

	の事象進展)	10-7-132
第7.1.3.4図	「原子炉補機冷却機能喪失」の作業と所要時間 (原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA)	10-7-133
第7.1.4.1図	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の重大事故等対策の 概略系統図	10-7-158
第7.1.4.2図	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス)	10-7-159
第7.1.4.3図	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要 (「中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗」 の事象進展)	10-7-161
第7.1.4.4図	「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の作業と所要時間 (中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗)	10-7-162
第7.1.4.5図	1次冷却材圧力の推移	10-7-163
第7.1.4.6図	破断流量の推移	10-7-163
第7.1.4.7図	高圧注入流量の推移	10-7-164
第7.1.4.8図	低圧注入流量の推移	10-7-164
第7.1.4.9図	原子炉容器内水位の推移	10-7-165
第7.1.4.10図	燃料被覆管温度の推移	10-7-165
第7.1.4.11図	格納容器最下階領域水量の推移	10-7-166
第7.1.4.12図	格納容器サンプルB水温度の推移	10-7-166
第7.1.4.13図	原子炉格納容器からの除熱量の推移	10-7-167
第7.1.4.14図	原子炉格納容器圧力の推移	10-7-168
第7.1.4.15図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移	10-7-168
第7.1.4.16図	原子炉格納容器圧力の推移(破断口径の影響確認)	10-7-169
第7.1.4.17図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (破断口径の影響確認)	10-7-169
第7.1.4.18図	原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却の操作時間余裕確認)	10-7-170
第7.1.5.1図	「原子炉停止機能喪失」の重大事故等対策の	

概略系統図	10-7-197
第7.1.5.2図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス)	10-7-198
第7.1.5.3図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)	10-7-200
第7.1.5.4図 「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要 (「負荷の喪失+原子炉トリップ失敗」の事象進展)	10-7-201
第7.1.5.5図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間 (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗)	10-7-202
第7.1.5.6図 「原子炉停止機能喪失」の作業と所要時間 (負荷の喪失+原子炉トリップ失敗)	10-7-203
第7.1.5.7図 原子炉出力の推移(主給水流量喪失)	10-7-204
第7.1.5.8図 1次冷却材平均温度の推移(主給水流量喪失)	10-7-204
第7.1.5.9図 1次冷却材圧力の推移(主給水流量喪失)	10-7-205
第7.1.5.10図 加圧器逃がし弁及び安全弁流量の推移 (主給水流量喪失)	10-7-206
第7.1.5.11図 加圧器保有水量の推移(主給水流量喪失)	10-7-206
第7.1.5.12図 炉心上端ボイド率の推移(主給水流量喪失)	10-7-207
第7.1.5.13図 燃料実効温度と1次冷却材温度の推移 (主給水流量喪失)	10-7-207
第7.1.5.14図 2次冷却系除熱量の推移(主給水流量喪失)	10-7-208
第7.1.5.15図 蒸気流量の推移(主給水流量喪失)	10-7-208
第7.1.5.16図 2次冷却系圧力の推移(主給水流量喪失)	10-7-209
第7.1.5.17図 蒸気発生器2次側保有水量の推移(主給水流量喪失)	10-7-210
第7.1.5.18図 給水流量の推移(主給水流量喪失)	10-7-210
第7.1.5.19図 原子炉出力の推移(負荷の喪失)	10-7-211
第7.1.5.20図 1次冷却材平均温度の推移(負荷の喪失)	10-7-211

第7.1.5.21図	1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失）	10-7-212
第7.1.5.22図	加圧器逃がし弁及び安全弁流量の推移（負荷の喪失）	10-7-213
第7.1.5.23図	加圧器保有水量の推移（負荷の喪失）	10-7-213
第7.1.5.24図	炉心上端ボイド率の推移（負荷の喪失）	10-7-214
第7.1.5.25図	燃料実効温度と1次冷却材温度の推移（負荷の喪失）	10-7-214
第7.1.5.26図	2次冷却系除熱量の推移（負荷の喪失）	10-7-215
第7.1.5.27図	蒸気流量の推移（負荷の喪失）	10-7-215
第7.1.5.28図	2次冷却系圧力の推移（負荷の喪失）	10-7-216
第7.1.5.29図	蒸気発生器2次側保有水量の推移（負荷の喪失）	10-7-217
第7.1.5.30図	給水流量の推移（負荷の喪失）	10-7-217
第7.1.5.31図	1次冷却材圧力の推移（主給水流量喪失） （初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）	10-7-218
第7.1.5.32図	1次冷却材圧力の推移（負荷の喪失） （初期定常誤差及びドップラ効果の感度確認）	10-7-218
第7.1.6.1図	「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の 概略系統図	10-7-249
第7.1.6.2図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 （判定プロセス）	10-7-250
第7.1.6.3図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 （「中破断LOCA（6インチ破断）＋高圧注入失敗」 の事象進展）	10-7-252
第7.1.6.4図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 （「中破断LOCA（4インチ破断）＋高圧注入失敗」 の事象進展）	10-7-253
第7.1.6.5図	「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 （「中破断LOCA（2インチ破断）＋高圧注入失敗」 の事象進展）	10-7-254
第7.1.6.6図	「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間	

	(中破断 L O C A (6インチ破断) + 高圧注入失敗) … 10-7-255
第7.1.6.7図	「E C C S 注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断 L O C A (4インチ破断) + 高圧注入失敗) … 10-7-256
第7.1.6.8図	「E C C S 注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断 L O C A (2インチ破断) + 高圧注入失敗) 10-7-257
第7.1.6.9図	1 次冷却材圧力の推移 (6インチ破断) …………… 10-7-258
第7.1.6.10図	1 次冷却系保有水量の推移 (6インチ破断) …………… 10-7-258
第7.1.6.11図	E C C S 注水流量の推移 (6インチ破断) …………… 10-7-259
第7.1.6.12図	破断流量の推移 (6インチ破断) …………… 10-7-259
第7.1.6.13図	気泡炉心水位の推移 (6インチ破断) …………… 10-7-260
第7.1.6.14図	炉心入口流量の推移 (6インチ破断) …………… 10-7-260
第7.1.6.15図	燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断) …………… 10-7-261
第7.1.6.16図	2 次冷却系圧力の推移 (6インチ破断) …………… 10-7-262
第7.1.6.17図	補助給水流量の推移 (6インチ破断) …………… 10-7-262
第7.1.6.18図	主蒸気流量の推移 (6インチ破断) …………… 10-7-263
第7.1.6.19図	1 次冷却材圧力の推移 (4インチ破断) …………… 10-7-264
第7.1.6.20図	1 次冷却系保有水量の推移 (4インチ破断) …………… 10-7-264
第7.1.6.21図	E C C S 注水流量の推移 (4インチ破断) …………… 10-7-265
第7.1.6.22図	破断流量の推移 (4インチ破断) …………… 10-7-265
第7.1.6.23図	気泡炉心水位の推移 (4インチ破断) …………… 10-7-266
第7.1.6.24図	炉心入口流量の推移 (4インチ破断) …………… 10-7-266
第7.1.6.25図	燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断) …………… 10-7-267
第7.1.6.26図	2 次冷却系圧力の推移 (4インチ破断) …………… 10-7-268
第7.1.6.27図	補助給水流量の推移 (4インチ破断) …………… 10-7-268
第7.1.6.28図	主蒸気流量の推移 (4インチ破断) …………… 10-7-269
第7.1.6.29図	1 次冷却材圧力の推移 (2インチ破断) …………… 10-7-270
第7.1.6.30図	1 次冷却系保有水量の推移 (2インチ破断) …………… 10-7-270
第7.1.6.31図	E C C S 注水流量の推移 (2インチ破断) …………… 10-7-271
第7.1.6.32図	破断流量の推移 (2インチ破断) …………… 10-7-271
第7.1.6.33図	気泡炉心水位の推移 (2インチ破断) …………… 10-7-272

