解析モデルの妥当性が確認されており、計算コードとしての不確かさは小さく、評価事故シーケンスの解析における重要な評価項目である冷却材最高温度等の計算を適切に行うことができる。

4.3.2.5.3 S A S 4 A

4.3.2.5.3.1 概要

S A S 4 A は、高速増殖原型炉「もんじゅ」の安全解析に使用した S A S 3 D の次世代改良版として米国アルゴンヌ国立研究所で開発された計算コードで、原子力機構では 1980 年代に導入し、酸化物燃料版のモデル改良及び検証を行ってきた。

S A S 4 A は、事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の起因過程において炉心の各部で時間遅れをもって発生する種々の現象を解析するモジュールを有機的に結合させた計算コードである。

S A S 4 A では、炉心を構成する燃料集合体を出力一流量比等の条件によりグループ化し (S A S チャンネル)、炉心全体を 10~33 程度の S A S チャンネルで代表させる。各チャンネルは、上部プレナム及び下部プレナムで水力学的に結合するとともに、1 点炉近似動特性で核的に結合することにより、炉心全体の事故の進展挙動を解析する。一つの S A S チャンネルは、径方向及び軸方向に分割した単一燃料要素伝熱モデルで構成され、燃料ペレット、燃料一被覆管ギャップ、被覆管、冷却材、ラップ管は、径方向伝熱モデルにより結合されているとともに、軸方向には冷却材の熱流動を介して結合されている。燃料の破損後の冷却材流路中の熔融燃料等の挙動については、軸方向 1 次元の質量、運動量及びエネルギーの保存則を解く。冷却材沸騰後に燃料が破損するチャンネルにおいては、ナトリウム蒸気流による熔融被覆管の移動挙動と、その後の燃料崩壊に伴う燃料の移動挙動を、未沸騰又は部分沸騰で燃料が破損するチャンネルにおいては、燃料破損後の FCI 挙動と燃料の移動挙動を計算する。

4.3.2.5.3.2 重要現象のモデル化

SAS4Aは「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」及び「過出力時原子炉停止機能喪失」の起因過程における重要現象がモデル化されている。具体的には、重要なパラメータである炉心の反応度変化に影響を及ぼす以下の重要現象がモデル化されている。

(1) 燃料定常照射挙動

燃料の再組織化、燃料のスエリングに伴う膨張、FPガスの放出等がモデル化されている。ここでは重要な反応度効果を持つ燃料移動に影響を及ぼすFPガスの保持量の計算がモデル化されている。

(2) 原子炉出力及び反応度フィードバック挙動

燃料ドップラ反応度、燃料及び構造材(スチール)の密度反応度(軸伸び反応度)、冷却材密度及びナトリウムボイド反応度並びに燃料及び構造材(スチール)の移動反応度がモデル化されている。

原子炉出力は物質の温度及び質量の分布と反応度係数から求めた反応度変化に基づき1点炉近似動特性により計算される。また、遅発中性子は6群近似でモデル化されている。この他に、6群近似の崩壊熱及び構造材のガンマ発熱もモデル化されている。

(3) 燃料要素の熱的・機械的挙動

熱的挙動としては、燃料ペレットと被覆管の熱伝導、燃料-被覆管間ギャップ熱伝達、及び被覆管と冷却材との間の熱伝達を考慮した、径方向1次元の熱伝導方程式を解くことで径方向温度分布を計算する。機械的挙動としては、燃料ペレットと被覆管にかかる圧力と温度変化による熱膨張から応力と歪みを計算するとともに、燃料の軸方向の変形やスエリングも考慮している。

(4) 冷却材の熱流動及び沸騰挙動

冷却材は1次主冷却系のポンプ圧力と各部圧損を考慮した軸方向1次元の運動方程式を解くことで流量が計算される。冷却材が沸騰に至る場合には軸方向1次元の多気泡モデルにより冷却材のボイド化挙動を模擬する。

(5) 被覆管の溶融・移動挙動

被覆管の溶融と移動がモデル化されている。溶融した被覆管はナトリウム蒸気流と燃料ペレット表面からの摩擦力及び重力により移動速度が計算される。

(6) 燃料の破損挙動

燃料の溶融割合に応じて破損位置及び破損タイミングを計算する、燃料破損予測モデルが導入されている。破損が判定されると燃料等が冷却材流路に放出される。

(7) 沸騰チャンネルにおける燃料挙動

冷却材の沸騰が十分に拡大したチャンネルにおいて燃料要素の破損が生じた場合には、被覆管が強度を失い燃料が崩壊する形で冷却材流路中に燃料等が分散する状況が模擬される。燃料要素の破損後は、破損によって冷却材流路に放出された燃料や被覆管等の相変化や各成分間の熱伝達、ドラッグ又は摩擦等を考慮して、燃料を含む各成分の熱的挙動及び移動挙動が計算される。

(8) 未沸騰チャンネルにおける FCI 挙動

冷却材が未沸騰又は部分的な沸騰に留まるチャンネルにおいて燃料要素の破損が生じた場合に生じる、冷却材と高温の燃料の熱交換による蒸気圧力の発生や冷却材の急速なボイド化といった FCI 挙動がモデル化されている。

4.3.2.5.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には Phénix 炉における燃料要素の照射試験解析、CABRI 炉内試験解析により確認している。なお、反応度フィードバック挙動に用いる反応度係数は入力で指定し、各反応度の要因（温度及び密度）に関しては他の解析モデルにより導出されるものであるため、反応度フィードバック挙動に関する解析モデルの妥当性確認は不要とした。また、妥当性確認により、各モデルの不確かさを把握している。具体的には、燃料定常照射挙動に関しては、燃料ペレットの FP ガス保持量の総量もおおむね再現できることが確認された。加えて、被覆管の溶融・移動挙動に関しては、被覆管の上下方向への移動挙動を過大に評価すること（これは、反応度効果としては保守的となる。）が確認されている。これ以外のモデルに関しては解析により試験をおおむね再現し不確かさは小さいことが確認されている。

4.3.2.5.4 S I M M E R - I V 及び S I M M E R - I I I

4.3.2.5.4.1 概要

S I M M E R - I V⁽¹⁰⁾ 及び S I M M E R - I I I⁽¹¹⁾（以下「S I M M E R」という。）は損傷炉心の核熱流動挙動を総合的に解析する計算コードで、流体力学、核計算、構造材の3つのモジュールから構成される。S I M M E R は炉心物質を固体、液体及び気体状態の多相成分として取り扱い、流体力学モジュールでは多成分多相流体の多速度場流動、多相流動様式、成分間の熱及び質量移行並びに運動量交換を計算する。構造材モジュールでは燃料要素及び集合体壁と流体との間の熱伝達及び溶融・固化・破損挙動を計算する。核計算モジュールでは炉心物質の質量及び温度分布に基づく核断面積、多群輸送理論による中性子束分布及び改良準静近似の動特性により反応度と出力過渡を計算する。各計算モデルの概要を以下に示す。

(1) 多成分流動

多成分・多速度場の熱流動に関する質量、運動量及びエネルギーの保存式を解く。流体間の相対運動を取り扱うことができる。また、液体の圧縮性、非理想気体、超臨界状態までの広い温度・圧力範囲を取り扱う関数形式の状態方程式モデルを採用している。

(2) 流動様式及び境界面積

構造材壁の有無や流体成分の体積率を基に多相流の流動様式を計算する。成分間の境界面積については、生成項や対流による時間変化を考慮して計算する。

(3) 運動量交換

速度の異なる流体間の抵抗力及び流体－構造材間の摩擦を多相流の流動様式及び境界面積に基づいてモデル化している。

(4) 熱及び質量移行

成分間の熱伝達係数並びに境界面積に基づいて熱伝達、溶融・固化、蒸発・凝縮等を非平衡の相変化挙動を含めて一般化してモデル化している。

(5) 構造材モジュール

燃料ペレット及び被覆管からなる燃料要素と集合体壁をモデル化している。集合体壁表面で固化する溶融燃料については燃料クラストとしてモデル化している。

(6) 核計算モジュール

改良準静近似法に基づく時間及び空間依存の動特性モデルにより反応度及び出力を計算する。

4.3.2.5.4.2 重要現象のモデル化

SIMMERは「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」及び「過出力時原子炉停止機能喪失」の遷移過程と機械的応答過程の解析に使用する。遷移過程解析と機械的応答過程の評価における重要現象は以下のとおりである。

① 燃料スロッシング挙動

溶融炉心プール内で発生する揺動現象である。多成分流動、流動様式及び境界面積、運動量交換、熱及び質量移行のモデルにより総合的に計算する。

② 構造壁の溶融破損挙動

炉心内の集合体管壁の溶融破損挙動である。熱及び質量移行モデルと構造材モジュールにより、破損に伴う炉心プールの拡大挙動をモデル化できる。

③ 燃料流出挙動

炉心上部のピン束流路、制御棒駆動機構下部案内管（LGT）の流路及び反射体・遮へい集合体のラップ管ギャップを通じた炉心物質の流出である。多成分流動、流動様式及び境界面積、運動量交換、熱及び質量移行モデル及び構造材モジュールを連結することで評価する。

④ FCI 挙動

高温の炉心物質と冷却材が接触することによって生じる冷却材の蒸気圧発生である。多成分流動、流動様式及び境界面積、熱及び質量移行モデルを連結することにより計算する。

⑤ 損傷炉心の核的挙動

時空間的に変化する損傷炉心物質の分布に応じた反応度と出力分布の時間変化である。核計算モジュールにより計算する。

4.3.2.5.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握

各モデルの基礎検証とモデルを包括した、実機条件に近い実験を用いた妥当性確認を行った。具体的な妥当性確認の例は以下のとおりである。

- ・燃料スロッシング挙動：スロッシング挙動試験解析
- ・構造壁の溶融破損挙動：EAGLE 炉内試験解析
- ・燃料流出挙動：EAGLE 炉内試験、GEYSER 試験解析など

- ・ FCI 挙動：THINA 試験解析など
- ・ 損傷炉心の核的挙動：炉心物質の再配置を模擬した臨界実験の解析

検証解析を通して重要現象に対するモデルの複合的な妥当性確認を実施し、重要現象に対する不確かさを把握している。遷移過程において不確かさを考慮すべき重要現象は FCI 及び燃料スロッシング挙動であり、機械的応答過程においてはモデルの不確かさよりも初期条件としての不確かさの影響が大きいと判断した。

4.3.2.5.5 FLUENT

4.3.2.5.5.1 概要

FLUENT⁽¹²⁾、⁽¹³⁾ は、様々な工学的な問題に現れる熱と流れ、化学反応、構造への伝熱等を解析するための多くの物理モデルを備えた世界的に最も多く使われている汎用の計算コードの一つであり、その適用実績は、航空機の翼周り空気流動から燃焼炉内の燃焼現象、気泡塔、石油掘削プラットフォーム、半導体製造工程、クリーンルーム設計等の各種工学プラントでの解析評価等の広範囲に及んでおり、ナトリウム冷却高速炉を含む原子炉プラントにおける熱流動解析への適用実績を多数有している。格納容器破損防止措置の有効性評価において、FLUENTは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の再配置・冷却過程、及び事象グループ「原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失」の炉外事象過程の解析等に使用する。

4.3.2.5.5.2 重要現象のモデル化

FLUENTの解析では、冷却材(ナトリウム)が沸騰しない単相流の範囲を取り扱う。また、境界条件である発熱量、流量、温度等は、時間と共に変化するが、固体と液体との相変化や物質の凝固・溶融等の複雑な多成分問題となる物理現象は含まれない。解析では、プレナム部等での対流拡散熱移行、燃料集合体内及び構造部での摩擦又は形状の変化による圧力損失、発熱体又は境界面からの熱移行、固体内の熱伝導、流体と固体(構造物)との熱伝達等に関する解析モデルを組み合わせで行う。これら評価項目及び評価に必要なパラメータに影響を及ぼす重要現象を以下のようにモデル化している。

- (1) 原子炉容器、リークジャケット、炉心構成要素及び炉内構造物の複雑な配置や幾何形状並びに構造内部の伝熱をモデル化している。また、この他に安全容器、遮へいグラファイト、コンクリート遮へい体、コンクリート遮へい体冷却系等をモデル化している。
- (2) 損傷炉心物質からの発熱及び伝熱に関して、炉心に残留した損傷炉心物質(以下「残留炉心物質」という。)が占める領域を非計算領域として設定し、非計算領域の表面に別途解析した表面熱流束の時間変化を境界条件として与え、ナトリウム等への伝熱をモデル化している。また、安全容器に流出した損傷炉心物質の内部発熱を考慮した解析を実施している。さらに、原子炉容器外からの冷却においては、健全炉心を維持し、各燃料集合体内の発熱領域に単位体積当たりの発熱量を与え、崩壊熱をモデル化している。
- (3) ナトリウムの熱流動に関して、原子炉容器内の熱流動、炉心構成要素内及び集合

体ラップ管間ギャップ内の熱流動（残留炉心物質が占める領域を除く。）の他、構造物への伝熱、幾何形状に応じた圧力損失等をモデル化している。

- (4) これらの他、コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスを安全容器とコンクリート遮へい体ライナとの間に通気することによる安全容器の冷却に関して、窒素ガスと安全容器との間の熱伝達をモデル化している。また、原子炉容器とリークジャケットとの間の窒素ガス（コンクリート遮へい体冷却系）の流動伝熱をモデル化するとともに、原子炉容器とリークジャケット間の輻射伝熱を考慮している。

4.3.2.5.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

基本問題を対象として実施された F L U E N T の多数の検証解析事例はコード開発者により「ANSYS 検証マニュアル」としてまとめられており、本評価事故シーケンスで考慮すべき物理モデルが検証されていることを確認するとともに、基本的な追加の解析を行った。また、考慮すべき物理モデルを用いた F L U E N T の解析実績から妥当性を確認し、「常陽」を対象とする本解析への F L U E N T の適用性を確認した。原子力プラントの安全解析評価への適用事例として、ECCS 水注入時の低温側配管（コールドレグ）内での温度成層化試験解析、ROSA 試験、加圧型軽水炉における大破断 LOCA 時に高温となる熔融燃料と熔融スティールの熱流動現象評価及びコリウム (ZrO_2-UO_2) と炉容器壁との相互作用の評価等に使用されている。プール型ナトリウム冷却高速炉を対象として構造物を介した共役熱伝達モデルを用いた中間熱交換器内の伝熱流動現象の予測評価や、ワイヤスペーサ付きの燃料要素を束ねた燃料集合体内の詳細な熱流動評価が行われている。また、ナトリウム冷却高速炉の原子炉容器、一次冷却系、中間熱交換器、二次冷却系、崩壊熱除去系を模擬したナトリウム試験装置 (PLANDTL-1 及び PLANDTL-2) を対象に、炉心損傷防止措置の有効性評価に必要な原子炉容器内の多次元熱流動解析体系モデルと同様の解析体系モデルを整備し、炉心冷却において重要な熱流動現象であるインターラップフロー（上部プレナム部に設置された崩壊熱除去システムを模擬した炉心冷却器からの低温流体が、炉心を構成する燃料集合体間のギャップ部に潜り込む流れ）の予測に係る適用性が確認されている。この他、格納容器破損防止措置の有効性評価で必要となる輻射伝熱モデル (S2S モデル) の有効性について、使用済燃料貯蔵施設内の解析事例の他、原子力分野以外での解析事例が複数報告されており、その適用性が示されている。

このように、F L U E N T は、既往解析事例及び文献等により、ナトリウム冷却高速炉を含む原子力分野の他、航空宇宙、自動車、各種工業プラントなどの様々な分野における使用実績を有しており、妥当性は確認されている。

4.3.2.5.6 AUTODYN

4.3.2.5.6.1 概要

AUTODYN⁽¹⁴⁾は爆発・衝撃問題のような非線形の強い問題の時刻歴応答解析のための専用の計算コードとして開発された。本計算コードでは、流体（気体及び液体）の流動解析に適したオイラー型計算要素を用いた計算格子及び構造物の変形解析に適したラグランジェ型及びシェル型計算要素を用いた計算格子を同時に扱うとともに、これら計算格子

間の相互作用を扱うことが可能である。これにより、流体の流動と構造物の変形との間の相互作用を考慮した解析（流体-構造連成解析）が可能となっている。

AUTODYNは種々の爆発・衝撃問題に適用可能な汎用性の高い計算コードであり、流体中の圧力源が周囲の流体を加速して構造物に圧力負荷を与えるような問題への適用においては、解析対象の幾何形状及び構造物の材料特性並びに作用する圧力源の特性に基づいて、流体-構造連成挙動を解析し、構造物のひずみ及び変位を計算することができる。

4.3.2.5.6.2 重要現象のモデル化

AUTODYNは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の機械的応答過程において、発生する機械的エネルギーに対する原子炉容器の健全性の評価に使用される。原子炉容器のひずみ及び変位は、有効性評価の評価項目のうち、原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できることに関わる重要なパラメータである。AUTODYNでは、これらのパラメータの計算に必要な重要現象を以下のようにモデル化している。

- (1) 先行して実施したSIMMER-IVにより計算された熱エネルギーから機械的エネルギーへの変換の過程で発生する圧力源の膨張特性を「圧力-体積曲線」としてモデル化する。
- (2) 圧力源の膨張による原子炉容器内の冷却材の多次元流動、特に上部プレナムのナトリウムスラグの加速と運動エネルギーの発達、カバーガス空間の圧縮、原子炉容器内の圧力分布とその動的変動をモデル化する。
- (3) ナトリウムスラグの遮へいプラグ下面への衝突又はカバーガスの急激な圧縮による圧力発生に伴う流体と原子炉容器構造の連成解析を通じて、原子炉容器の弾塑性変形挙動及びひずみを解析する。

なお、(1)に述べた通り、SIMMER-IVで計算した圧力-体積曲線をAUTODYNに引き渡すことにより両者の一貫した解析を可能としている。

4.3.2.5.6.3 妥当性確認及び不確かさの把握

AUTODYNは衝撃問題、爆発問題等に幅広く適用できる汎用性の高い計算コードであり産業界や研究機関において多くの利用実績により妥当性が確認されており、その信頼性は高い。原子力分野においては、水素爆発によるPWR格納容器の健全性評価、原子炉容器外における水蒸気爆発によるPWR原子炉キャビティのコンクリート構造の健全性評価及び高速実証炉における炉心損傷事故時の原子炉容器の健全性評価に使用されている。

格納容器破損防止措置の有効性評価への適用についての妥当性確認の例としては、1970年代に米国SRIインターナショナルにて実施された、クリンチリバー増殖炉の原子炉容器の1/30スケール試験体を用いたFV102試験の試験解析を行い、試験容器の最大変形部位の周方向ひずみがほぼ再現できることを確認している。

4.3.2.5.7 PLUG

4.3.2.5.7.1 概要

PLUG⁽¹⁵⁾は、原子炉容器の遮へいプラグを構成する複数のプラグとそれらを固定又は

連結するボルトの運動をモデル化するとともに、遮へいプラグ上下の圧力差によるプラグ間隙を通じた格納容器床上へのナトリウムの噴出量を解析するための計算コードである。

P L U Gでは、種々の遮へいプラグを剛体として扱い、連結ボルトを弾塑性体としてモデル化し、各プラグの1次元の運動方程式を連成させて解くことによりその相対運動を計算する。また、原子炉容器内と格納容器床上との圧力差を用いて、ベルヌーイの式から遮へいプラグ間の相対変位により生じる間隙から噴出するナトリウム量を計算する。

4.3.2.5.7.2 重要現象のモデル化

格納容器破損防止措置の有効性評価において、P L U Gは事象グループ「炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失」の機械的応答過程における格納容器床上へのナトリウム噴出量の評価に使用される。格納容器床上へ噴出するナトリウム量は、有効性評価の評価項目のうち、「格納容器床上へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器健全性が維持できること」に関わる重要なパラメータである。P L U Gでは、この計算に必要な重要現象を以下のようにモデル化している。

- (1) 遮へいプラグを構成する複数のプラグ（大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構）、各プラグ間及び大回転プラグとソールプレートとの間の連結ボルトをモデル化する。
- (2) プラグ下面の圧力履歴、格納容器床上圧力、各プラグに働く重力による全てのプラグの相対運動を計算し、各プラグの変位及び生じるプラグ間の全ての間隙と間隙の継続時間を計算する。ボルトは弾塑性体としてモデル化され、その応力-ひずみ関係に区分線形関数を用いる。また、プラグ下面の圧力の減少によるプラグの着座と間隙の消滅を計算する。さらに、プラグが衝突する際には反発係数を用いて反発後の速度を計算する。
- (3) プラグ間に生じる間隙と間隙の継続時間をもとに、プラグ上下の圧力差による原子炉容器内のナトリウムの間隙内への浸入量及びプラグ上面からのナトリウムの噴出量を計算する。ナトリウムの噴出流路となるプラグ間隙部は垂直環状流路、水平矩形流路及びエルボとしてモデル化し、摩擦損失及び形状損失を考慮する。

4.3.2.5.7.3 妥当性確認及び不確かさの把握

P L U Gはボルトで連結された複数の質点の1次元運動方程式を連立して解く計算コードであり、複雑な物理現象を取り扱うことはない。また、ナトリウムの噴出量の解析も物理の基本法則であるベルヌーイの式を用いて圧力差と継続時間により計算を行っている。解析の妥当性については、単一プラグを対象としたボルトの弾性解析及び弾塑性解析、プラグの衝突解析、プラグ間隙を流れるナトリウム流の鉛直方向及び水平方向の摩擦圧力損失解析により確認している。ナトリウムの噴出量の計算には定常のベルヌーイ式を用いており、これは非定常の流動解析に比べて、流出開始時の慣性による影響（定常流量に至るまでの流量の立ち上がり）を無視することとなり、噴出量を保守的に評価する。

4.3.2.5.8 C O N T A I N - L M R

4.3.2.5.8.1 概要

CONTAIN-LMR^{(16)、(17)}は、シビアアクシデント時に格納容器内で生じる様々な現象（ナトリウム燃焼、水素燃焼、ナトリウム-コンクリート反応等）を解析し、環境へ漏えい・放出される放射性物質の種類と量（ソースターム）を解析するための計算コードである。CONTAIN-LMRでは、解析体系をセルと呼ぶ単位に分割して、各セルの物理量（圧力、ガス温度・成分、エアロゾル濃度等）は平均値で記述される。また、セル内には複数の構造物（床、壁、天井、内部構造物）を設定することができる。構造物内部の温度変化は1次元の熱伝導で扱われ、セルの雰囲気との間での自然対流熱伝達、水やナトリウム蒸気の凝縮、エアロゾルの沈着等を考慮できる。

4.3.2.5.8.2 重要現象のモデル化

評価事故シーケンスの特徴に応じて、格納容器応答過程における以下の重要現象がモデル化されている。

(1) スプレー燃焼

雰囲気中に噴出したナトリウム液滴の燃焼挙動をモデル化している。酸素との反応（燃焼）に加えて、雰囲気中の水分との反応も考慮し、その際の反応生成物及び反応熱による雰囲気の圧力及び温度上昇等を計算する。

(2) プール燃焼

噴出または漏えいしたナトリウムが床上でプールを形成した場合の燃焼挙動をモデル化している。酸素との反応（燃焼）に加えて、雰囲気中の水分との反応も考慮し、その際の反応生成物及び反応熱による雰囲気の圧力及び温度上昇等を計算する。

(3) ナトリウム-コンクリート反応

ナトリウムプールとコンクリートが接触した場合の反応挙動をモデル化している。種々のコンクリート（主にシリカ系コンクリート）に対して、化学反応に伴うコンクリート侵食量や水素発生量を計算する。

(4) 構造物への熱移行

雰囲気と構造物間の対流及び輻射による熱伝達をモデル化しており、各種構造物の温度分布を計算する。

(5) エアロゾル挙動

複数成分のエアロゾルに対して粒径分布を考慮しつつ、凝集、沈着、重力沈降等をモデル化しており、エアロゾルの浮遊濃度や構造物表面への沈着量を計算する。

(6) ナトリウムの凝縮・蒸発

ナトリウムの飽和蒸気圧曲線として、Na-NaK ハンドブックやKirchhoff 式と同等の式を採用しており、これをもとにナトリウムの凝縮及び蒸発を計算する。

4.3.2.5.8.3 妥当性確認及び不確かさの把握

評価事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証が行われている。具体的には、ナトリウム燃焼に関しては、スプレー燃焼及びプール燃焼試験を対象とした試験解析により、発生圧力及び温度等について、試験結果をおおむね再現することが確認さ

れている。また、ナトリウム-コンクリート反応に関しては、複数仕様のコンクリートによる反応試験を対象とした試験解析が行われ、コンクリート侵食量及び水素発生量との比較において、試験結果をおおむね再現できることが確認されている。さらに、重要現象に影響を与えるパラメータ（スプレイ液滴径、コンクリート侵食速度係数等）について感度解析を行い、その不確かさを把握している。

以上より、CONTAIN-LMRの各解析モデルの妥当性が確認されており、評価項目に関わる重要なパラメータである格納容器雰囲気温度・圧力、水素濃度等の計算を適切に行うことができる。

4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定

(i) 炉心損傷防止措置

炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

(1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであることを基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 燃料最高温度が熱設計基準値（2,650℃）以下であること。
- ② 被覆管最高温度（肉厚中心）が熱設計基準値（840℃）以下であること。
- ③ 冷却材最高温度が熱設計基準値（910℃）以下であること。
- ④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値（1.0）以下であること。
- ⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度（550℃）以下であること。

①～③は、「添付書類8」に記載したとおり、運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが熔融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しないように定めた燃料の許容設計限界である。④は燃料の許容設計限界を超えないが、高温状態が長期間継続する事象において、燃料破損の防止を判定するための評価項目である。また、⑤は原子炉冷却材バウンダリの二次的破損を確実に防ぐために十分な余裕を持たせた限界値である。したがって、解析結果がこれらの値を超えたとしても、それにより直ちに炉心の著しい損傷に至るものではないことは明らかではあるが、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れたナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していることなどの特徴により、発熱と除熱のバランスからの逸脱に対して大きな安全余裕を有していることを確認するために、あえて安全側に厳しく評価項目を設定する。ただし、個別の評価事故シーケンスについて具体的な評価項目①～⑤の一部が満足できない場合であっても、炉心の著しい損傷が防止でき、炉心の十分な冷却が可能であることを合理的に示すことができれば、当該シーケンスにおいて措置に有効性があることが確認されたものとする。

なお、④については、クリープ損傷の増大が有意になる条件である被覆管最高温度が10秒程度以上継続して700℃を上回る場合に評価結果を記載する。また、熱設計基準値を下回る限り、原子炉冷却材バウンダリにかかる圧力の変化はほとんど生じないため、冷却材圧力を評価項目とする必要はない。

(ii) 格納容器破損防止措置

炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合において、必ずしもすべての評価事故シーケンスにおいて直ちに格納容器への負荷が発生するわけではなく、事故の進展は評価事故シーケンスによって大きく異なる。また、本原子炉施設は低圧システムで、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却材に使用していること、燃料の装荷量の少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有していること、原子炉冷却材バウンダリが放射性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること、原子炉容器外側に安全容器を設置していること、格納容器（床下）を窒素ガス雰囲気としていること、格納容器（床上）には大きな自由空間体積が存在することなどの特徴を有している。したがって、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するための評価項目の設定においては、これらの本原子炉施設の設計の特徴と評価事故シーケンスの特徴を適切に考慮するものとする。

以上を踏まえて、格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的な評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の設定 (i) 炉心損傷防止措置」で設定した評価項目を適用する。

なお、炉心損傷が防止できれば原子炉冷却材バウンダリは健全であり、格納容器への負荷も発生せず、格納容器は破損しないことから、炉心損傷防止措置の評価項目の適用が可能である。また、主冷却系及び補助冷却設備による炉心冷却は、格納容器バウンダリの機能に依存しないことから、格納容器の先行破損に起因して炉心損傷に至る可能性はない。

- (2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等（溶融炉心物質を含む。）（以下「損傷炉心物質」という。）を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。
- ② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。

- (3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
- ② 格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること。
- ③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

- (4) (2) が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を設定する。

- ① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持・冷却できること。

- ② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
- (5) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の過圧を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ（1次・2次境界）の健全性が維持できること。
- (6) 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した冷却材（ナトリウム）が格納容器（床下）に流出する場合において、格納容器の破損を防止できること。具体的な評価項目として以下を設定する。
 - ① 格納容器（床下）に流出するナトリウムの熱的影響に対して、格納容器の健全性が維持できること。
 - ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

4.3.2.7 資機材に関する手順書の整備及び教育訓練

多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故が発生した場合に、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を講じるための手順書を整備する。また、措置の実施に関して、要員の必要な力量を確保するために、要員への適切な内容の教育及び訓練を定期的（年1回以上）に実施する。これらについては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等に定める。

4.3.3 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性評価結果

4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

(1) 事故の原因及び説明

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で外部電源が喪失した後、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉の停止に失敗する事象として考える。

(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。

出力流量比の高い集合体において冷却材が沸騰し、さらに炉心が損傷を開始するまでの時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止する措置として、この時間内に原子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であることから、自動で作動する格納容器破損防止措置を講じる。

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止する。

さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏まえ、制御棒（主炉停止系）の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原子炉保護系（スクラム）の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。

なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により崩壊熱の除去を行う。

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、炉心損傷防止措置（代替原子炉トリップ信号による原子炉停止）が機能しないことを仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。

また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.1.1図に示す。本評価事故シーケンスにおいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「電源喪失」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。

(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置

(i) 炉心損傷防止措置

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を

防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

- a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さくする（ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒）。
- b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系（スクラム）の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒（主炉停止系）の急速挿入に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
- e. 以上に加えて、原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。また、条件によっては、1次主冷却系の流量を増大させると、炉心の著しい損傷を回避できる可能性があるため、運転員は手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする。なお、本措置は上記b.～d.の措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上のために自主的に講じる措置である。

(ii) 格納容器破損防止措置

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。

- a. 外部電源喪失時は非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系により非常用電源が確保され、原子炉保護のために必要な施設内補機への給電が行われる。なお、原子炉保護系は、直流及び交流無停電電源系より給電され、1次主循環ポンプのポニーモータは、直流無停電電源系より給電される。
- b. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するため、1次主冷却系における低速運転（1次主循環ポンプのポニーモータを使用）、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却を可能とする。
- c. 回転プラグ及びその固定ボルトを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により、即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響を緩和する。
- d. 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。
- e. 格納容器（床上）へナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射

能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。

(iii) その他

- a. 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設により、迅速な対応のために必要な情報を収集する。
- b. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響緩和に必要な措置を講じる。

(4) 資機材

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 4.3.3.1.1 表及び第 4.3.3.1.2 表に示す。これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。

(5) 作業と所要時間

外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 4.3.3.1.3 表及び第 4.3.3.1.4 表に示す。

本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目、各措置の所要時間を含めた必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員は 4 名、格納容器破損防止措置に必要な要員は 6 名であり、中央制御室に常駐している運転員 6 名（「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室に当直長 1 名、副当直長 1 名を含む 6 名以上の運転員を確保することを定める。）で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。

(6) 措置の有効性評価

(i) 炉心損傷防止措置

i) 基本ケース

a. 解析条件

計算コード Super-COPD により解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件を以下に示す。なお、これらの値は、「4.3.2.3 有効性評価における解析の条件設定の方針」に基づき、設計値等の現実的な条件を用いたものである。以下同じ。

- 1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1 次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1 次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。

また、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度の初期値をそれぞれ、1,794°C、540°C 及び 531°C とする。