第7.1.6.34図	炉心入口流量の推移（2インチ破断）	10-7-272
第7.1.6.35図	燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）	10-7-273
第7.1.6.36図	2次冷却系圧力の推移（2インチ破断）	10-7-274
第7.1.6.37図	補助給水流量の推移（2インチ破断）	10-7-274
第7.1.6.38図	主蒸気流量の推移（2インチ破断）	10-7-275
第7.1.6.39図	蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断） （アキュムレータ初期保有水量の影響確認）	10-7-276
第7.1.6.40図	気泡炉心水位の推移（4インチ破断） （アキュムレータ初期保有水量の影響確認）	10-7-276
第7.1.6.41図	燃料被覆管温度の推移（4インチ破断） （アキュムレータ初期保有水量の影響確認）	10-7-277
第7.1.6.42図	1次冷却材圧力の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-278
第7.1.6.43図	1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-278
第7.1.6.44図	炉心入口流量の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-279
第7.1.6.45図	蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-279
第7.1.6.46図	気泡炉心水位の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-280
第7.1.6.47図	燃料被覆管温度の推移（4インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-280
第7.1.6.48図	1次冷却材圧力の推移（2インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-281
第7.1.6.49図	1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-281
第7.1.6.50図	炉心入口流量の推移（2インチ破断） （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）	10-7-282
第7.1.6.51図	蓄圧注入流量積分値の推移（2インチ破断）	

	(2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認) ……	10-7-282
第7.1.6.52図	気泡炉心水位の推移(2インチ破断) (2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認) ……	10-7-283
第7.1.6.53図	燃料被覆管温度の推移(2インチ破断) (2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認) ……	10-7-283
第7.1.7.1図	「ECCS再循環機能喪失」の重大事故等対策 の概略系統図 ……	10-7-306
第7.1.7.2図	「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) ……	10-7-307
第7.1.7.3図	「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要 (「大破断LOCA+低圧再循環失敗」の事象進展) ……	10-7-309
第7.1.7.4図	「ECCS再循環機能喪失」の作業と所要時間 (大破断LOCA+低圧再循環失敗) ……	10-7-310
第7.1.7.5図	1次冷却材圧力の推移 ……	10-7-311
第7.1.7.6図	1次冷却材温度(炉心部温度)の推移 ……	10-7-311
第7.1.7.7図	破断流量の推移 ……	10-7-312
第7.1.7.8図	高圧注入流量の推移 ……	10-7-312
第7.1.7.9図	低圧注入流量の推移 ……	10-7-313
第7.1.7.10図	代替再循環流量の推移 ……	10-7-313
第7.1.7.11図	原子炉容器内水位の推移 ……	10-7-314
第7.1.7.12図	燃料被覆管温度の推移 ……	10-7-314
第7.1.7.13図	格納容器最下階領域水量の推移 ……	10-7-315
第7.1.7.14図	格納容器サンプルB水温度の推移 ……	10-7-315
第7.1.7.15図	原子炉格納容器圧力の推移 ……	10-7-316
第7.1.7.16図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 ……	10-7-316
第7.1.7.17図	原子炉容器内水位の推移(コード間比較) ……	10-7-317
第7.1.7.18図	燃料被覆管温度の推移(M-RELAP5) ……	10-7-317
第7.1.7.19図	原子炉容器内水位の推移(代替再循環操作時間余裕確認) (M-RELAP5) ……	10-7-318
第7.1.7.20図	燃料被覆管温度の推移(代替再循環操作時間余裕確認)	

	(M-R E L A P 5)	10-7-318
第7.1.8.1図	「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図 (インターフェイスシステム L O C A)	10-7-363
第7.1.8.2図	「格納容器バイパス」の重大事故等対策の概略系統図 (蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-364
第7.1.8.3図	「格納容器バイパス」の対応手順の概要 (判定プロセス) (インターフェイスシステム L O C A)	10-7-365
第7.1.8.4図	「格納容器バイパス」の対応手順の概要 (「インターフェイスシステム L O C A」 の事象進展)	10-7-367
第7.1.8.5図	「格納容器バイパス」の対応手順の概要 (判定プロセス) (蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-368
第7.1.8.6図	「格納容器バイパス」の対応手順の概要 (「蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗」の事象進展)	10-7-370
第7.1.8.7図	「格納容器バイパス」の作業と所要時間 (インターフェイスシステム L O C A)	10-7-371
第7.1.8.8図	「格納容器バイパス」の作業と所要時間 (蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗)	10-7-372
第7.1.8.9図	1 次冷却材圧力の推移 (インターフェイスシステム L O C A)	10-7-373
第7.1.8.10図	1 次冷却材温度の推移 (インターフェイスシステム L O C A)	10-7-373
第7.1.8.11図	1 次冷却系保有水量の推移 (インターフェイスシステム L O C A)	10-7-374
第7.1.8.12図	1 次冷却系注水流量 (高圧及び充てん) の推移 (インターフェイスシステム L O C A)	10-7-374

第7.1.8.13図	1次冷却系注水流量（蓄圧注入）の推移 （インターフェイスシステムLOCA）	10-7-375
第7.1.8.14図	1次冷却系注水流量積分値の推移 （インターフェイスシステムLOCA）	10-7-375
第7.1.8.15図	加圧器逃がし弁流量の推移 （インターフェイスシステムLOCA）	10-7-376
第7.1.8.16図	加圧器水位の推移 （インターフェイスシステムLOCA）	10-7-376
第7.1.8.17図	破断流量の推移 （インターフェイスシステムLOCA）	10-7-377
第7.1.8.18図	破断流クオリティの推移 （インターフェイスシステムLOCA）	10-7-377
第7.1.8.19図	炉心上端ボイド率の推移 （インターフェイスシステムLOCA）	10-7-378
第7.1.8.20図	燃料被覆管温度の推移 （インターフェイスシステムLOCA）	10-7-378
第7.1.8.21図	蒸気発生器への給水流量の推移 （インターフェイスシステムLOCA）	10-7-379
第7.1.8.22図	蒸気流量の推移 （インターフェイスシステムLOCA）	10-7-379
第7.1.8.23図	1、2次冷却系圧力の推移（蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-380
第7.1.8.24図	1次冷却材温度の推移（蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-380
第7.1.8.25図	1次冷却系注水流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-381
第7.1.8.26図	破断流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-381
第7.1.8.27図	加圧器逃がし弁流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-382

第7.1.8.28図	1次冷却系保有水量の推移（蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-382
第7.1.8.29図	炉心上端ボイド率の推移（蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-383
第7.1.8.30図	加圧器水位の推移（蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-383
第7.1.8.31図	原子炉容器内水位の推移（蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-384
第7.1.8.32図	燃料被覆管温度の推移（蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-384
第7.1.8.33図	蒸気発生器水位の推移（蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-385
第7.1.8.34図	蒸気発生器への給水流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-385
第7.1.8.35図	蒸気流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損側蒸気発生器隔離失敗）	10-7-386
第7.1.8.36図	1次冷却系注水流量（高圧及び充てん）の推移 （インターフェイスシステムLOCA） （操作時間余裕確認）	10-7-387
第7.1.8.37図	1次冷却系注水流量（高圧及び充てん）の推移 （蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗） （操作時間余裕確認）	10-7-387
第7.2.1.1.1図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」 の重大事故等対策の概略系統図	10-7-429
第7.2.1.1.2図	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損）」の対応手順の概要	10-7-430
第7.2.1.1.3図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧破損）」の作業と所要時間 （大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能 及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）	10-7-431

第7.2.1.1.4図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の事象進展 (判定プロセス) (大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能 及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)	・10-7-433
第7.2.1.1.5図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の事象進展 (対応手順の概要) (大破断 L O C A 時に高圧注入機能、低圧注入機能 及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故)	・10-7-435
第7.2.1.1.6図	1 次冷却材圧力の推移	10-7-436
第7.2.1.1.7図	原子炉容器内水位の推移	10-7-437
第7.2.1.1.8図	燃料最高温度の推移	10-7-437
第7.2.1.1.9図	原子炉格納容器圧力の推移	10-7-438
第7.2.1.1.10図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移	10-7-438
第7.2.1.1.11図	原子炉格納容器圧力の推移 (～4時間)	10-7-439
第7.2.1.1.12図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (～4時間)	10-7-439
第7.2.1.1.13図	原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧 (絶対圧) の推移	10-7-440
第7.2.1.1.14図	C s - 1 3 7 の積算放出放射エネルギーの推移	10-7-441
第7.2.1.1.15図	C s - 1 3 7 の大気放出過程	10-7-442
第7.2.1.1.16図	原子炉格納容器圧力の推移 (溶融炉心・ コンクリート相互作用による影響確認)	10-7-443
第7.2.1.1.17図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (溶融炉心・ コンクリート相互作用による影響確認)	10-7-443
第7.2.1.1.18図	原子炉容器内水位の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)	10-7-444
第7.2.1.1.19図	原子炉格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)	10-7-444
第7.2.1.1.20図	原子炉容器内水位の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)	10-7-445
第7.2.1.1.21図	原子炉格納容器圧力の推移	

	(低温側配管全ループ破断時の影響確認) ……	10-7-445
第7.2.1.1.22図	原子炉容器内水位の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認) ……	10-7-446
第7.2.1.1.23図	原子炉格納容器圧力の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認) ……	10-7-446
第7.2.1.1.24図	原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器内自然対流冷却 に対する水素濃度の影響確認) ……	10-7-447
第7.2.1.1.25図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (格納容器内 自然対流冷却に対する水素濃度の影響確認) ……	10-7-447
第7.2.1.1.26図	原子炉格納容器圧力の推移 (代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ 直接注水操作時間余裕確認) ……	10-7-448
第7.2.1.1.27図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ 直接注水操作時間余裕確認) ……	10-7-448
第7.2.1.2.1図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」 の重大事故等対策の概略系統図 ……	10-7-488
第7.2.1.2.2図	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の対応手順の概要 ……	10-7-489
第7.2.1.2.3図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の作業と所要時間 (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、 補助給水機能が喪失する事故) ……	10-7-490
第7.2.1.2.4図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の事象進展 (判定プロセス) (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、 補助給水機能が喪失する事故) ……	10-7-492
第7.2.1.2.5図	「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」の事象進展 (対応手順の概要) (外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、	

	補助給水機能が喪失する事故)	10-7-494
第7.2.1.2.6図	原子炉容器内水位の推移	10-7-495
第7.2.1.2.7図	上部プレナム気相温度の推移	10-7-495
第7.2.1.2.8図	原子炉格納容器圧力の推移	10-7-496
第7.2.1.2.9図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移	10-7-496
第7.2.1.2.10図	原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧 (絶対圧)	10-7-497
第7.2.1.2.11図	原子炉下部キャビティ水量の推移	10-7-497
第7.2.1.2.12図	原子炉格納容器圧力の推移 (加圧器逃がし弁開操作開始の時間余裕確認)	10-7-498
第7.2.1.2.13図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (加圧器逃がし弁開操作開始の時間余裕確認)	10-7-498
第7.2.2.1図	1次冷却材圧力の推移	10-7-522
第7.2.2.2図	蓄圧注入流量の推移	10-7-522
第7.2.2.3図	1次冷却材圧力の推移 (アキュムレータ保持圧力の影響確認)	10-7-523
第7.2.2.4図	1次冷却材圧力の推移 (加圧器逃がし弁開操作開始が早くなる場合)	10-7-524
第7.2.2.5図	1次冷却材圧力の推移 (加圧器逃がし弁開操作開始が遅くなる場合)	10-7-524
第7.2.4.1図	「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-574
第7.2.4.2図	格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要	10-7-575
第7.2.4.3図	「水素燃焼」の作業と所要時間 (大破断LOCA時に高圧注入機能及び 低圧注入機能が喪失する事故)	10-7-576
第7.2.4.4図	水素濃度評価の概要	10-7-577
第7.2.4.5図	水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ	10-7-578
第7.2.4.6図	「水素燃焼」の事象進展(判定プロセス) (大破断LOCA時に高圧注入機能及び 低圧注入機能が喪失する事故)	10-7-579

第7.2.4.7図	「水素燃焼」の事象進展（対応手順の概要） （大破断LOCA時に高圧注入機能及び 低圧注入機能が喪失する事故）	10-7-581
第7.2.4.8図	原子炉格納容器内の水素及び水蒸気濃度の推移 （MAAP）	10-7-582
第7.2.4.9図	燃料最高温度の推移（MAAP）	10-7-582
第7.2.4.10図	ジルコニウム－水反応割合の推移（MAAP）	10-7-583
第7.2.4.11図	原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 （GOTHIC）	10-7-583
第7.2.4.12図	原子炉格納容器内の各区画水素濃度（ドライ）の推移 （GOTHIC）	10-7-584
第7.2.4.13図	原子炉格納容器圧力の推移（MAAP）	10-7-585
第7.2.4.14図	原子炉格納容器雰囲気温度の推移（MAAP）	10-7-585
第7.2.4.15図	1次冷却材圧力の推移（MAAP）	10-7-586
第7.2.4.16図	原子炉格納容器内の平均水素濃度（ウェット）の推移 （原子炉格納容器水素燃焼装置の効果に期待する場合）	10-7-587
第7.2.4.17図	原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移 （原子炉格納容器水素燃焼装置の効果に期待する場合）	10-7-587
第7.2.5.1図	原子炉下部キャビティ水量の推移	10-7-610
第7.2.5.2図	ベースマット侵食深さの推移	10-7-610
第7.2.5.3図	原子炉下部キャビティ水量の推移 （高温側配管全ループ破断時の影響確認）	10-7-611
第7.2.5.4図	ベースマット侵食深さの推移 （高温側配管全ループ破断時の影響確認）	10-7-611
第7.2.5.5図	原子炉下部キャビティ水量の推移 （低温側配管全ループ破断時の影響確認）	10-7-612
第7.2.5.6図	ベースマット侵食深さの推移 （低温側配管全ループ破断時の影響確認）	10-7-612