- 2) 燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.7W/cm²C とする。

- 3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「添付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
- 4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの 1 次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2 ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれるものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 原子炉の自動停止は「1 次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時間は 4.2 秒とする。
- 7) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿入量を小さくすることにより、炉心温度の上昇を高め評価するため、原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとし、負の反応度を $1.4\% \Delta k/k$ とする。また、解析では制御棒の挿入速度について、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。
- 8) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
- 9) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.2 図に示す。

外部電源喪失の発生により、1 次主循環ポンプの主電動機、2 次主循環ポンプ及び主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗し、代替原子炉トリップ信号である「1 次主循環ポンプトリップ」が事故発生後 1.2 秒で後備炉停止系用論理回路に到達し、時刻 4.2 秒に後備炉停止系用論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。

外部電源喪失により炉心流量は事象発生 0 秒から減少しており、後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、主に冷却材温度の上昇による負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約 92%まで低下し、燃料温度も低下する。また、1 次主循環ポンプの主電動機及び 2 次主循環ポンプのトリップ後は、1 次主冷却系は 1 次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2 次主冷却系は自然循環に移行する。2 次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、主冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、初期温度から上昇せず緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。

燃料最高温度は、初期値から上昇せず約 $1,800^{\circ}\text{C}$ であり、評価項目を満足する。被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉停止制御棒の挿入開始時に出現し、それ

ぞれ約 630°C及び約 620°Cであり、評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材温度は、初期値からほとんど上昇せず最高温度は約 460°Cであり、評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさの影響について、計算コードの不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を評価する。なお、本評価事故シーケンスに対処するための措置においては運転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響を与えるもののうち、評価項目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不確かさに係る感度解析を実施して評価項目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等による幅（炉心支持板温度係数：±20%、炉心支持板温度係数以外：±30%）を考慮し、それぞれ以下のとおり設定する。

なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な場合、その不確かさに相関はないため、有効性評価においては、原則としてパラメータごとに感度解析を行って不確かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応度フィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、結果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過度に保守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることにより不確かさの影響を最大限に評価する。

- ドブプラ係数 : 燃料温度の低下に対して、正のフィードバック効果が最大となるよう絶対値が最大の負の値を使用する。
- 燃料温度係数 : ドブプラ係数と同様に、絶対値が最大の負の値を使用する。
- 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- ラップ管温度係数 : ラップ管温度の上昇に対して、負のフィードバック効果が最小となるよう絶対値が最小の負の値を使用する。
- 炉心支持板温度係数 : 本評価事故シーケンスにおける評価項目である燃料温度及び炉心冷却材温度等が最大値となるまでの間は原子炉容器入口冷却材温度の変化が生じないため、炉心支持板温度係数の不確かさは考慮しない。

解析結果を第 4.3.3.1.3 図に示す。

後備炉停止制御棒の挿入が開始されるまでに、主に冷却材の負のフィードバック反応度が小さくなることにより、原子炉出力の低下が基本ケースの解析に比べ小さくなった。し

かし、結果として、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず、それぞれ約 630°C及び約 620°Cであり、評価項目を満足する。また、燃料最高温度は、「i) 基本ケース」の解析と変わらず約 1,800°C、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i) 基本ケース」の解析とほとんど変わらず約 460°Cであり、評価項目を満足する。

以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

i) 基本ケース

i. 起因過程の解析

事故の開始から炉心燃料が溶融してラップ管が破損するまでの初期の過程を起因過程と呼び、計算コードSAS4Aにより解析する。

a. 解析条件

SAS4Aにおける解析体系を第4.3.3.1.4図に示す。また、本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 炉心領域の全集合体を 33 のチャンネル（以下「SAS4Aチャンネル」という。）で代表する。各チャンネルは、単一の燃料要素とこれに付随する冷却材流路及び構造材で代表する。SAS4Aチャンネルの配置図を第4.3.3.1.5図に示す。
- 2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の温度の初期値として、ホットレグ温度を 456°C、コールドレグ温度を 350°C、1次主冷却系の流量の初期値を定格流量とする。
- 3) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2ループの1次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれ、炉心流量は定格値の約 10%が確保されるものとする。1次主循環ポンプの主電動機の停止後の冷却材流量を第4.3.3.1.6図に示す。
- 4) 何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものとする。
- 5) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材密度係数（ナトリウムボイド反応度）及び構造材密度係数にはノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 6) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を用いる。
- 7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転サイクル初期とする。
- 8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比べて内部構造が複雑であり燃料要素の形状や組成も異なるため、炉心燃料集合体と同様に忠実にモデル化することは合理的ではない。また、その燃料装荷量は炉心燃料集合体に比べて少なく、仮に燃料損傷が発生したとしても事象推移に与える影響は小さい。このため、照射燃料集合体は炉心燃料集合体に置き換え、集合体の出力、冷却材流量及び反応度係数は、照射燃料集合体の値を用いることで、起因過程では損傷しない想定とする。

- 9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。定常計算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、各メッシュの出力に応じたFPガスの生成量の計算や燃料中のFPガスの保持量と温度に応じた放出量の計算を行い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定常計算の結果を初期条件として各種過渡現象を模擬した計算を行う。
- 10) ナトリウムボイド反応度が負であるため、本評価事故シーケンスでは、原子炉の出力が十分に低下し、燃料の温度低下と収縮により被覆管による拘束力は燃料が溶融する前に喪失し、燃料自身の強度が失われれば崩壊する状態になる。また、燃料内の温度分布が平坦化し、燃料の中心部で溶融が生じる段階では、高温化によって既に強度が低下した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えられる。燃料破損時の燃料溶融割合が小さいほど燃料分散による負の反応度効果が抑えられることを考慮し、燃料は溶融開始直後に破損するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第4.3.3.1.7図及び第4.3.3.1.8図に示す。

本評価事故シーケンスにおいては、1次主循環ポンプの主電動機の停止によって冷却材流量が減少するため、燃料要素からの除熱が減少し冷却材温度が上昇する。冷却材温度の上昇に伴う密度反応度は負であるため、原子炉出力はゆっくりと低下する。燃料温度は、燃料要素からの除熱の減少でいったん上昇するが、その後、原子炉出力の低下とともに低下する。燃料温度の低下に伴う反応度効果は、正の燃料密度反応度とドップラ反応度であるがいずれも小さい。冷却材温度は、更に上昇を続け出力/流量比が最も大きいチャンネル（第4.3.3.1.5図のチャンネル12）において、燃料上端部で冷却材の沸騰が始まる。沸騰気泡が成長し炉心中心に拡大すると、燃料要素からの除熱は更に減少する。ナトリウムボイド反応度は負であるため、沸騰気泡の拡大は負の反応度効果を持つ。燃料要素からの除熱の減少により被覆管の溶融と移動が始まるが、ナトリウム蒸気流と重力による溶融被覆管の炉心中央から上下への移動は正の反応度効果を持つため、単調に減少していた原子炉出力がわずかに上昇し、これに伴い燃料温度も若干上昇する。炉心全体では、負の冷却材密度反応度及びナトリウムボイド反応度が卓越しているため、全反応度は未臨界の状態が維持される。冷却材温度の上昇に伴う負の反応度、その後破損した燃料の上下への分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低下する。時刻約71.7秒でチャンネル12のラップ管の温度が融点まで上昇し、SAS4Aの適用限界に達する。約70秒間の起因過程の範囲では、炉心は出力/流量比が大きい1チャンネル（チャンネル12、炉心燃料集合体数：2）の損傷にとどまる。

起因過程において、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度変化は、事象全体を通じて負にとどまり臨界(0.0%)を超えない。また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意なエネルギー放出はなく、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度は、初期値から約10℃上昇した後に低下し、その後も大きく上昇することはない。なお、内側炉心の軸方向中心領域に一部冷却材密度反応度及びボイド反応度が正となる領域があるが、その領域の反応度値はその上下の負と

なる領域の反応度値に比べて絶対値は小さく、事象推移に与える影響は極めて小さい。

以上より、起因過程において、有意な正の反応度効果はなく、反応度及び原子炉出力の上昇がないまま低温状態で推移し、部分的な炉心損傷の状態の後続の遷移過程に移行する。

ii. 遷移過程の解析

起因過程の後、ラップ管の溶融から炉心損傷が全炉心に拡大し、事象推移を経て事故が核的に収束するまでの過程を遷移過程と呼び、計算コード S I M M E R - I V により解析する。

a. 解析条件

S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.1.9 図に示す。また、本評価事故シナリオに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 起因過程の解析結果を初期状態とし、炉心物質の分布（質量、温度、速度及び圧力）及び原子炉の出力及び反応度をそのまま引き継ぐ。S I M M E R - I V における初期物質分布を第 4.3.3.1.10 図に示す。
- 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミングは、S A S 4 A の適用限界であるラップ管が破損する直前とする。
- 3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体スチールについて、固体粒子の混在による流動抵抗の増加効果を考慮する。また、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃料粒子（燃料が一旦溶融した後に固化した固体粒子）並びに液体スチール及びスチール粒子は、それぞれ同じ速度を持つものとする。ナトリウム、制御材及び蒸気相は、これらと独立の速度場を持つものとする。
- 4) 空間依存動特性における中性子束分布の計算には、3次元の輸送計算モデルを用いる。また、使用する核データは、核設計に用いられている高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構造に縮約した核反応断面積セット（無限希釈断面積及び自己遮蔽因子テーブル）を用いる。
- 5) 原子炉容器内全体を 3次元直交座標（流体力学メッシュ：21×19×67）でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナムからカバーガス領域までを、径方向は内側炉心から遮へい集合体までをモデル化する。核計算メッシュは、流体力学メッシュの一部の燃料物質が存在する領域を対象とする。
- 6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナム部の側面には、炉心流量を再現するための圧力境界条件を与える。各炉心燃料集合体の入口には、定格時の流量を再現できるようにオリフィス圧力損失係数を与える。また、遷移過程開始時には、すでに 1 次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転に移行しているため、定格運転時の約 10%流量を再現するように入口圧力を設定する。
- 7) B 型及び C 型照射燃料集合体は、同じ列に装荷されている燃料集合体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える。
- 8) 炉心からの燃料流出経路としては、制御棒駆動機構下部案内管、後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管（以下両者ともに「LGT」という。）及び径方向の反射

体の集合体間ギャップを考慮する。

9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが固相線温度に達した時点で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動性のある燃料チャンク（未溶融の固体燃料粒子）とする。

10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時密度で沈降するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.11 図から第 4.3.3.1.13 図に示す。

遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は健全状態にある。一方、冷却材による除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、原子炉出力が低いため、炉心損傷の進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移過程の初期には、損傷集合体が限定されているため、反応度及び原子炉の出力に大きな変化はない。起因過程終了時に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体では、損傷炉心物質の接触に伴い、集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボイド化する。冷却材がボイド化した燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレットが損傷し、損傷した燃料が沈降すると正の反応度が投入され、時刻 100 秒前後に反応度と原子炉出力の上昇が見られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇量は大きくないが、ラップ管の溶融により損傷領域が拡大するとともに燃料の横方向の移動が可能になると反応度変化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しながら徐々に上昇し、特に外側炉心の燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の燃料凝集よりも更に大きな正の反応度が投入される。時刻 115 秒から反応度と原子炉出力の振幅が大きくなり、時折原子炉出力が定格値を超える。原子炉出力の上昇により燃料温度の上昇と溶融スチール量が増加し、炉心物質の可動性が増加し、即発臨界近くまで反応度は上昇するようになる。数回の反応度上昇とパルス状の原子炉出力の上昇を経て燃料集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料の炉心下部への凝集により時刻 129 秒に初めて反応度が即発臨界 (1.0 β) を超過する。この時に発生した圧力によって、いったん分散した燃料が再度凝集することにより時刻 131 秒にも即発臨界を超過する。2 回目の即発臨界超過の燃料の集中運動によって比較的大きな出力パルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである炉心平均燃料温度の最大値は約 3,700 $^{\circ}$ C である。これらの事象推移における炉心内の物質分布の変動を可視化した解析結果を受けて、機械的応答過程において評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである機械的エネルギーを解析する。

この時に発生するスチール蒸気圧により炉心インベントリの約 30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化する。この結果、反応度は、深い未臨界状態 (-200 β 未満) に低下し、原子炉出力も急速に低下する。その後、再び反応度は、正に回復することはない、エネルギー放出が生じる可能性はない。なお、炉心領域の下部には、固化した燃料とスチールが堆積しており、短時間で溶融燃料が LGT を通じて炉心領域の下方に流出することはない。炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップ部及び遷移過程終了時に炉心に残留した燃料及びスチール（以下「残留炉心物質」という。）において、崩壊熱により発熱を続ける炉心燃料のその後の長期にわたる再配置挙動及び冷

却挙動については、再配置・冷却過程において解析する。なお、この炉心内の燃料の凝集挙動の解析においては保守的に炉心物質の粘性を零としている。

iii. 再配置・冷却過程の解析

起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に収束（反応度が再び正にもどることのない、深い未臨界状態に移行）した後も損傷した炉心燃料の崩壊熱による発熱によって事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱による残留炉心物質の溶融と流出挙動に依存して大きな変動幅がある。このため、事象推移に関しては、基本となるシナリオを想定した上で、遷移過程における熱エネルギーの放出状況及び残留炉心物質の溶融と炉心領域からの流出挙動（損傷炉心物質の量及び形態）の考え得る変動幅から長時間の再配置挙動を検討し、想定される最終的な再配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基づいて冷却挙動の解析を行う。

エネルギー放出が小さい場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、下部プレナム底部及び炉心領域を対象とする。大きなエネルギー放出を伴う場合には、損傷炉心物質の再配置場所として、上部プレナムの炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部を対象とする。それぞれの場所について、損傷炉心物質による熱的負荷に対する解析を行う。原子炉容器内での損傷炉心物質の再配置場所を第 4.3.3.1.14 図に示す。

a. 解析条件

下部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、1 次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、下部プレナムに形成されるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。残留炉心物質の冷却については、1 次主冷却系流量等の境界条件を Super-COPD で計算し、炉心領域における残留炉心物質から周囲構造物等への伝熱過程を伝熱計算モデルで計算し、残留炉心物質の再配置場所から周辺の冷却材への熱移行及び原子炉容器内での熱流動挙動を FLUENT で解析する。また、上部プレナムにおけるデブリベッドの冷却については、堆積状態に応じてデブリベッド熱計算モジュール（炉心支持台上面に堆積した扁平なデブリベッドが対象）及び伝熱計算モデル（材料照射ラック底部に堆積した縦長円柱状のデブリベッドが対象）で解析する。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等について、1) から 5) に共通的な解析条件等を、6) から 11) にそれぞれの再配置場所に対する解析条件等を示す。

- 1) 再配置・冷却過程の初期状態は、遷移過程の解析において核的挙動が収束した時点の炉心状態から設定する。遷移過程の終状態では、炉心インベントリの約 30% の損傷炉心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集合体間のラップ管間のギャップに移行して固化している。ここでは、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量及び下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量が保守的に多くなるように炉心周囲へ移行する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 30% から 20% に、炉心領域に残留する損傷炉心物質の量を炉心インベントリの 80% とした状態を再配置・冷却過程の初期状態とする。
- 2) 核分裂による発熱は考慮しない。