第7.2.5.7図	原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認) ……	10-7-613
第7.2.5.8図	ベースマツト侵食深さの推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認) ……	10-7-613
第7.2.5.9図	原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ 直接注水操作時間余裕確認) ……	10-7-614
第7.2.5.10図	ベースマツト侵食深さの推移 (代替格納容器スプレイ及び原子炉下部キャビティ 直接注水操作時間余裕確認) ……	10-7-614
第7.3.1.1図	「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-630
第7.3.1.2図	「想定事故1」の対応手順の概要 (「使用済燃料ピット冷却系及び 補給水系の故障」の事象進展) ……	10-7-631
第7.3.1.3図	「想定事故1」の作業と所要時間 (使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障) …	10-7-632
第7.3.1.4図	「想定事故1」の使用済燃料ピット水位低下時間 評価結果 ……	10-7-634
第7.3.2.1図	「想定事故2」の重大事故等対策の概略系統図 ……	10-7-648
第7.3.2.2図	「想定事故2」の対応手順の概要 (「使用済燃料ピット冷却系配管の破断」の事象進展) ……………	10-7-649
第7.3.2.3図	「想定事故2」の作業と所要時間 (使用済燃料ピット冷却系配管の破断) ……	10-7-650
第7.3.2.4図	「想定事故2」の使用済燃料ピット水位低下時間 評価結果 ……	10-7-652
第7.4.1.1図	「崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」 の重大事故等対策の概略系統図 ……	10-7-674
第7.4.1.2図	「崩壊熱除去機能喪失	

	(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」	
	の対応手順の概要（「燃料取出前のミッドループ運転中 に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展）	10-7-675
第7.4.1.3図	「崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」 の作業と所要時間（燃料取出前のミッドループ運転中 に余熱除去機能が喪失する事故）	10-7-676
第7.4.1.4図	1次冷却材圧力の推移	10-7-677
第7.4.1.5図	炉心上端ボイド率の推移	10-7-677
第7.4.1.6図	開口部からの流出流量と注水流量の推移	10-7-678
第7.4.1.7図	加圧器頂部クオリティの推移	10-7-678
第7.4.1.8図	原子炉容器内水位の推移	10-7-679
第7.4.1.9図	1次冷却系保有水量の推移	10-7-679
第7.4.1.10図	加圧器水位の推移	10-7-680
第7.4.1.11図	1次冷却材温度の推移	10-7-680
第7.4.1.12図	燃料被覆管温度の推移	10-7-681
第7.4.1.13図	燃料被覆管温度の推移 (炉心注水操作開始の時間余裕確認)	10-7-682
第7.4.1.14図	1次冷却系保有水量の推移 (炉心注水操作開始の時間余裕確認)	10-7-682
第7.4.1.15図	1次冷却系保有水量の推移 (恒設代替低圧注水ポンプ炉心注水操作開始の 時間余裕確認)	10-7-683
第7.4.2.1図	「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-705
第7.4.2.2図	「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要 (「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が 喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、 原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展)	10-7-706
第7.4.2.3図	「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間	

	(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が 喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、 原子炉補機冷却機能が喪失する事故) ……………	10-7-707
第7.4.2.4図	1次冷却材圧力の推移……………	10-7-709
第7.4.2.5図	炉心上端ボイド率の推移……………	10-7-709
第7.4.2.6図	開口部からの流出流量と注水流量の推移……………	10-7-710
第7.4.2.7図	加圧器頂部クオリティの推移……………	10-7-710
第7.4.2.8図	原子炉容器内水位の推移……………	10-7-711
第7.4.2.9図	1次冷却系保有水量の推移……………	10-7-711
第7.4.2.10図	加圧器水位の推移……………	10-7-712
第7.4.2.11図	1次冷却材温度の推移……………	10-7-712
第7.4.2.12図	燃料被覆管温度の推移……………	10-7-713
第7.4.2.13図	燃料被覆管温度の推移 (炉心注水操作開始の時間余裕確認) ……………	10-7-714
第7.4.2.14図	1次冷却系保有水量の推移 (炉心注水操作開始の時間余裕確認) ……………	10-7-714
第7.4.2.15図	1次冷却系保有水量の推移 (恒設代替低圧注水ポンプ炉心注水操作開始の 時間余裕確認) ……………	10-7-715
第7.4.3.1図	「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の 概略系統図……………	10-7-735
第7.4.3.2図	「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要 (「燃料取出前のミッドループ運転中に 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」 の事象進展)……………	10-7-736
第7.4.3.3図	「原子炉冷却材の流出」の作業時間と手順 (燃料取出前のミッドループ運転中に 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故) ……	10-7-737
第7.4.3.4図	1次冷却材圧力の推移……………	10-7-738
第7.4.3.5図	炉心上端ボイド率の推移……………	10-7-738

第7.4.3.6図	開口部からの流出流量と注水流量の推移	10-7-739
第7.4.3.7図	加圧器頂部クオリティの推移	10-7-739
第7.4.3.8図	高温側配管クオリティ（余熱除去系抽出口）の推移	10-7-740
第7.4.3.9図	原子炉容器内水位の推移	10-7-741
第7.4.3.10図	1次冷却系保有水量の推移	10-7-741
第7.4.3.11図	加圧器水位の推移	10-7-742
第7.4.3.12図	1次冷却材温度の推移	10-7-742
第7.4.3.13図	燃料被覆管温度の推移	10-7-743
第7.4.3.14図	1次冷却系保有水量の推移 （炉心注水操作開始の時間余裕確認）	10-7-743
第7.4.4.1図	「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図	10-7-758
第7.4.4.2図	「反応度の誤投入」の対応手順の概要 （「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等 により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展）	10-7-759
第7.4.4.3図	「反応度の誤投入」の作業と所要時間 （原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等 により原子炉へ純水が流入する事故）	10-7-760
第7.4.4.4図	反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果	10-7-761

1. 安全評価に関する基本方針

1.1 基本的考え方

本発電用原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）の安全評価の目的は以下のとおりである。

(1) 安全設計の基本方針の妥当性の確認

本原子炉が固有の安全性及び安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示し、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する。

(2) 立地条件の適否の確認

万一重大な事故が発生したとしても工学的安全施設により放射性物質が発電所敷地周辺へ多量に放出されるのを防止できることを示し、発電所周辺の一般公衆との離隔に関する妥当性を確認する。

原子炉の安全設計の基本方針の妥当性は「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）により、また、原子炉の立地条件の適否は「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（以下「原子炉立地審査指針」という。）によりそれぞれ判断されるが、これらの判断の過程で行う安全評価は「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「E C C S 性能評価指針」という。）、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「R I E 評価指針」という。）等に基づいて行うものとする。

本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するために、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」について解析し、評価を行う。

一方、本原子炉施設の立地条件の適否を判断するための安全評価を行うに当たっては、「原子炉立地審査指針」に基づき、「重大事故」及び「仮想事故」について評価を行う。

1.1.1 運転時の異常な過渡変化

1.1.1.1 定義

「運転時の異常な過渡変化」とは、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いう。

1.1.1.2 評価事象

本原子炉において評価する「運転時の異常な過渡変化」は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリ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系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）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見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

(1) 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

- a. 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
- b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
- c. 制御棒の落下及び不整合
- d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

(2) 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

- a. 原子炉冷却材流量の部分喪失
- b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
- c. 外部電源喪失
- d. 主給水流量喪失
- e. 蒸気負荷の異常な増加
- f. 2次冷却系の異常な減圧
- g. 蒸気発生器への過剰給水

(3) 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

- a. 負荷の喪失
- b. 原子炉冷却材系の異常な減圧
- c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

1.1.1.3 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。

- (1) 最小限界熱流束比（以下「最小DNBR」という。）が許容限界値以上であること。
- (2) 燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。
- (3) 燃料エンタルピは許容限界値以下であること。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.1 倍の圧力 18.88MPa[gage]以下であること。

上記の判断基準に対して想定した「運転時の異常な過渡変化」ごとに更に具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

1.1.2 設計基準事故

1.1.2.1 定義

「設計基準事故」とは、前述の「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いう。

1.1.2.2 評価事象

本原子炉において評価する「設計基準事故」は、「安全評価指針」に基づき、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見地から、代表的な事象を選定する。具体的には以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

- a. 原子炉冷却材喪失
- b. 原子炉冷却材流量の喪失
- c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着
- d. 主給水管破断
- e. 主蒸気管破断

(2) 反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

- a. 制御棒飛び出し

(3) 環境への放射性物質の異常な放出

- a. 放射性気体廃棄物処理施設の破損
- b. 蒸気発生器伝熱管破損
- c. 燃料集合体の落下
- d. 原子炉冷却材喪失
- e. 制御棒飛び出し

(4) 原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

- a. 原子炉冷却材喪失
- b. 可燃性ガスの発生

1.1.2.3 判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような二次的損傷が生じず、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。

(1) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能である

こと。

(2) 燃料エンタルピは制限値を超えないこと。

(3) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。

(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力（設計圧力の $1/0.9$ 倍）0.261MPa[gage]以下であること。

(5) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

上記の判断基準に対して想定した「設計基準事故」ごとにさらに具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

1.1.3 重大事故及び仮想事故

1.1.3.1 定義

「重大事故」及び「仮想事故」とは「原子炉立地審査指針」に基づき、原子炉立地条件の適否を評価する見地から想定する必要がある事象をいう。

1.1.3.2 評価事象

本原子炉において評価する「重大事故」及び「仮想事故」は、「安全評価指針」に基づき、以下の事象とする。

(1) 重大事故

前述の「事故」の解析結果を参考として、それらの「事故」の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することとし、「安全評価指針」に従い、原子炉格納容器内放出に係る事故として原子炉冷却材喪失を、また、原子炉格納容器外放出に係る事故として蒸気発生器伝熱管破損を選定する。

(2) 仮想事故

「重大事故」として取り上げた事故について、より多くの放射性物質の放出量を仮想した事故を想定する。

1.1.3.3 判断基準

原子炉施設の立地上の妥当性の判断基準は、「重大事故」及び「仮想事故」の評価内容が「原子炉立地審査指針」に適合することである。

1.2 主要な解析条件

「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の解析に当たって用いている基本的な解析条件及び考慮すべき事項について記載する。

1.2.1 初期定常運転条件

解析では、原子炉出力の初期値として、定格値に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、定格値に定常運転時の誤差を考慮した値を用いる。

解析に使用する初期定常運転条件を第 1.2.1 表に示す。これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、DNBR の評価では改良統計的熱設計手法⁽¹⁾を使用するため、初期定常運転状態の誤差の効果は最小 DNBR の許容限界値に含まれており、初期値として定格値を用いる。

1.2.2 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉保護設備により監視している原子炉施設の運転変数が設定値に達した場合、原子炉のトリップ信号が発信し、自動的に制御棒駆動装置に電源を供給するしゃ断器を開放する。制御棒クラスタは、電源喪失により駆動装置から切り離され、重力によって炉心へ落下する。原子炉の緊急停止動作には、信号発信遅れ、原子炉トリップしゃ断器開放時間及び制御棒クラスタ切離し時間の時間遅れがある。

解析では、原子炉トリップ信号は、原子炉施設の運転変数がトリップ限界値に達したときに発信するものとする。

このトリップ限界値は、トリップ設定点に安全側に誤差を考慮した値を用いている。

また、緊急停止動作の応答時間遅れとしては、トリップ状態に達した時点から制御棒クラスタが制御棒駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間を取り、それぞれのトリップ信号に対して解析結果が厳しくなるように決めた値を使用する。第 1.2.2 表に解析で用いた原子炉トリップ限界値

及び応答時間を示す。

工学的安全施設作動設備が監視している運転変数が設定値に達した場合は、非常用炉心冷却設備等の工学的安全施設を作動する信号が発信する。解析では、工学的安全施設作動信号は、原子炉施設の運転変数が作動限界値に達したとき発信するものとする。この作動限界値は、作動設定値に安全側に誤差を考慮した値を用いている。また、この信号の発信には応答時間遅れとして、作動状態に達した時点から工学的安全施設を作動させるためのシーケンス開始までの時間を取り、それぞれの信号に対して解析結果が厳しくなるように決めた値を使用する。

第 1.2.3 表に解析で用いた工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を示す。

1.2.3 原子炉トリップ特性

原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、トリップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する制御棒クラスタ 1 本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮する。制御棒クラスタの固着は確率的には非常に小さいので、この仮定は原子炉停止系の停止能力の解析上の余裕となる。

さらに、解析では、トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度の添加は、制御棒クラスタ挿入時間と挿入時の軸方向中性子束分布に関しても安全側に考慮して、第 1.2.2 図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85%挿入までの時間が解析上重要であり、この時間を 1.8 秒としている。

1.2.4 反応度係数

原子炉の過渡応答は、反応度の帰還効果、とりわけ減速材温度係数あるいは減速材密度係数及びドップラ出力係数に依存する。「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」の解析では、これらの反応度係数はそれぞれの解析において安全側の値を使用する。

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、 $0 \sim 0.37(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第 1.2.3 図に示す値を用いる。これらは、安全側に十分余裕を含み決定している。

1.2.5 解析に当たって考慮する事項

(1) 解析に当たって考慮する範囲

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなる初期状態を選定する。また、解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保及び主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御設備によるほう素の添加、さらには余熱除去系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

(2) 安全機能に対する仮定

- a. 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ものは、原則として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」において定めるMS-1に属するもの及びMS-2に属するものとする。