- 3) 1次主冷却系の循環パスは確保されており、1次主循環ポンプのポニーモータ運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。
- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が継続していることを考慮して、希ガス及び揮発性のFPからの崩壊熱を除いた値を用いる。原子炉停止後の経過時間は、遷移過程後の事象進展を考慮してそれぞれの再配置場所について設定する。
- 5) 炉心領域から下部プレナム又は上部プレナムに移行した溶融炉心物質は、サブクール度の高い大量のナトリウムによって効率的に冷却・固化・微粒化して、下部プレナムでは原子炉容器底部に、上部プレナムでは炉心支持台上面（炉心構造物を支持する水平構造物の上面）及び材料照射ラック底部に粒子状のデブリベッドとして堆積するものとする。デブリベッドの性状については、炉心物質を用いた試験結果に基づき、デブリ粒子径を400 μ m、空隙率を0.6とする。
- 6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、未溶融又は再固化した燃料と溶融スチールの混合物となり、崩壊熱によって徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物質の一部は、LGTを通じ下部プレナムに流出する。炉心領域に残留する損傷炉心物質の量が炉心インベントリの約50%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって残留炉心物質の溶融が止まるとともに下部プレナムへの流出も止まる。従って、遷移過程終了時に炉心領域に残留する損傷炉心物質の量である炉心インベントリの80%から下部プレナムへ移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの30%とする。
- 7) 本評価事故シーケンスの遷移過程の基本ケースでは、事象の開始から約130秒後に炉心領域から溶融炉心物質の一部が径方向反射体及び遮へい集合体のラッパ管間のギャップに移行し、炉心領域での核反応が停止すると遷移過程の終状態となる。このため、下部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は事象の発生から約130秒後とする。また、下部プレナムのデブリベッド、周囲の冷却材及び原子炉容器壁の初期温度は、それぞれ約420 $^{\circ}$ C、約420 $^{\circ}$ C及び350 $^{\circ}$ Cとする。
- 8) 6)より炉心領域に残留する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの50%とする。
- 9) 炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起点は、7)と同様に事象の発生から約130秒後とする。また、冷却過程開始時点の炉心条件として、残留炉心物質の温度は最高約1,930 $^{\circ}$ C、構造材及び冷却材温度について、支持板下方の領域は約350 $^{\circ}$ C、炉心周辺領域を除く支持板上方の領域は約500 $^{\circ}$ C並びに炉心周辺領域は約460 $^{\circ}$ Cとする。この残留炉心物質の温度は遷移過程の終状態で炉心に残留する燃料とスチールの平衡温度である。また構造材及び冷却材の温度は、1次主冷却系流量等の境界条件をSuper-COPDで計算した際に得られた冷却過程開始時点における各領域の温度である。
- 10) 大きなエネルギー放出が生じた場合には、炉心領域全体が短時間で溶融するとともに、圧力上昇により相当量の損傷炉心物質が上部プレナムに放出される。ここでは、保守的に炉心上部構造（炉心燃料集合体内の上部反射体ペレット下

端からハンドリングヘッドの上端までの間に位置する構造物) による損傷炉心物質の放出の抑制効果を見逃して、上部プレナムに移行する損傷炉心物質の量は炉心インベントリの 100%とする。また、次節の iv. 機械的応答過程において高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生を SIMMER-IV で解析した結果によると、上部プレナムに放出された損傷炉心物質は炉容器壁近傍の上部プレナム底部に沈降し、その位置にある材料照射ラック及び炉心支持台上面に堆積する。堆積位置の広がり面積に対する材料照射ラックの開口面積の比より、炉心インベントリの約 4% の損傷炉心物質が材料照射ラック底部に堆積し、残りは炉心支持台上面に堆積するものとする。

11) 機械的応答過程の解析より、上部プレナムに損傷炉心物質が噴き上げられた高さから炉心支持台上面までの高さを終端速度で落下すると保守的に仮定して、上部プレナムのデブリベッドの崩壊熱の起点は、後述する遷移過程の不確かさ影響の評価ケース①における核反応の停止から 10 秒後とする。また、デブリベッドの初期温度は、遷移過程の不確かさの影響評価の解析結果より約 5,110°C の損傷炉心物質が上部プレナムに放出されて燃料集合体頂部位置まで沈降した際の損傷炉心物質の温度を保守的に切り上げた 600°C とする。この温度は上部プレナムに放出された炉心物質と上部プレナム内のナトリウムの平衡温度である。

b. 解析結果

本評価事故シーケンスで想定される解析条件において、原子炉容器を通過する冷却材の原子炉容器出口温度は、冷却材の流量減少、原子炉出力の変動及び崩壊熱によって変動する。Super-COPD により解析した原子炉容器出口冷却材温度の変化を第 4.3.3.1.15 図に示す。原子炉容器出口冷却材温度は約 500°C まで上昇するが、炉心損傷防止措置の評価項目として設定した原子炉冷却材バウンダリ温度 550°C を超えないことから、冷却材温度の上昇によって原子炉冷却材バウンダリの損傷に至ることはない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの 30% の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70% の損傷炉心物質からなるデブリベッドの場合の結果に対して大きな余裕がある。また、原子炉容器底部に生じる最大応力（1 次応力）について、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 70% の損傷炉心物質からなるデブリベッドの条件における結果は、SUS304 のクリープ破断強度と比較して小さい。したがって、炉心インベントリの 30% の損傷炉心物質からなるデブリベッドも原子炉容器内で安定に保持・冷却できる。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 50% となる場合については、「iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価」における炉心インベントリの 80% の損傷炉心物質が炉心領域に残留した場合の結果に対して余裕

がある。このため、残留炉心物質は、再溶融かつ移動することなく炉心領域において固化した状態で安定に冷却できる。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、残留炉心物質が原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

③ 上部プレナムにおけるデブリベッド冷却

材料照射ラック底部に堆積したデブリベッドの最高温度は約 760℃、炉心支持台上面に堆積したデブリベッドの最高温度は約 760℃まで上昇するが、その後、崩壊熱の減衰によって、これらのデブリベッドの温度は低下する。また、原子炉容器内の冷却材温度も過大になることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下する。したがって、原子炉冷却材バウンダリの健全性が損なわれることはない。

iv. 機械的応答過程の解析

機械的応答過程では、起因過程又は遷移過程において即発臨界超過の結果、大きな熱エネルギー放出がある場合、高温となった炉心物質は、炉心内の圧力に駆動されて上部プレナムへ移動し、ナトリウムとの熱的相互作用を生じる。その結果発生するナトリウム蒸気圧によって上部プレナム内のナトリウムが上方に加速され、大回転プラグ、小回転プラグ及び炉心上部機構等（以下「回転プラグ」という。）の下面のカバーガス領域を圧縮し、原子炉冷却材バウンダリ等に対して機械的な負荷を与える。上部プレナム内のナトリウムの加速による機械的エネルギーの発生並びに機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床）へのナトリウム噴出挙動の解析を行う。ナトリウム噴出に係る解析結果は、格納容器応答過程の解析に引き渡して、ナトリウムの燃焼等に対する格納容器の応答を解析する。

a. 解析条件

高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生を S I M M E R - I V で解析する。S I M M E R - I V における解析体系を第 4.3.3.1.16 図に示す。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答を A U T O D Y N で解析する。A U T O D Y N における解析体系を第 4.3.3.1.17 図に示す。機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器（床）へのナトリウム噴出を P L U G で解析する。P L U G における解析体系を第 4.3.3.1.18 図に示す。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態（炉心物質の質量、温度、速度及び圧力）を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出により高温となった炉心物質が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。
- 2) S I M M E R - I V による機械的エネルギー発生時の解析は、水平方向は炉心中心から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の下端面までを、3次元直交座標を用いてモデル化する。炉心及びその周辺の初

期状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及び炉心平均スチール温度は、「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果よりそれぞれ 3,700℃及び 1,470℃とする。なお、炉心物質が保有する全熱エネルギーに対応する指標として、ここでは炉心平均燃料温度に加えて炉心平均スチール温度も示した。

- 3) 炉心部から上部プレナムへと熔融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程において炉心部の上部構造の流路中に侵入した熔融炉心物質が固化することによって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネルギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネルギーの発生が大きくなるような条件とする。
- 4) AUTODYNによる原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を 2次元円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生を解析で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。
- 5) 回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的エネルギーの吸収効果は無視するなど、原子炉容器への負荷が大きくなるような条件とする。
- 6) PLUGによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化する。回転プラグの応答及び固定ボルトの変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴は、機械的エネルギー発生を解析で得られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変形による圧力緩和効果は無視し、回転プラグへの負荷が大きくなる条件とする。
- 7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウムの流量を計算するなど、ナトリウム噴出量が多くなる条件とする。

b. 解析結果

① 機械的エネルギーの発生

即発臨界超過による熱エネルギーの放出で高温・高圧となった炉心から熔融燃料と熔融スチールの混合物が上方に放出され、液体ナトリウムを蒸発させる。これが圧力源となって、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造に機械的負荷を与える機械的エネルギーへ変換される。機械的エネルギーの最大値は約 1.8MJ である。なお、圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 25%程度である。機械的エネルギーを発生させる物理現象は熔融した炉心物質とナトリウムの FCI である。FCI では高温物質と低温物質の接触時に単相圧力が発生する Phase A と呼ばれる現象が知られている。

② 原子炉容器の構造応答

圧力源の膨張により上部プレナムのナトリウムの上昇速度は、徐々に増大しカバーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.1% (弾性変形の範囲内) であり、許容限界である 10%を超えない。したがって、原子炉

容器の健全性が損なわれることはない。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並びにナトリウム噴出挙動

炉心上部機構及び小回転プラグは大回転プラグと一体となって変位し、大回転プラグとの相対変位は生じない。大回転プラグは 80ms 程度の短時間の間だけ、最大約 1.2mm 上向きに浮き上がるが、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。回転プラグの固定ボルトのひずみは最大でも約 0.1% であり、破断伸びである 15% より十分小さく、固定ボルトの健全性が損なわれることはない。

以上より、機械的負荷により回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの落下・着座し、固定ボルトの健全性は損なわれない。

また、大回転プラグの浮き上がりは極短時間であって、その間に一時的に形成される回転プラグ間の間隙を通じてナトリウムが格納容器（床上）へ噴出することはない。

v. 格納容器応答過程の解析

機械的応答過程より、不確かさの影響を考慮したとしても、原子炉容器内から格納容器（床上）へナトリウムが噴出することはないが、ここでは、格納容器の頑健性を確認するために、あえてナトリウムが噴出すると仮定し、格納容器応答過程の解析によりその影響を評価する。

a. 解析条件

計算コード CONTAIN-LMR により解析する。解析体系を第 4.3.3.1.19 図に示すとともに、主要な解析条件等を以下に示す。

- 1) 格納容器（床上）及び外気をモデル化する。
- 2) 不確かさの影響を考慮したとしても、格納容器（床上）へナトリウムが噴出することはないが、ここでは、格納容器の健全性を入念に確認するために、敢えて 230kg のナトリウムが噴出すると仮定する。
- 3) ナトリウムの燃焼形態として、スプレイ燃焼及びプール燃焼をそれぞれ想定し、それぞれの燃焼形態が支配的となるような液滴径を設定する。また、ナトリウムとコンクリートが直接接触して反応することも想定し、この場合、噴出したナトリウムがプール燃焼と同じ面積で広がり、全てコンクリートと反応すると仮定する。
- 4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として計算したノミナル値（最適評価値）を基に、希ガスの FP の 100%、揮発性の FP の 50% が格納容器（床上）へ放出されるものとし、これらの崩壊熱は格納容器内雰囲気ガスに対する熱源とする。
- 5) 格納容器（床上）圧力の初期値は 0.25kPa[gage]、格納容器鋼壁温度の初期値は 40℃ とする。
- 6) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達及び熱輻射を考えるものとする。

- 7) 水素の発生については、ナトリウムと雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水分との反応をそれぞれ考慮するものとする。
- 8) Cs-137 の格納容器外への放出量については、定格出力運転を継続し炉心燃料が平均燃焼度に到達したとの保守的な仮定で計算した炉内蓄積量を基に、炉心から冷却材には全量が放出されると仮定し、冷却材中での捕獲及び格納容器（床上）での凝集、沈着等による除去を考慮するものとする。

b. 解析結果

解析結果を第 4.3.3.1.20 図から第 4.3.3.1.22 図に示す。

ナトリウムの熱的影響については、スプレイ燃焼、プール燃焼及びナトリウム-コンクリート反応する場合についてそれぞれ解析した。

格納容器(床上)の雰囲気中の圧力が最高となるのは、スプレイ燃焼のケースであり、最高圧力は約 $0.93\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.092\text{MPa}[\text{gage}]$) まで上昇するが、格納容器の設計圧力 $1.35\text{kg}/\text{cm}^2[\text{gage}]$ (約 $0.13\text{MPa}[\text{gage}]$) を超えない。

格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、同様にスプレイ燃焼のケースであり、最高温度は約 68°C まで上昇するが、格納容器鋼壁の設計温度 150°C を超えない。

格納容器(床上)の水素濃度が最大となるのは、ナトリウム-コンクリート反応のケースであり、最大水素濃度は約 $0.76\text{vol}\%$ まで上昇するが、燃焼限界濃度の $4\text{vol}\%$ を下回る。

また、格納容器外への Cs-137 の放出について、原子炉冷却材による除去率は 90% 、格納容器内から格納容器外への放出率は約 0.083% 、総放出量は約 0.33TBq となり、 100TBq を十分に下回る。

以上より、格納容器(床上)へのナトリウム噴出を仮想しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

以上 i. から v. より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

ii) 不確かさの影響評価

i. 起因過程の不確かさの影響評価

起因過程の不確かさの影響について、計算コードの不確かさとして、FP ガスの保持量の不確かさの影響を評価する。また、解析条件の不確かさのうち、事象進展に有意な影響を与えるものとしては反応度係数と燃料破損条件が挙げられるが、燃料破損条件は既に十分に保守的な条件であるため、反応度係数の不確かさとして、ナトリウムボイド反応度、ドブプラ反応度及び燃料の軸伸びの不確かさの影響を評価する。考慮する不確かさ幅は、以下のとおり設定する。

- 1) FP ガスの保持量：燃料ペレット中の FP ガスの保持量は、SAS4A の定常照射挙動モデルの計算値に対して、負の反応度効果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる FP ガス圧力の効果を無視する。
- 2) ナトリウムボイド反応度：炉心の核設計においては 30% の不確かさを考慮している。ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一部の領域を除いておおむね負で

ある。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、正の領域では 1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する。

- 3) ドップラ反応度：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される不確かさは 30%である。ドップラ反応度係数は負であるが、起因過程のドップラ反応度は正となるため、評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。
- 4) 燃料の軸伸び：ナトリウムボイド反応度と同様に、炉心核設計で考慮される燃料密度反応度の不確かさは 30%である。起因過程の事故シーケンスでは燃料は収縮し反応度変化が正となる。評価項目に影響を及ぼすパラメータである反応度を大きく計算するため、1.3 倍に設定する。

これらの解析条件等の間には物理的相関はなく、互いに独立であると考えられ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせることは過度に保守的な想定となる。そこで、感度解析においては、保守的な条件の重畳は行わず、「(6) 措置の有効性評価 i. 起因過程の解析」に対してそれぞれの不確かさの影響を評価する。

起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである反応度については、どの不確かさを考慮したとしても、「i) 基本ケース i. 起因過程の解析」と同様に臨界 (0.0\$) を超えることはない。すなわち、不確かさの影響を考慮したとしても、起因過程は、出力及び燃料温度が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷のまま後続の遷移過程に移行する。事象の推移と損傷集合体の数に最も大きな影響が生じたケースは、2) のナトリウムボイド反応度の不確かさを保守的に考慮したケースである。基本ケースに比べて過渡開始直後から反応度の減少が若干緩やかになり、沸騰開始時刻や燃料崩壊時刻が早くなっている。このことによって事象進展が速くなり、基本ケースに比べて沸騰及び損傷に至る集合体数が増加した。しかしながら、損傷集合体の数は基本ケースの 2 集合体から 5 集合体に増加しているが、そのうちの 3 集合体は被覆管の溶融に至っただけであり、炉心全体の燃料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷移過程の事象推移に大きな影響を与えることはない。なお、2) のナトリウムボイド反応度ケースでは沸騰開始、燃料崩壊開始、ラップ管溶融の各時刻が基本ケースから約 14%から約 17%程度早くなったのに対して、1) FP ガスの保持量、3) ドップラ反応度、4) 燃料の軸伸び、の不確かさの影響を確認するケースでは変化しないか最大でも約 4%以下の変化にとどまり、また損傷集合体の数も基本ケースと変わらず 2 集合体のままである。

ii. 遷移過程の不確かさの影響評価

遷移過程の不確かさの影響について、評価項目のうち、「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、遷移過程の事象推移の幅広い不確かさの範囲を含める形で再配置・冷却過程の解析を行う。他方、評価項目の「(3) 即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器 (床上) に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること」の具体的な評価項目