タービントリップ機能は作動系に高い信頼性を有する設計としているので、その作動に期待する。

解析に当たって考慮している主要な安全機能を第 1.2.4 表及び第 1.2.5 表に示す。

- b. 解析に当たっては、想定された事象に加えて、「設計基準事故」に対処するために必要な系統及び機器について、原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行う。この場合、事象発

生後短時間にわたっては動的機器について、また、長時間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しない。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。

- c. 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮する。
- d. 安全保護系の作動を期待する場合においては、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発信時点を明確にする。安全保護系以外の系であっても、その作動が解析の結果に有意な影響を与えるものについては、同様とする。
- e. 「設計基準事故」の解析に当たって、工学的安全施設の作動を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮する。

(3) 解析に使用するモデル及びパラメータ

解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定する。蒸気発生器伝熱管施栓率は10%までを考慮する。ただし、評価目的の範囲内で合理的なものを用いるものとする。なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には適切な安全余裕を見込んで解析を行う。

また、燃料の物性としては、ペレット初期密度約95%理論密度の燃料及びペレット初期密度約97%理論密度の燃料を考慮する。燃料ペレット熱伝導率としては、燃焼に伴い熱伝導率が低下する効果を適切に考慮する⁽²⁾。崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線⁽³⁾を使用する。

1.3 解析に使用する計算プログラム

「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の解析に使用する計算プログラム（以下「コード」という。）の一覧表をそれぞれ第1.3.1表及び第1.3.2表に示す。表中の計算コードの概要を次に記載する。

(1) F A C T R A N⁽⁴⁾⁽⁵⁾

燃料棒の過渡解析コードF A C T R A Nは、燃料棒の過渡変化を計算する詳細な解析コードで、制御棒飛び出しのような急峻な過渡変化を取り扱えるよう燃料を十分多数の半径方向空間ノードに区分し、温度の関数である材料の物性値及び詳細な燃料ペレット－燃料被覆管ギャップの熱伝達の計算、D N B後の過渡変化を取り扱う遷移及び膜沸騰熱伝達相関式、ジルコニウム－水反応及び材質の部分的熔融計算の模擬が可能である。

F A C T R A Nの入力には、原子炉出力及び1次冷却材パラメータ（圧力、流量、温度、密度）を時間の関数として入力し、出力としては、金属被覆の燃料棒断面の温度分布の過渡変化及び被覆管の表面における熱流束の過渡変化が求められる。

(2) M A R V E L⁽⁴⁾⁽⁵⁾

プラント過渡特性解析コードM A R V E Lは、原子炉容器、1次冷却材高温側配管、1次冷却材低温側配管、蒸気発生器、加圧器及び加圧器サージ管を含む1次冷却系全体を適切に模擬し、6群の遅発中性子及び反応度帰還を含む1点近似中性子動特性、燃料棒の熱的動特性、1次冷却材の熱水力学的挙動及び蒸気発生器内での熱伝達を計算する。制御系としては、制御棒制御系、タービンバイパス制御系、給水制御系及び加圧器圧力制御系を模擬し、さらに、必要に応じて原子炉保護設備、工学的安全施設及び化学体積制御設備等の模擬が可能である。

このコードは、特に多ループの加圧水型原子炉でループ間で異なった条件が存在する場合のプラント過渡特性解析に有効である。解析目的により、多ループプラントの物理的、熱的及び熱水力学的特性は、2つの等価ループに分けて扱われる。

M A R V E Lの入力には、原子炉出力、1次冷却材温度等の初期条件、

1 次冷却材体積等のプラントデータ、核特性データ、原子炉保護設備及び非常用炉心冷却設備作動限界値等を含み、出力としては、原子炉出力、原子炉圧力、1 次冷却材温度、DNB 相関式⁽⁶⁾に基づく DNB R 等の過渡変化が求められる。

(3) P H O E N I X⁽⁴⁾⁽⁵⁾

1 次冷却材流量過渡特性解析コード P H O E N I X は、単一あるいは複数の 1 次冷却材ポンプの故障に対し個々のループ流量、炉心流量及びポンプ回転数を計算する。流量は、各々の 1 次冷却材ループ及び炉心に沿って 1 次冷却材流量の運動量平衡方程式を解くことにより計算する。この運動量平衡の式には連続の式、ポンプの運動量平衡の式及びポンプ特性を含んでいる。1 次冷却材ループ数は、最大 6 ループまで模擬可能である。

P H O E N I X の入力には、慣性モーメント、揚程曲線等の 1 次冷却材ポンプ特性データ等を含み、出力としては、1 次冷却材流量の過渡変化が求められる。

(4) C H I C K I N - M⁽⁴⁾⁽⁵⁾

炉心動特性解析コード C H I C K I N - M は、炉心内の熱出力を 6 群の遅発中性子及び反応度帰還を含む 1 点近似動特性方程式により求め、特に反応度が急激に加わる事象の解析に有効である。燃料中の温度は半径方向だけの 1 次元の熱伝導方程式を、また、流路内の 1 次冷却材の温度、流量及び圧力は軸方向だけの 1 次元の質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して求める。これらの変数より燃料による反応度帰還量及び 1 次冷却材密度による反応度帰還量を求め、これに制御棒クラスタによる反応度変化を加えた全反応度変化が 1 点近似動特性方程式の入力となり、熱出力の変化が求められる。

C H I C K I N - M の入力には、燃料の形状、核特性等の炉心データ、原子炉出力、1 次冷却材温度等の初期条件を含み、出力としては、中性子束、1 次冷却材温度等の過渡変化が求められる。

(5) T H I N C - III⁽⁷⁾

過渡解析に使用する熱水力計算コード T H I N C - III は、熱水力設計

計算コードTHINC-Iに過渡解析の機能を持たせたコードであり、炉心を3次元的に分割して、各メッシュに対し質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して解くものである。

THINC-IIIの入力には、炉心定数に加えて、炉心入口流量、熱流束、出力等の時間変化を入力し、出力としては、炉心内冷却材温度、圧力、密度、ボイド率、DNB相関式⁽⁶⁾⁽⁸⁾によるDNBR等の時間変化が求められる。

(6) TWINKLE⁽⁴⁾⁽⁵⁾

多次元炉心動特性解析コードTWINKLEは、主に反応度事故に対し、空間及び時間依存中性子束の動特性変化を解析する詳細な解析コードである。中性子束の動特性解析はエネルギー2群拡散方程式を解く。

遅発中性子は6群で模擬する。さらに、6領域からなる燃料ペレット－被覆管－1次冷却材燃料棒熱伝達モデル及び縦軸方向を中性子束の動特性解析と同じメッシュ点で解く1次冷却材熱水力モデルを含む。ドップラ、減速材等の負帰還効果は空間依存として扱い、1点近似動特性モデルと異なって、各メッシュ点で吸収断面積の補正をすることにより考慮されている。

TWINKLEの入力には、各メッシュでの中性子断面積、実効増倍率、入口温度、圧力、流量等の時間変化が入れられ、出力としては、中性子束レベル、中性子束分布及び炉心熱系の応答が空間及び時間依存で求められる。