のうち、「①原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること」に影響を及ぼす重要なパラメータである即発臨界超過に伴う放出エネルギー及び炉心平均燃料温度の計算において、大きなエネルギー放出を伴う反応度の急速な挿入を引き起こすメカニズムは、溶融燃料の大規模な凝集である。「i) 基本ケース ii. 遷移過程の解析」において、このような大規模な溶融燃料の凝集が起こったのは、遷移過程の開始後約60秒であり、炉心の損傷が広範囲に進展した段階であった。遷移過程の初期条件は、起因過程の解析結果をできるだけ厳密に接続していること、炉心の損傷が広範囲に進展するまでの間の事象推移は極めて緩慢で大きな反応度の変動がないことなどから、ここでは、遷移過程の後期の段階で大規模な燃料の移動に影響を及ぼす条件又は解析上の想定における不確かさを考慮する。

具体的には、上述の不確かさを考慮して十分に保守的な想定を用いる以下の2つのケースについての感度解析を行い、その影響を評価する。

- ① 炉心中心への溶融燃料の凝集移動（炉心溶融プールのスロッシング）を発生させるケース：2次元円筒座標で周方向同時の燃料移動を許容する保守的な条件を設定する。LGTや反射体間及び遮へい集合体間ギャップを通じた溶融燃料の炉心外への流出を遮断する意味からも保守的な想定となる。
- ② LGTの溶融貫通時の燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）の発生を仮定して大規模な燃料の移動を駆動するケース：すでに炉心高さの中央部で燃料の破損が生じているものの炉心下部の流路中に冷却材が残っておりFCIが発生する可能性があるLGTの位置に対して、炉心平均燃料温度のピークが生じる直前にナトリウムの混入を仮定し、実験的に得られているFCIによる発生圧力を上回る強さのFCIを発生させる。

①の解析は、SIMMER-IIIにより解析する。SIMMER-IIIにおける2次元円筒座標の解析体系を第4.3.3.1.23図に示す。制御棒、後備炉停止制御棒及びB型・C型照射燃料集合体は、「(6)措置の有効性評価 ii) 遷移過程の解析評価」と同様に炉心での同じ列に装荷された集合体の平均出力に最も近い集合体に置き換える。解析における反応度、出力及び炉心平均燃料温度の履歴を第4.3.3.1.24図から第4.3.3.1.26図に示す。2次元円筒体系では、物質の移動が鉛直・径方向のみに束縛されるため、径方向外側から軸中心に向かう燃料集中が3次元解析に比べて強くなる。外側炉心燃料も含めた大規模な炉心中心に向かう溶融燃料の凝集移動が発生することによって反応度が即発臨界を超過し、極めて厳しい熱エネルギーの放出があり、炉心平均燃料温度の最大値は約5,110°Cである。この解析においては遷移過程の非線形性の影響も考慮している。機械的応答過程の不確かさの影響評価の解析において機械的エネルギーの発生を解析する際には、初期条件の不確かさを考慮してこの解析結果を用いる。

②の解析は、SIMMER-IVにより解析する。FCIによる発生圧力を保守的に仮定することにより、これに伴う燃料凝集の効果による炉心平均燃料温度を解析した。3次元体系では、2次元体系に比べて燃料が炉心内で分散しているために核出力が小さく、炉心燃料の溶融度は低く流動性が小さい。このため、保守的なFCIによる圧力

を与えても 2 次元体系に比べて燃料凝集量は少ない。反応度は、即発臨界を超過するもののこれに伴う炉心平均燃料温度は約 4,070°C であり、FCI による圧力によって駆動される燃料移動により大きな反応度挿入や過大なエネルギー放出が生じることはない。

以上の不確かさの影響評価の解析とその結果についてまとめた。また 1 次元コンパクトシミュレーションを想定した簡易評価による不確かさ影響評価解析の保守性を確認した結果を示す。

iii. 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価

再配置・冷却過程の不確かさの影響について、評価項目の「(2) 炉心の著しい損傷に至った場合において、損傷炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること」に影響を及ぼす不確かさは、再配置した損傷炉心物質の量の不確かさの影響が最も重要となる。そこで、不確かさ幅を十分に上回る損傷炉心物質の量をそれぞれの再配置場所に対して設定し、冷却性を評価する。

下部プレナムへの損傷炉心物質の流出量は、流出タイミングに依存する。炉心領域から熔融した残留炉心物質が LGT を通じて下部プレナムに移行しないと想定した場合は、崩壊熱と炉心周辺構造への熱損失のバランスによって炉心領域で熔融し得る燃料の量は炉心インベントリの約 70% となる。この状態で、熔融した残留炉心物質が LGT を通じて下部プレナムに移行する場合を下部プレナムのデブリベッドの冷却に対する保守的な上限とする。また、残留炉心物質の冷却に対しては、保守的な損傷炉心物質の量として、炉心インベントリの 80% (残り 20% は炉心周囲の集合体ラップ管間ギャップに移行・固化) が炉心領域に残存するものとする。

なお、上部プレナムに移行した損傷炉心物質の冷却については、「(6) 措置の有効性評価 iii) 再配置・冷却過程の解析」において、最大量となる炉心インベントリの 100% の損傷炉心物質の移行を仮定した解析を行っているため、不確かさ影響評価は行わない。

① 下部プレナムにおけるデブリベッド冷却

炉心インベントリの 70% の損傷炉心物質からなるデブリベッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュールで解析する。デブリベッドの性状については、「(6) 措置の有効性評価 iii. 再配置・冷却過程の解析」と同じとする。原子炉容器底部にデブリベッドが形成される時刻は、「② 残留炉心物質の冷却」において、炉心インベントリの約 70% の燃料が再熔融する時刻(事象発生から約 1,200 秒後)とする。

解析結果を第 4.3.3.1.27 図に示す。また、SUS304 について 900°C を超える温度条件におけるクリープ試験結果を第 4.3.3.1.28 図に示す。

デブリベッド最高温度は、事象発生から約 1,800 秒後に約 720°C まで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下する。ここで、デブリベッドにより高温条件となる原子炉容器底部の鏡板において、原子炉容器の自重、ナトリウム重量及びデブリベッド重量により発生する応力は約 2.8MPa (1 次応力) であり、SU

S 3 0 4について 900°Cを超える温度条件で得られているクリープ試験結果に対して十分に小さくクリープ破断は発生しない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器底部に堆積したデブリベッドは、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって安定に冷却される。したがって、原子炉容器底部の鏡板がクリープ破損し、熔融炉心物質等が原子炉容器外に流出することはない。なお、デブリベッドの厚み、粒子径、空隙率の設定によって熱容量や等価熱伝導率が変わるため、実験での粒子径や空隙率に係るデータのばらつき、粒子径の代表径として質量中央値ではなく Sauter 平均値を用いた場合の影響及びデブリベッドが不均一に堆積した場合の影響を考慮しても、この結論は変わらない。

② 残留炉心物質の冷却

炉心領域に残留した損傷炉心物質の量が炉心インベントリの 80%となる場合について、伝熱計算モデルにより残留炉心物質内部の温度変化と残留炉心物質とその周囲の構造物との境界温度が構造物の融点であるとして残留炉心物質から周囲の構造物への熱移行を解析する。また、F L U E N Tを用いて、炉心バレル構造物内の内側及び外側反射体、遮へい集合体及びラップ管間ギャップ部を流れるナトリウムによる残留炉心物質及びギャップ閉塞部の除熱挙動を解析する。

解析結果を第 4. 3. 3. 1. 29 図及び第 4. 3. 3. 1. 30 図に示す。

伝熱計算モデルの解析によって、事象発生から約 670 秒後に燃料が再溶融し始め、残留炉心物質の最高温度は約 2, 890°Cまで上昇するが、その後は崩壊熱の減衰とともに低下することが示された。残留炉心物質の内部がスチールの蒸気圧が発生する様な高温となることはなく、周囲の冷却材や構造材による除熱と崩壊熱の低下によって長期的に安定に冷却される。

また、F L U E N Tの解析より、残留炉心物質の下面温度は、残留炉心物質の形成後から発熱条件の時間変化に従って上昇し、事象発生から約 3, 900 秒後に約 850°Cであり、その後はなだらかに低下する。このとき炉心下部において、集合体ラップ管間ギャップのナトリウムは、炉心外側に位置する内側及び外側反射体、遮へい集合体内部を流れる低温ナトリウムによってラップ管を介して冷却され、ギャップ部のナトリウムに低温の炉心外側と高温の残留炉心物質周辺との間で循環流が形成される。この循環流によって低温のナトリウムが残留炉心物質の周辺に輸送され、残留炉心物質の下面が冷却される。残留炉心物質側面は、集合体ラップ管間ギャップと内側反射体内を流れるナトリウムによって冷却される。残留炉心物質側面の最高温度は約 770°Cであり、残留炉心物質に接する内側反射体の内部を流れるナトリウムの最高温度は約 580°Cである。なお、原子炉容器の最高温度は上部プレナムの上端部で約 500°Cであり、これは「4. 3. 2. 6 有効性を評価するための評価項目の設定」における原子炉冷却材バウンダリの制限温度(550°C) 以下であることから、原子炉容器近傍の冷却材温度が過大とならず、原子炉冷却材バウンダリである原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

以上より、不確かさの影響を考慮しても、原子炉容器内の冷却材温度が過大に

なることはなく、崩壊熱の減衰とともに単調に低下し、原子炉冷却材バウンダリの健全性に影響を及ぼすことはない。

iv. 機械的応答過程の不確かさの影響評価

有効性評価における不確かさについて、評価項目の「(3) 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナトリウムが格納容器（床上）に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止できること」の具体的な評価項目「②格納容器（床上）へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持できること」に対しては、機械的エネルギー発生における重要現象の不確かさの影響を確認する解析を実施した。不確かさの影響を確認した重要現象は、燃料からスチールへの熱移行、炉心上部構造への熱及び圧力損失、蒸気泡の成長、及び遷移過程の不確かさである。この結果、初期条件としての放出熱エネルギーの大きさが最も大きな影響を持つ。このため、遷移過程の不確かさの影響評価の解析から最も大きな熱エネルギー放出があったケースの結果に基づいて機械的エネルギーを解析する。このケースにおける炉心平均燃料温度及び炉心平均スチール温度の最大値はそれぞれ約 5, 110℃及び約 2, 400℃である。

上述の不確かさの影響を考慮した解析の結果得られた機械的エネルギーの最大値は約 3.6MJ である。圧力源の最大膨張時におけるカバーガス領域の体積は初期の 4%程度である。原子炉容器の構造応答解析の結果、第 4.3.3.1.31 図に示すように、原子炉容器内圧力上昇に伴う水平方向の機械的負荷は、原子炉容器を水平方向に変形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向ひずみの最大値は約 0.7%であり、許容限界 10%を超えない。すなわち、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。なお、安全容器側面及び底面に作用を及ぼさない。

第 4.3.3.1.32 図に回転プラグの動的応答に関する解析結果を示す。回転プラグは 1 秒未満の極短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、原子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上がりに必要な圧力以下に低下すると、支持フランジ上に落下・着座する。この間、ナトリウムは、回転プラグの間隙に流入するが格納容器（床上）まで到達せず、原子炉容器内から格納容器（床上）へのナトリウムの噴出は生じない。各回転プラグの固定ボルトのひずみは、最大で約 1.6%であり、破断伸び 15%より十分小さく、固定ボルトの健全性は損なわれない。

以上より、最も大きな不確かさ要因である放出熱エネルギーの不確かさの影響を考慮したとしても、評価項目である機械的負荷に対する原子炉容器の健全性は確保される。また、機械的負荷により回転プラグは、短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、固定ボルトの健全性は損なわれず、一時的に形成される回転プラグ間隙の間隙を通じてのナトリウムの格納容器（床上）への噴出は生じない。

v. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価

格納容器破損防止措置の有効性評価における格納容器応答過程の不確かさについて、計算コードの不確かさを考慮して入力条件を設定する必要がある。この不確かさの影響評価について、スプレイ燃焼において、最も影響のある因子はスプレイの液滴径である。

「i) 基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」において、不確かさの影響を考慮した

上で、評価項目に対して厳しい結果となるような液滴径を入力値として設定していることから感度解析は不要である。したがって、ここでは、不確かさの影響評価として、次に影響のあるプール広がり面積を選定する。「i) 基本ケース v. 格納容器応答過程の解析」においては、ナトリウムの表面張力等から算出されるプールの厚み(約1cm)を設定しており、これに対してプール厚みを1/2倍(プール面積を2倍)とした場合の感度解析をナトリウム-コンクリート反応を対象として実施する。また、解析条件の不確かさとして崩壊熱があり、崩壊熱計算に用いた計算コードの不確かさとして、崩壊熱の10%増加を考慮した解析を実施する。

解析結果を第4.3.3.1.33図から第4.3.3.1.35図に示す。

格納容器(床上)の雰囲気圧力及び格納容器の鋼壁温度が最高となるスプレイ燃焼における崩壊熱の増加の影響については、圧力は変わらず(最高圧力は約0.93kg/cm²[gage])、格納容器の鋼壁温度は若干上昇する(最高温度は約69℃)程度である。これは、スプレイ燃焼によって発生する熱量に比べて崩壊熱の増加の影響が僅かだからである。また、格納容器(床上)の水素濃度が最大となるナトリウム-コンクリート反応におけるプール面積(反応面積)の増加の影響については、水素の発生速度は増加するものの、ナトリウムの早期消費により反応時間が短くなるため、最大水素濃度はほとんど変わらず(約0.77vol%)、燃焼限界濃度の4vol%を下回る。

また、格納容器外へのCs-137の放出について、原子炉冷却材による除去率は90%、格納容器内から格納容器外への放出率は約0.085%、総放出量は約0.34TBqとなり、100TBqを十分に下回る。

以上より、格納容器(床上)へのナトリウム噴出を仮想した場合において、不確かさの影響を考慮しても、評価項目である格納容器の健全性は確保されるとともに、環境への影響も十分に抑制される。

以上i.からv.より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。

第4.3.3.1.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉トリップ信号発信	—	—	—	①原子炉トリップ信号「電源喪失」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信及び原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」 ③核計装(線形出力系)
事故発生の判断	・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に失敗している場合は事故発生と判断する。	—	—	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉トリップ信号「電源喪失」
代替トリップ信号発信	—	—	—	①代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」
原子炉スクラム(自動停止)確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①制御棒 ②制御棒駆動系	—	①原子炉保護系(スクラム) ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)
後備炉停止系スクラム(自動停止)確認	・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	—	①後備炉停止系用論理回路 ②代替トリップ信号「1次主循環ポンプトリップ」 ③核計装(線形出力系)
原子炉自動停止失敗の判断	・原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認し、自動停止の成否を確認する。	—	—	—
原子炉手動停止	・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。	①制御棒 ②制御棒駆動系 ③後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系	—	①核計装(線形出力系)

下線部が炉心損傷防止措置に使用する資機材

第 4.3.3.1.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等

動作・判断・操作	手順	設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉容器内冷却確認	・ 1 次主冷却系（ボニーモータ低速運転）の運転状況を確認するとともに、2 次主冷却系（自然循環）及び主冷却機（自然通風）に異常等がないことを確認する。	① 1 次主冷却系 ② 2 次主冷却系	—	①原子炉出入口冷却材温度、1 次主冷却系冷却材流量、主冷却器出口冷却材温度、2 次主冷却系冷却材流量
原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	・ 放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。	① 1 次アルゴンガス系 1) 原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁（ただし、計装等の小口径のものを除く。）	—	①原子炉カバーガス圧力計 ②燃料破損検出系
格納容器アイソレーション確認	・ 「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系（アイソレーション）が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	①格納容器 ②格納容器バウンダリに属する配管・弁	—	①原子炉保護系（アイソレーション） ②アイソレーション信号「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」

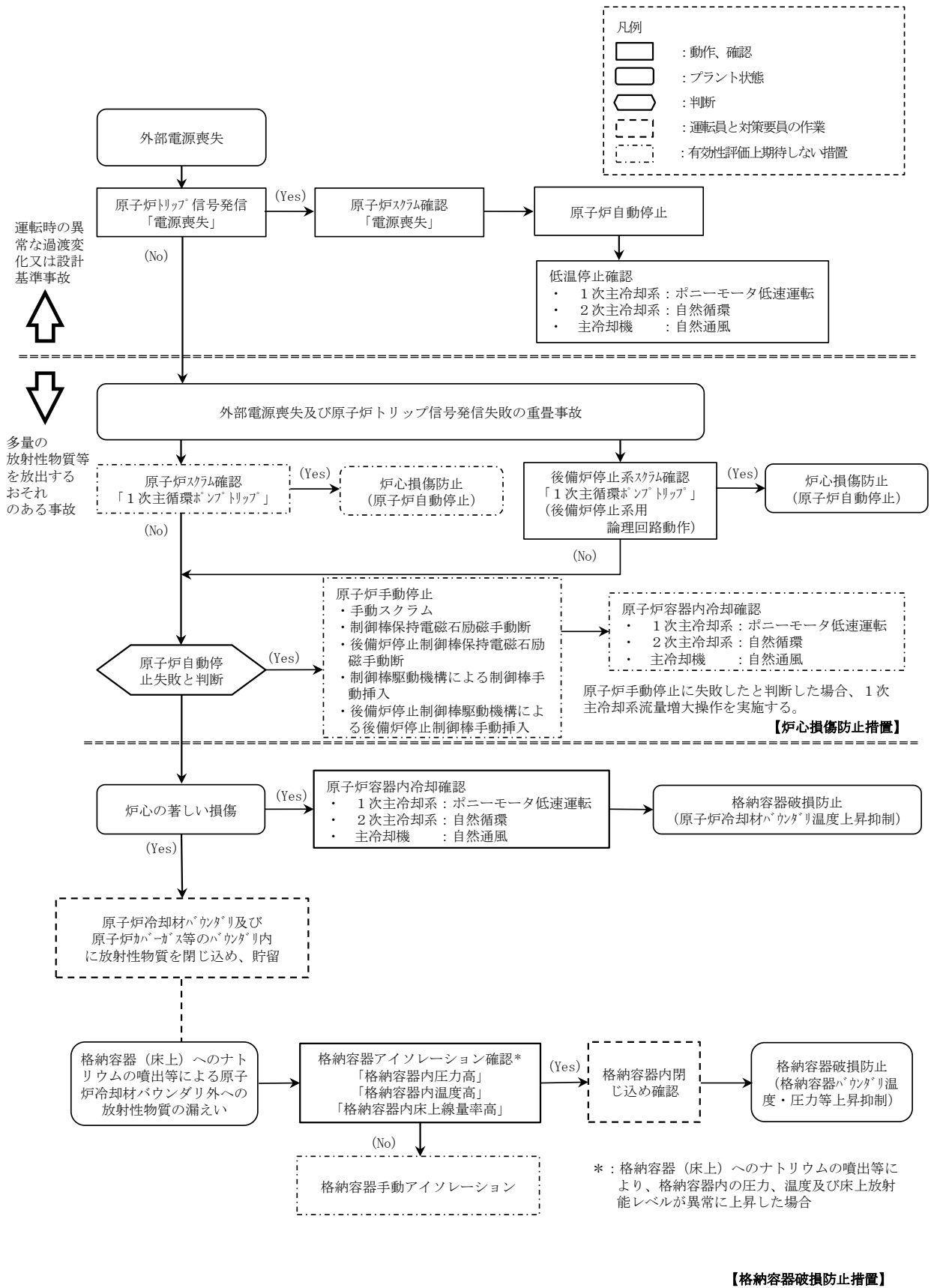
下線部が格納容器破損防止措置に使用する資機材

第4.3.3.1.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

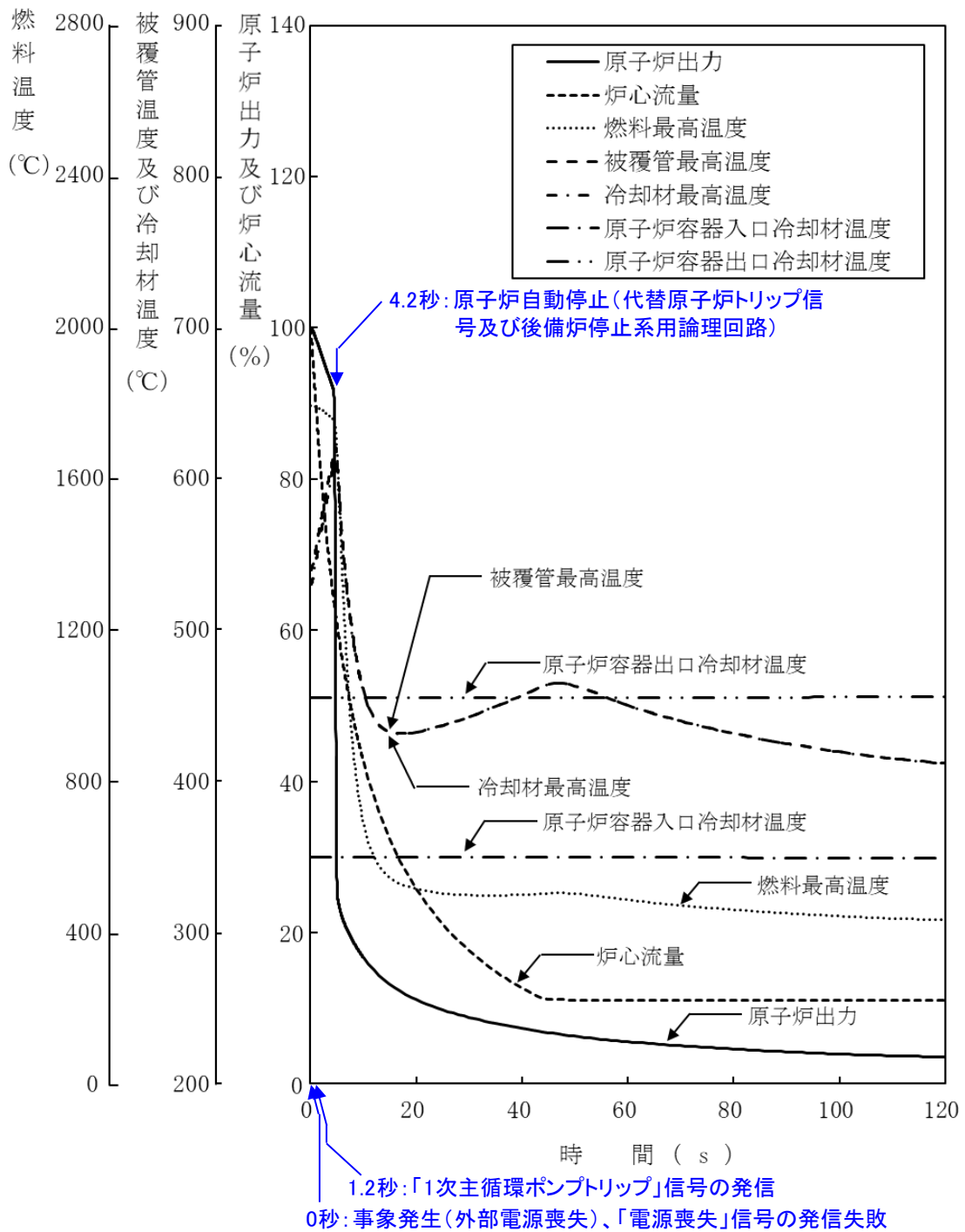
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing time allocation for the operator]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉トリップ信号発信確認 ・原子炉スクラム確認 ・事故発生判断	[Bar chart showing time allocation for the operator]																・「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認 ・後備炉停止系スクラム確認	[Bar chart showing time allocation for the operator]																・「1次主循環ポンプトリップ」による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Bar chart showing time allocation for the operator]																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
炉心損傷防止措置	運転員A	1 ・原子炉手動停止	[Bar chart showing time allocation for the operator]																・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。
自主対策	運転員B、C	2 ・1次主冷却系流量増大	[Bar chart showing time allocation for the operators]																・1次主冷却系流量増大に係る操作を実施する。

第4.3.3.1.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

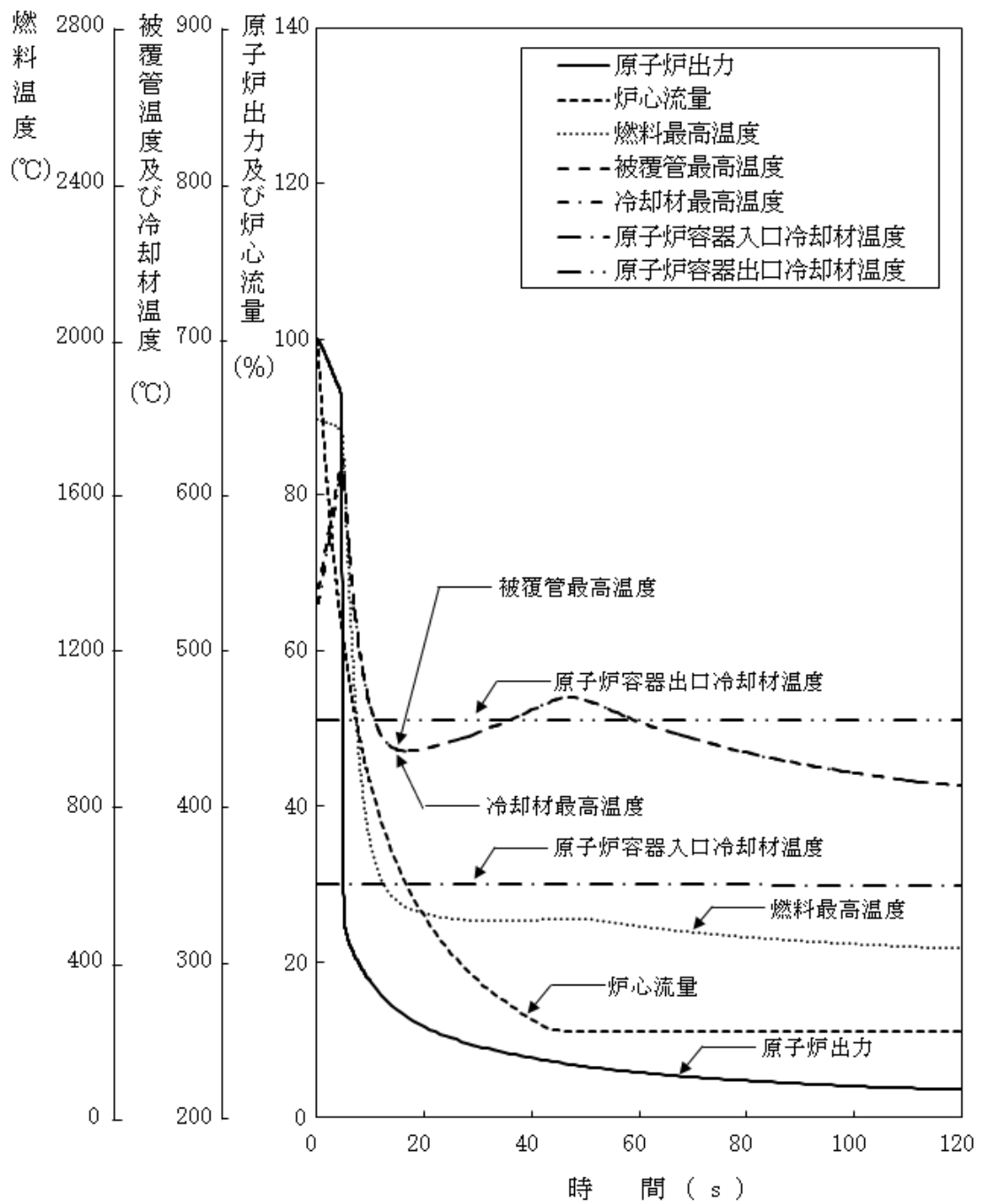
必要な要員と作業項目			経過時間(分)																備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容	5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	120	180	240		
			▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断																
	当直長	・運転操作指揮	[Bar chart showing time allocation for the operator]																
状況判断	運転員A	1 ・原子炉自動停止失敗と判断	[Bar chart showing time allocation for the operator]																・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。
格納容器破損防止措置	運転員B、C	2 ・原子炉容器内冷却確認	[Bar chart showing time allocation for the operators]																・1次主冷却系(ボニーモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常がないことを確認する。
	運転員D	1 ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留	[Bar chart showing time allocation for the operator]																・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	[Bar chart showing time allocation for the operators]																・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床土線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。 ・多量のナトリウムが格納容器床土に噴出した場合は、噴出直後に格納容器床土温度が60℃を超過して原子炉保護系(アイソレーション)が動作する。 ・隔離に失敗している場合は手動で隔離する。



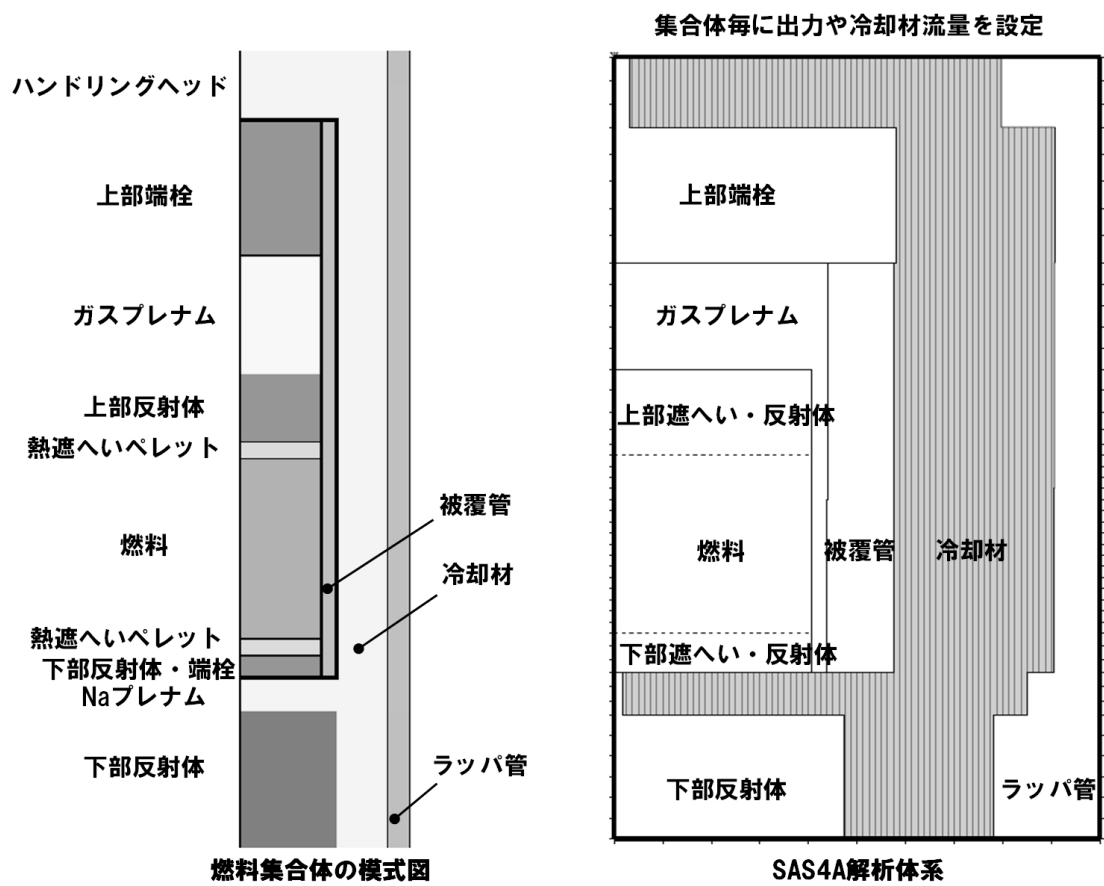
第4.3.3.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要