(7) SATAN-M⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾

ブローダウン解析コードSATAN-Mは、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、1次冷却系配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピー、密度、ノード間の流量等を算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、1次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ、非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含まれている。

蓄圧注入系の評価で注入水バイパス量を求める必要がある場合にはバイパス終了時間を求め、その時間までに蓄圧タンクより注入された水

が炉心をバイパスするものとする。このバイパス終了時間は、ドリフトフラックスモデルにより計算される注入水が原子炉容器ダウンカマを下降し始める時間である。

SATAN-Mの入力には、原子炉出力、1次冷却材温度等初期状態を指定する運転パラメータ、系の形状及び水力学的諸量、核特性データ及び燃料状態を指定する炉心データ、原子炉保護設備と非常用炉心冷却設備作動限界値及び動作特性パラメータ、1次冷却材ポンプ特性曲線、破断想定位置、断面積及び体様等の条件を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等の燃料棒熱解析に必要な諸量、リフィル解析の初期条件となる蓄圧タンク残存水量、蓄圧タンク圧力、蒸気発生器2次側状態量、原子炉容器内残存水量、原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(8) SATAN-VI⁽¹¹⁾

ブローダウン解析コードSATAN-VIは、原子炉格納容器健全性評価におけるブローダウン現象を模擬するものであり、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mと同等なコードである。

SATAN-VIの入力には、SATAN-Mと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(9) SATAN-M (Small LOCA)⁽¹⁰⁾⁽¹²⁾

小破断ブローダウン解析コードSATAN-M (Small LOCA) は、小破断時の現象を考慮して気水分離現象及びノード間の水頭差がより正確に算出できるように、大破断ブローダウン解析用SATAN-Mに機能追加を行ったコードである。

SATAN-M (Small LOCA) の入力には、SATAN-Mと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量、気泡炉心水位等の燃料棒熱解析に必要な諸量である。

(10) WREFLOOD⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾

リフィル／再冠水解析コードWREFLOODは、非常用炉心冷却

設備性能評価においてはリフィル期間、また、原子炉格納容器健全性評価においてはリフィル及び再冠水期間における 1 次冷却系全体の模擬を S A T A N - M 又は S A T A N - VI に引き続き行う。

リフィル期間はバイパス終了後、非常用炉心冷却設備からの注入により、原子炉容器下部プレナムが満水になるまでを模擬する。

再冠水期間は炉心において発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴のループを通過しての原子炉格納容器への放出が主な現象であるから、ループ内における流量は分岐点及び注入点以外は一様として運動量方程式を解く方法を用いている。ただし、各場所における圧力が一様でないことを考慮するため、1 次冷却系をノードに区分して模擬する。また、流体のエンタルピー変化に対しては、原子炉容器ダウンコマ及び下部プレナムでの器壁からの伝熱、炉心内における崩壊熱及びその他の残留熱の放出、蒸気発生器内における 2 次側からの伝熱が考慮されている。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算される C O C O (後述) の出力として与えられる。

W R E F L O O D の入力には、系の形状及び水力学的諸量、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ、蓄圧タンク及び原子炉容器残存水量、蒸気発生器 2 次側状態量等を含み、主要な出力は再冠水解析に必要な再冠水開始時刻 (注入水によって下部プレナムが満水になる時刻)、再冠水開始時の蓄圧タンク残存水量等の諸量、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(11) B A S H - M⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾

再冠水解析コード B A S H - M は、非常用炉心冷却設備性能評価において、再冠水期間における 1 次冷却系全体の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピー等を算出する。B A S H - M は大別して炉心部の流動・伝熱モデルとその他の 1 次冷却系流動モデルからなる。

炉心部の流動・伝熱モデルでは、平均出力に対応した燃料棒内の熱

伝導方程式を解く部分と、流体挙動を質量、エネルギー保存則とドリフトフラックスモデルにより解く部分からなるが、軸方向を詳細にノード分割し、熱伝達モデルを介在することで、両者は結合され、各ノードにおける流量、ボイド率、エンタルピ等が算出される。熱伝達モデルとしては、以下の体様が含まれ、各位置の流動状況に応じて使用される。

- a. 液相への強制対流熱伝達
- b. 核沸騰熱伝達
- c. 遷移沸騰熱伝達
- d. 膜沸騰熱伝達
- e. 液滴へのふく射熱伝達
- f. 蒸気への強制対流熱伝達
- g. 蒸気へのふく射熱伝達

1次冷却系流動モデルは、炉心部の流動・伝熱モデルより、炉心出口質量流量、エネルギー流量等を受け渡され、SATAN-Mと同様に、1次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギー保存則を解き、各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出し、炉心部の流動・伝熱モデルへ炉心入口質量流量等を受け渡す。炉心部の流動・伝熱モデルと1次冷却系流動モデルとは、このように互いに出力を受け渡ししながら計算を進める。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるCOCO（後述）の出力として与えられる。

BASH-Mの入力には、系の形状及び水力学的諸量、燃料の線出力密度等再冠水開始時初期条件、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ等を含み、主要な出力は燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギー放出量である。

(12) COCO⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾⁽¹¹⁾

原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一樣とし、各々の系につい

て質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかはコード内で自動的に判定して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等熱除去系のみならず、原子炉格納容器内構築物との間の熱の授受もモデルに組み込まれている。

COCOの入力には、原子炉格納容器自由体積、構築物形状・数量等のデータ、熱除去系等の特性及び作動パラメータ、圧力、温度、湿度等の初期条件のほかに、1次冷却系からの質量流量及びエネルギー放出量が必要であるが、これらはブローダウン期間についてはSATAN-M又はSATAN-VI、リフィル期間についてはWREFLOOD、再冠水期間についてはBASH-M又はWREFLOODの出力として与えられる。主要な出力は原子炉格納容器内圧の時間変化である。

(13) LOCTA-M⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾

燃料棒熱解析コードLOCTA-Mは、SATAN-M、WREFLOOD及びBASH-Mの出力を入力として、ブローダウン期間より再冠水期間に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-Mは大別して燃料被覆管表面熱伝達係数を求める部分と燃料棒熱モデル部分からなる。

燃料被覆管表面熱伝達係数は、ブローダウン期間はSATAN-Mの出力として与えられる炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等から求められ、次のような体様が含まれる。

- a. 核沸騰熱伝達
- b. 遷移沸騰熱伝達
- c. 蒸気への強制対流熱伝達
- d. 蒸気へのふく射熱伝達

リフィル期間は燃料棒間のふく射熱伝達のみを考慮し、また再冠水期間はBASH-Mの出力として与えられる炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として、BASH-Mの炉心部の流動・伝熱

モデルと同一のモデルを使用して、燃料被覆管表面熱伝達係数を算出する。

熱モデル部分では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に区分し、境界条件の下で熱発生及び熱伝導を解くが、次の影響が考慮されている。

- a. 燃料ペレット内での分布を考えた熱発生
- b. 燃料被覆管でのジルコニウム－水反応による熱発生
- c. 温度及び酸化ジルコニウム生成に伴う諸物性値の変化