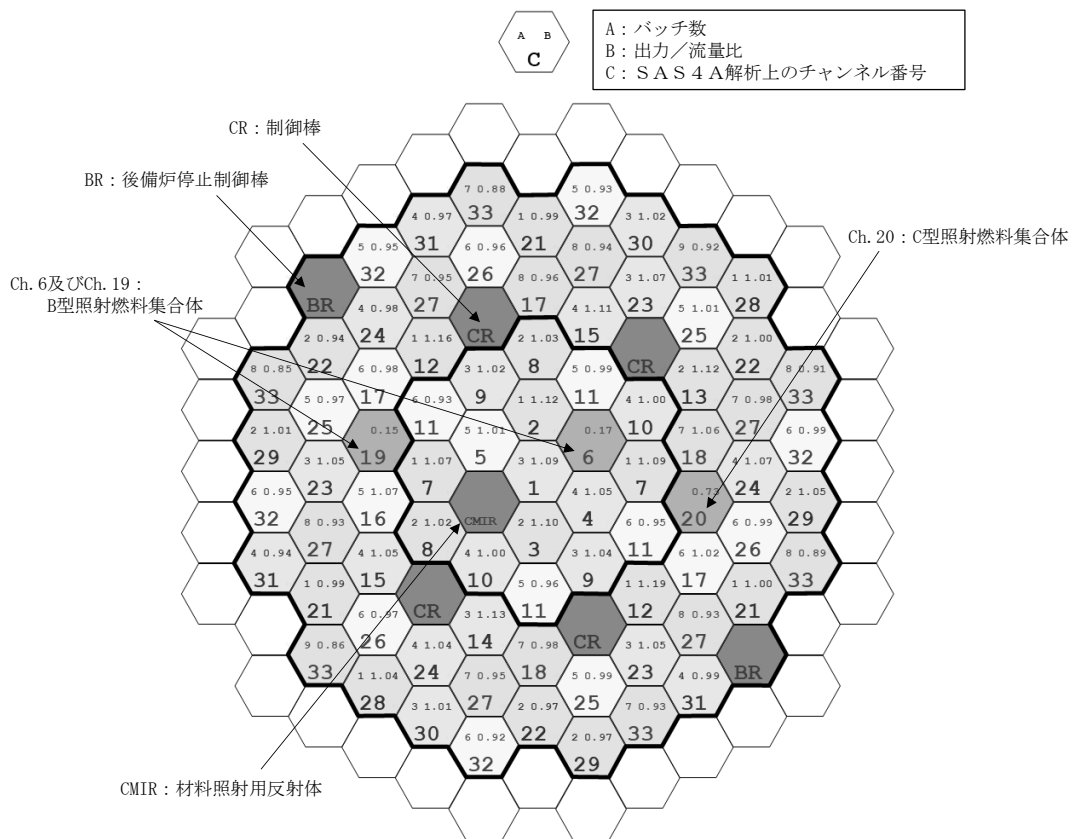
第 4.3.3.1.2 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(炉心損傷防止措置：代替トリップ信号及び後備炉停止制御棒による原子炉停止)



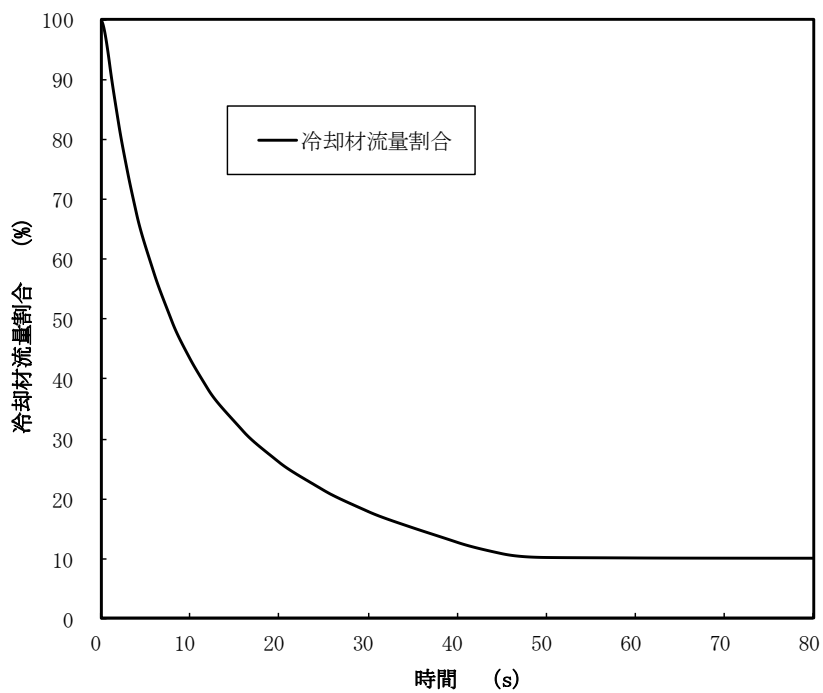
第 4.3.3.1.3 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故（不確かさの影響評価）



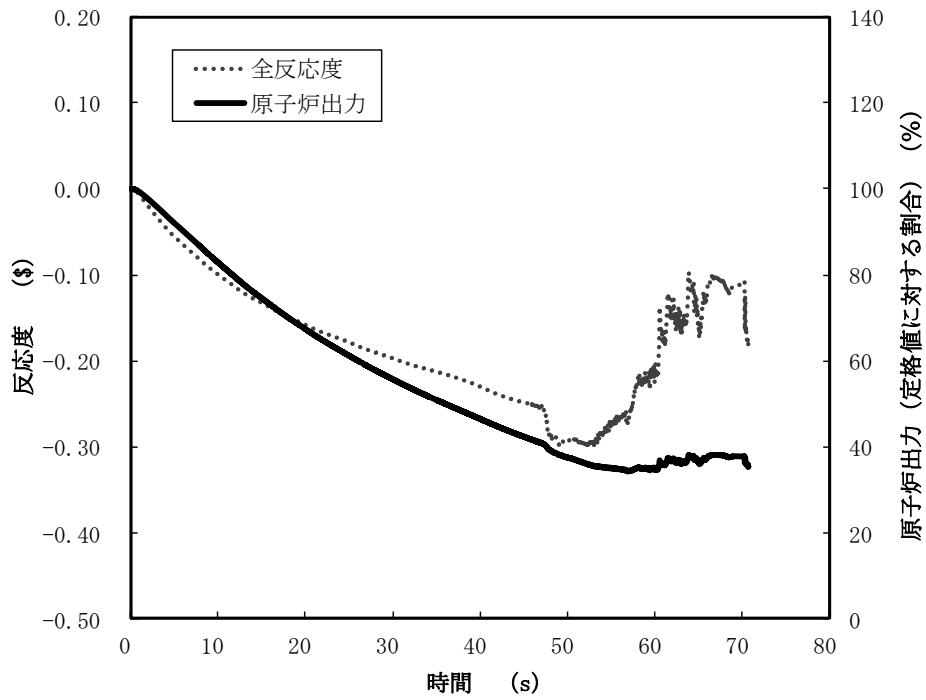
第 4. 3. 3. 1. 4 図 SAS4Aにおける解析体系



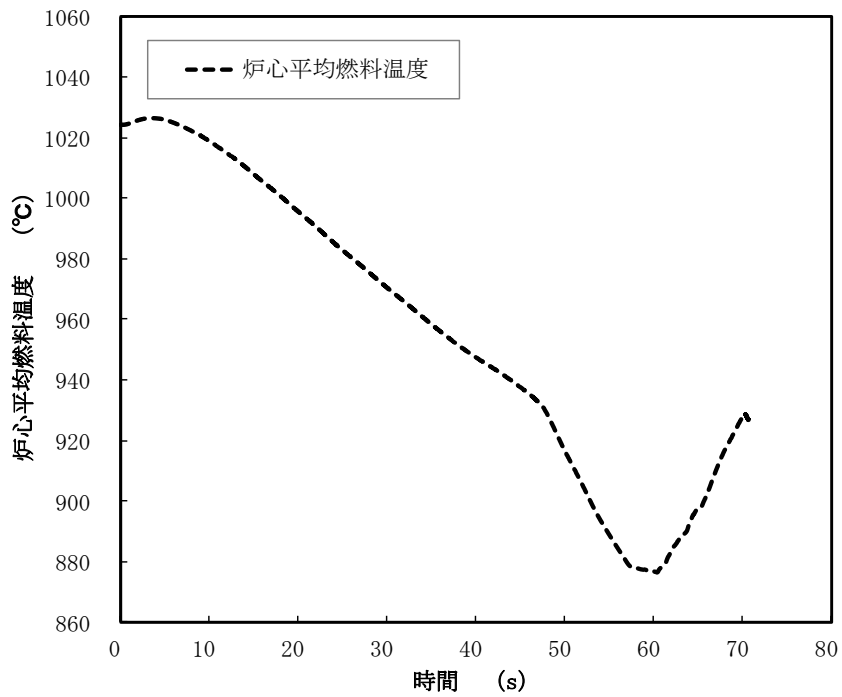
第 4.3.3.1.5 図 SAS 4A の解析におけるチャンネルの配置図



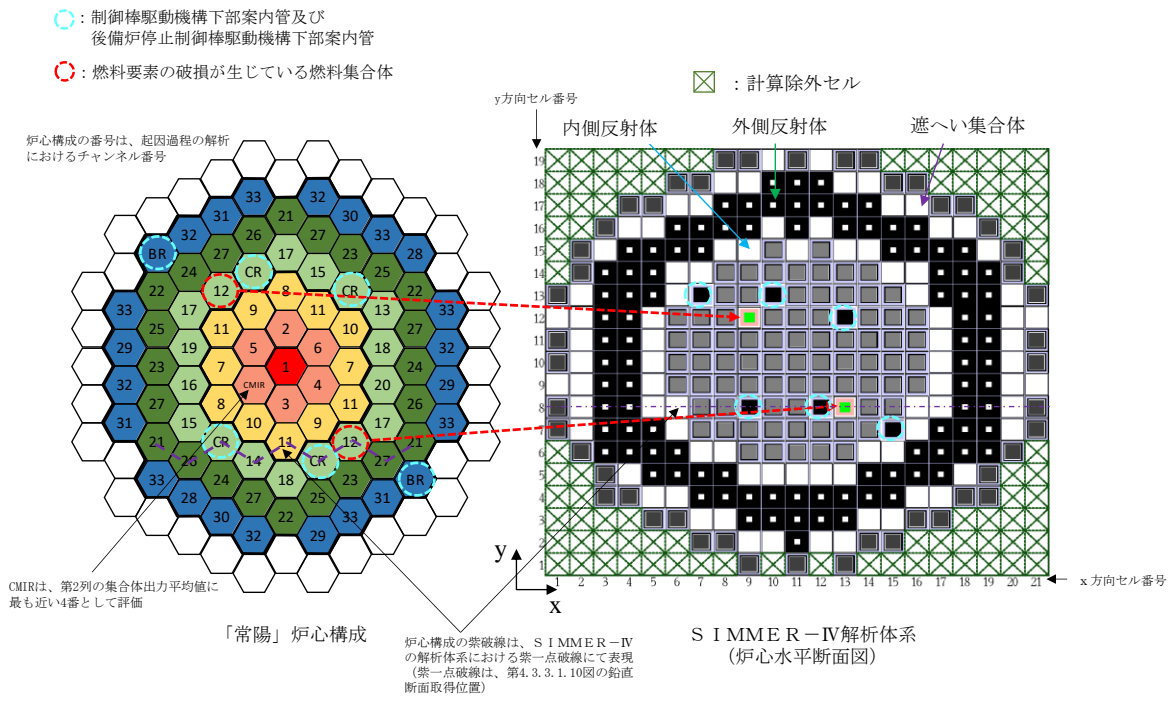
第 4.3.3.1.6 図 1 次主循環ポンプの主電動機停止に伴う冷却材流量減少の推移



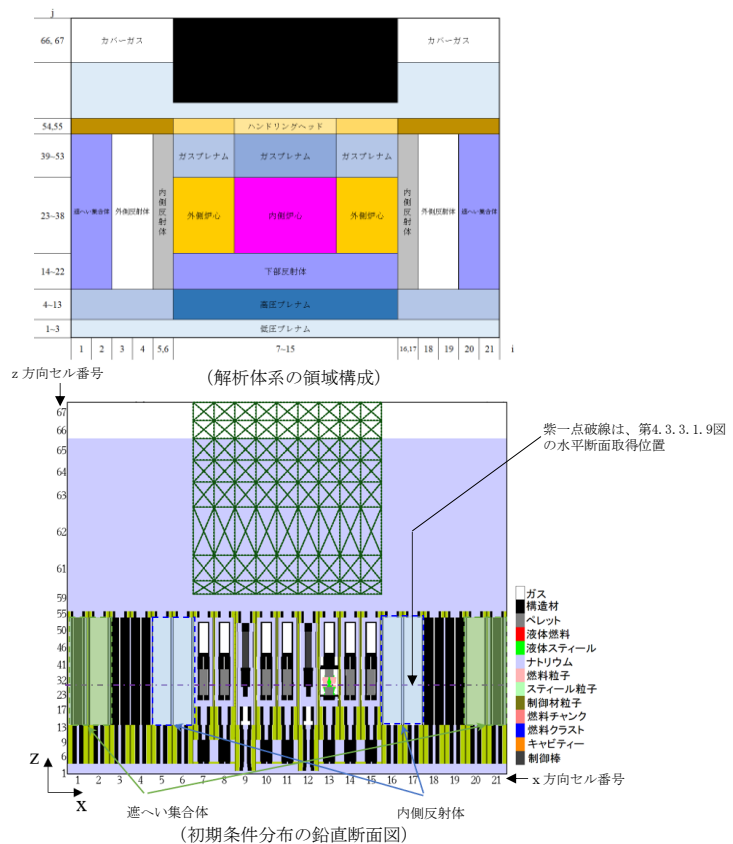
第 4. 3. 3. 1. 7 図 起因過程における原子炉出力及び反応度履歴



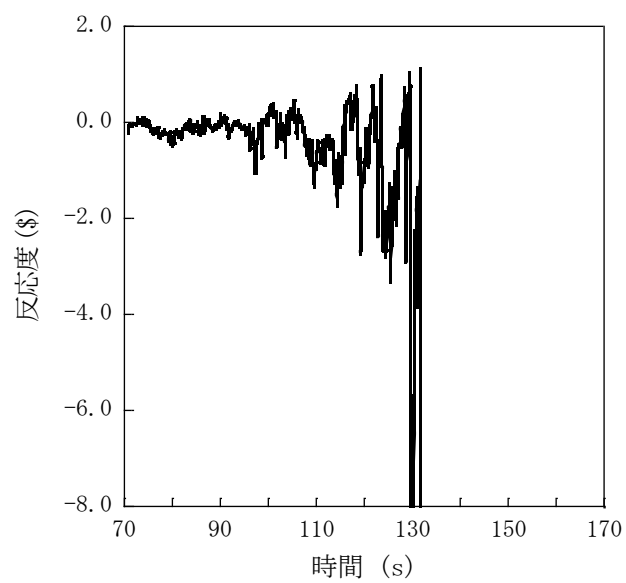
第 4. 3. 3. 1. 8 図 起因過程における炉心平均燃料温度履歴



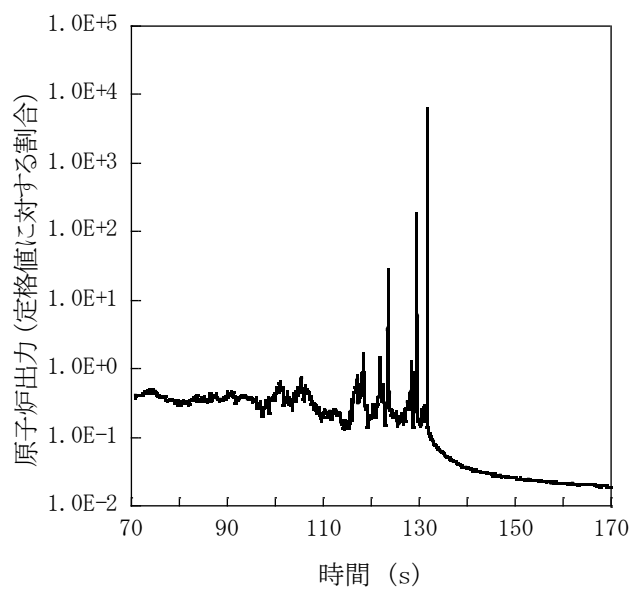
第 4.3.3.1.9 図 S I M M E R - I Vにおける解析体系 (遷移過程の解析)



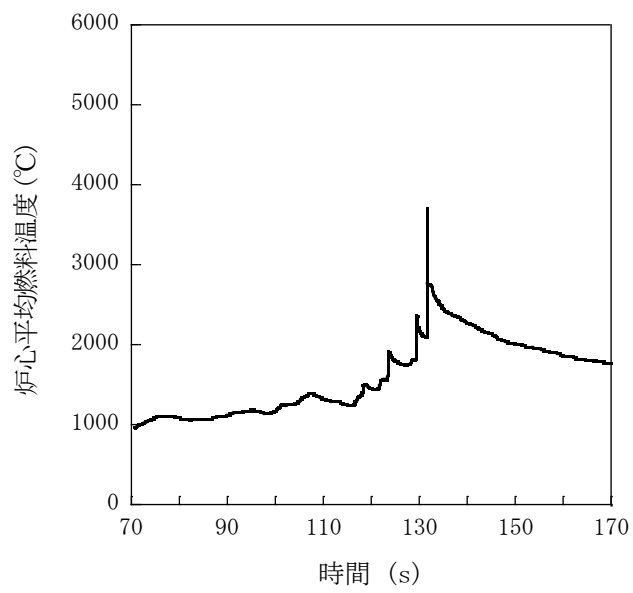
第 4.3.3.1.10 図 S I M M E R - I Vにおける初期物質分布



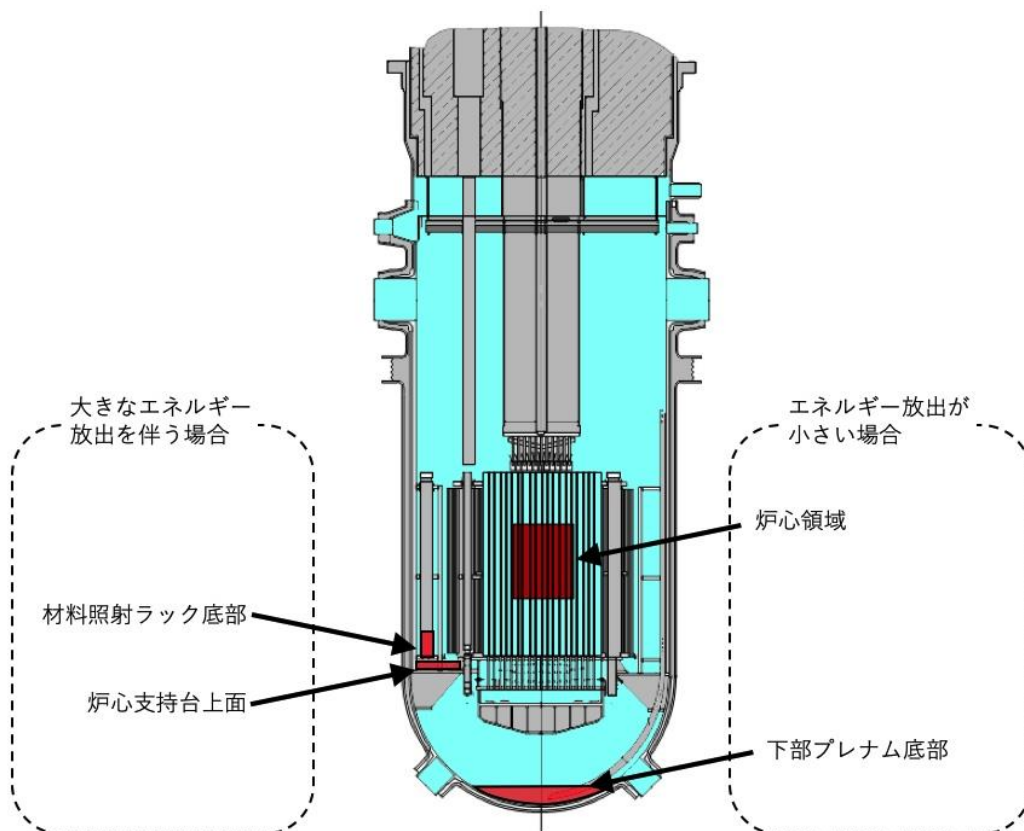
第 4.3.3.1.11 図 遷移過程における反応度履歴



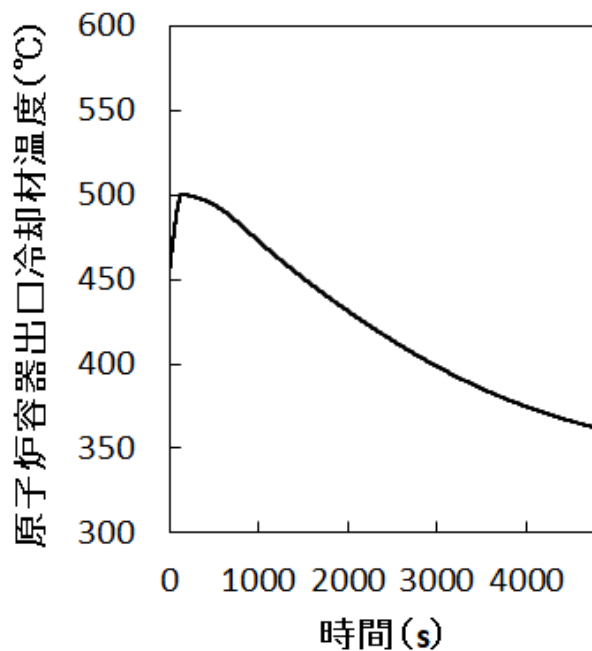
第 4.3.3.1.12 図 遷移過程における原子炉出力履歴



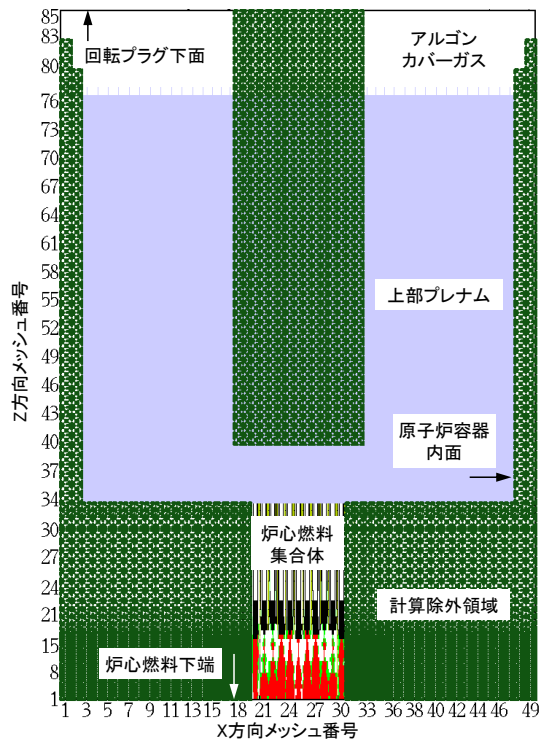
第 4.3.3.1.13 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴



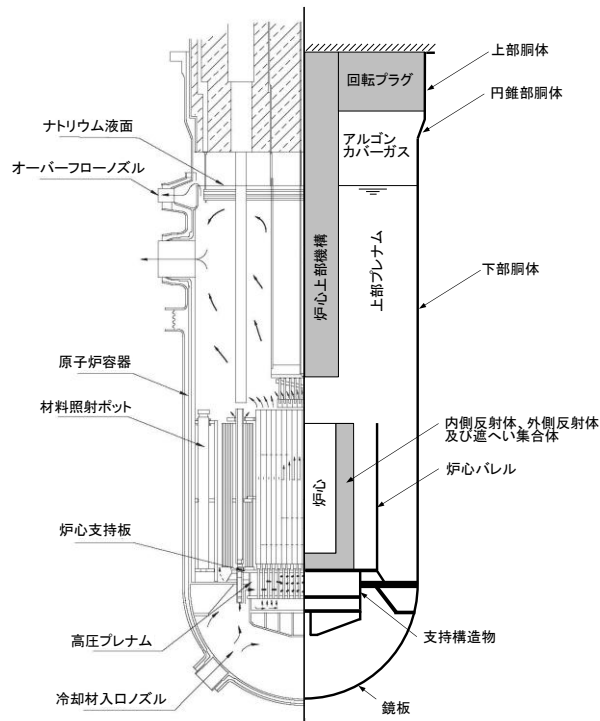
第 4. 3. 3. 1. 14 図 再配置・冷却過程における損傷炉心物質の最終的な再配置場所



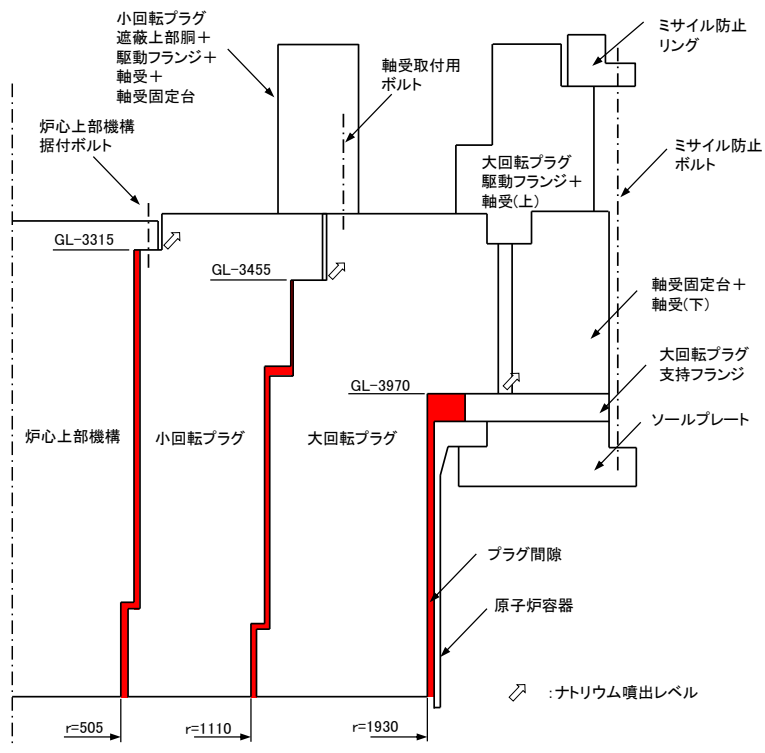
第 4. 3. 3. 1. 15 図 原子炉容器出口冷却材温度履歴



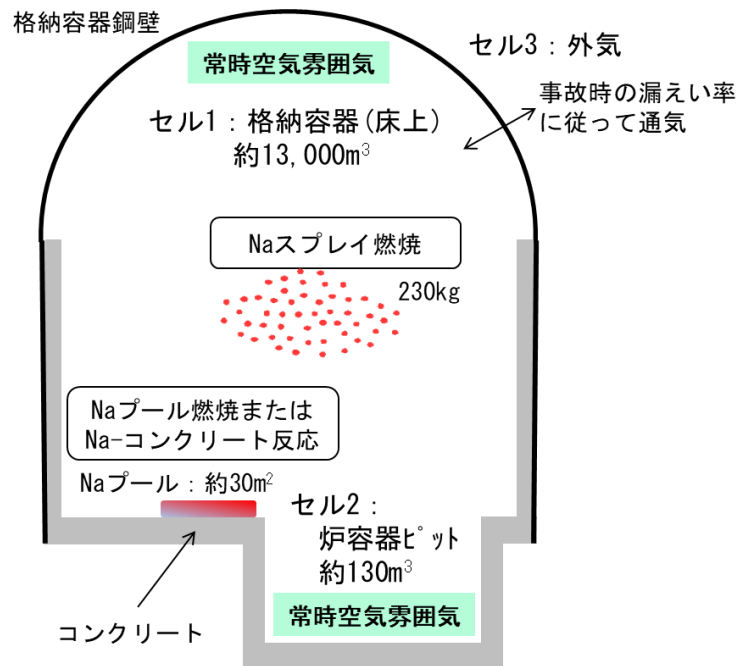
第 4. 3. 3. 1. 16 図 SIMMER-IVにおける解析体系（機械的応答過程の解析）



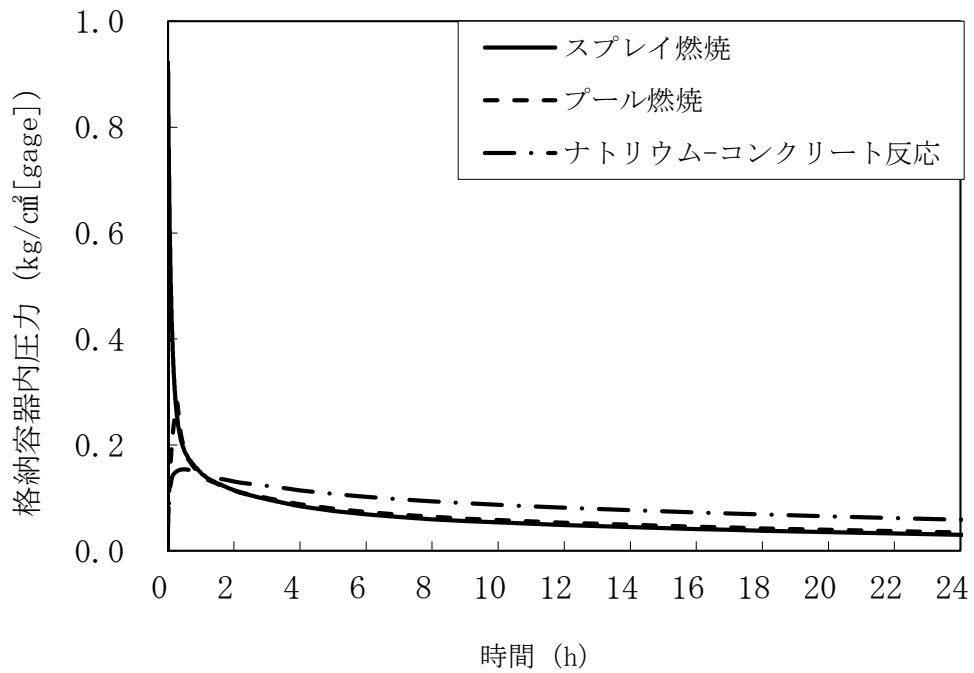
第 4. 3. 3. 1. 17 図 AUTODYNにおける解析体系



第 4. 3. 3. 1. 18 図 PLUGにおける解析体系



第 4. 3. 3. 1. 19 図 CONTAIN-LMRにおける解析体系



第 4. 3. 3. 1. 20 図 格納容器内圧力の推移