ここで、燃料被覆管が破裂したと計算された後では、燃料被覆管内面において少なくとも破裂箇所の上・下各々3.8cm の範囲でジルコニウム－水反応が起こるものと仮定する。燃料被覆管と水との反応熱の評価はORNLの実験に基づいて三菱原子力工業（株）が作成した反応速度相関式⁽¹³⁾により計算する。また、燃料被覆管のジルコニウム－水反応量は Baker-Just の式⁽¹⁴⁾に基づいて計算する。

燃料ペレット－燃料被覆管の間のギャップ熱伝達係数は、ギャップ内気体組成、ギャップ形状、ギャップ内気体及び周辺の温度を考慮して求められる。この場合、燃料被覆管変形の影響も考慮されている。

LOCTA-Mの入力には、SATAN-M、WREFLOOD及びBASH-Mの出力のほかに燃料ペレット初期温度、線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ECCS性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム－水反応量を含む。

(14) LOCTA-IV⁽¹⁰⁾⁽¹²⁾

燃料棒熱解析コードLOCTA-IVは、SATAN-M (Small LOCA) の出力を入力として、小破断ブローダウン期間に炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。LOCTA-IVの解析モデルは大破断解析用コードLOCTA-Mのブローダウン期間の解析モデルと基本的に同じである。

LOCTA-IVの入力には、SATAN-M (Small LOCA)

の出力のほかに燃料ペレット初期温度、線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「E C C S 性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム－水反応量を含む。

(15) その他のコード

原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物からの γ 線による線量の計算には線量計算コード S C A T T E R I N G 及び S P A N を使用するが詳細は「4.1.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量」で述べる。

また、特に中性子束分布の歪を考慮しなければならない事象については、核設計計算コード A N C ⁽¹⁵⁾ を使用して、燃焼度の関数としての 2 群群定数等を入力とし、3次元拡散計算を行い、減速材密度、キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布を求める。

1.4 参考文献

- (1) 「改良統計的熱設計手法について」
M H I - N E S - 1 0 0 9 改 1
三菱重工業、平成 1 2 年
- (2) 「三菱 P W R 高燃焼度化ステップ 2 燃料の機械設計」
M N F - 1 0 0 1
三菱原子燃料、平成 2 1 年
- (3) 「P W R の安全解析用崩壊熱について」
M H I - N E S - 1 0 1 0 改 3
三菱重工業、平成 1 6 年
- (4) 「三菱 P W R の事故解析計算コードの概要」
M A P I - 1 0 1 7 改 2
三菱原子力工業、昭和 5 2 年
- (5) 「三菱 P W R の事故解析コードの検証」
M A P I - 1 0 5 8
三菱原子力工業、昭和 5 5 年
- (6) 「三菱新 D N B 相関式 (M I R C - 1) について」
M A P I - 1 0 7 5 改 4
三菱重工業、平成 1 8 年
- (7) 「T H I N C - I I I コードの概要」
M A P I - 1 0 7 2
三菱原子力工業、昭和 5 9 年
- (8) 「D N B 相関式について」
M A P I - 1 0 2 9 改 3
三菱重工業、平成 1 6 年
- (9) 「三菱 P W R 非常用炉心冷却系性能評価解析方法 (大破断時)」
M A P I - 1 0 3 5 改 8
三菱重工業、平成 1 1 年
- (10) 「三菱 P W R 非常用炉心冷却系性能評価感度解析」
M A P I - 1 0 6 3 改 2

三菱原子力工業、平成 2 年

- (11) 「三菱 PWR 原子炉格納容器内圧評価解析手法」

MH I - N E S - 1 0 1 6

三菱重工業、平成 1 2 年

- (12) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」

M A P I - 1 0 4 1 改 7

三菱重工業、平成 1 1 年

- (13) 「ジルコニウム－水蒸気反応速度式」

M A P I - 1 0 5 7 改 1

三菱原子力工業、昭和 5 6 年

- (14) 「Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures,
III. Experimental and Theoretical Studies of the
Zirconium-Water Reaction」

L. Baker, L. C. Just, A N L - 6 5 4 8 , 1 9 6 2

- (15) 「三菱 PWR の新核設計手法と信頼性」

M A P I - 1 0 8 7 改 6

三菱重工業、平成 1 6 年

第 1.2.1 表 解析に使用する初期定常運転条件

	定 格 値	定 常 誤 差
原 子 炉 出 力	2,440MWt	±2%
1 次冷却材平均温度	305.7℃	±2.2℃
原 子 炉 圧 力	15.41MPa[gage]	±0.21MPa

第 1.2.2 表 解析に使用する原子炉トリップ限界値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に使用するトリップ限界値	応答時間 (秒)
出力領域中性子束高 (高設定)	118%(定格出力値に対して)	0.5
出力領域中性子束高 (低設定)	35%(定格出力値に対して)	0.5
過大温度 ΔT 高	第 1.2.1 図	6.0
過大出力 ΔT 高	第 1.2.1 図	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa[gage]	2.0
原子炉圧力低	12.83MPa[gage]	2.0
1 次冷却材流量低	87% (定格流量に対して)	1.0
1 次冷却材ポンプ電源電圧低	65% (定格値に対して)	1.2
蒸気発生器水位異常低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	—	1.0

第 1.2.3 表 解析に使用する工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動限界値	応答時間 (秒)
非常用炉心冷却設備作動信号		
a. 原子炉圧力低と 加圧器水位低の一致	11.66MPa[gage] (圧力) 水位検出器下端水位 (水位)	2.0
b. 原子炉圧力異常低	10.97MPa[gage]	2.0
c. 主蒸気流量高と 主蒸気ライン圧力低の一致	注 参照 (流量) 3.35MPa[gage] (圧力)	2.0
d. 原子炉格納容器圧力高	0.032MPa[gage]	2.0
主蒸気ライン隔離信号		
主蒸気流量高と 主蒸気ライン圧力低の一致	非常用炉心冷却設備作動 信号の c. と同じ	2.0
原子炉格納容器スプレイ作動信号		
原子炉格納容器圧力異常高	0.140MPa[gage]	2.0

(注) 主蒸気管破断で使用するが、この場合、主蒸気流量高は瞬時に発生するため、作動限界値は不要である。

第 1.2.4 表 解析において影響緩和のため考慮する
 主要な安全機能－運転時の異常な過渡変化

分 類	機 能	系 統 及 び 機 器
M S - 1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び 制御棒駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸水注入 機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの 過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁
	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	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
M S - 3	タービントリップ機能	タービントリップ

第 1.2.5 表 解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能
－設計基準事故

分 類	機 能	系 統 及 び 機 器
MS－1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び 制御棒駆動系（トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸水注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダ リの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁 主蒸気隔離弁 主蒸気大気放出弁（手動逃がし機能）
	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系
	放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮蔽及び放出低減 機能	原子炉格納容器 アニュラス 原子炉格納容器隔離弁 原子炉格納容器スプレイ系 アニュラス空気再循環系 安全補機室空気浄化系
	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	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS－2	放射性物質放出の防止機能	排気筒
	異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁（手動開閉機能）
MS－3	タービントリップ機能	タービントリップ

第 1.3.1 表 解析に使用する計算プログラム一覧表(1)

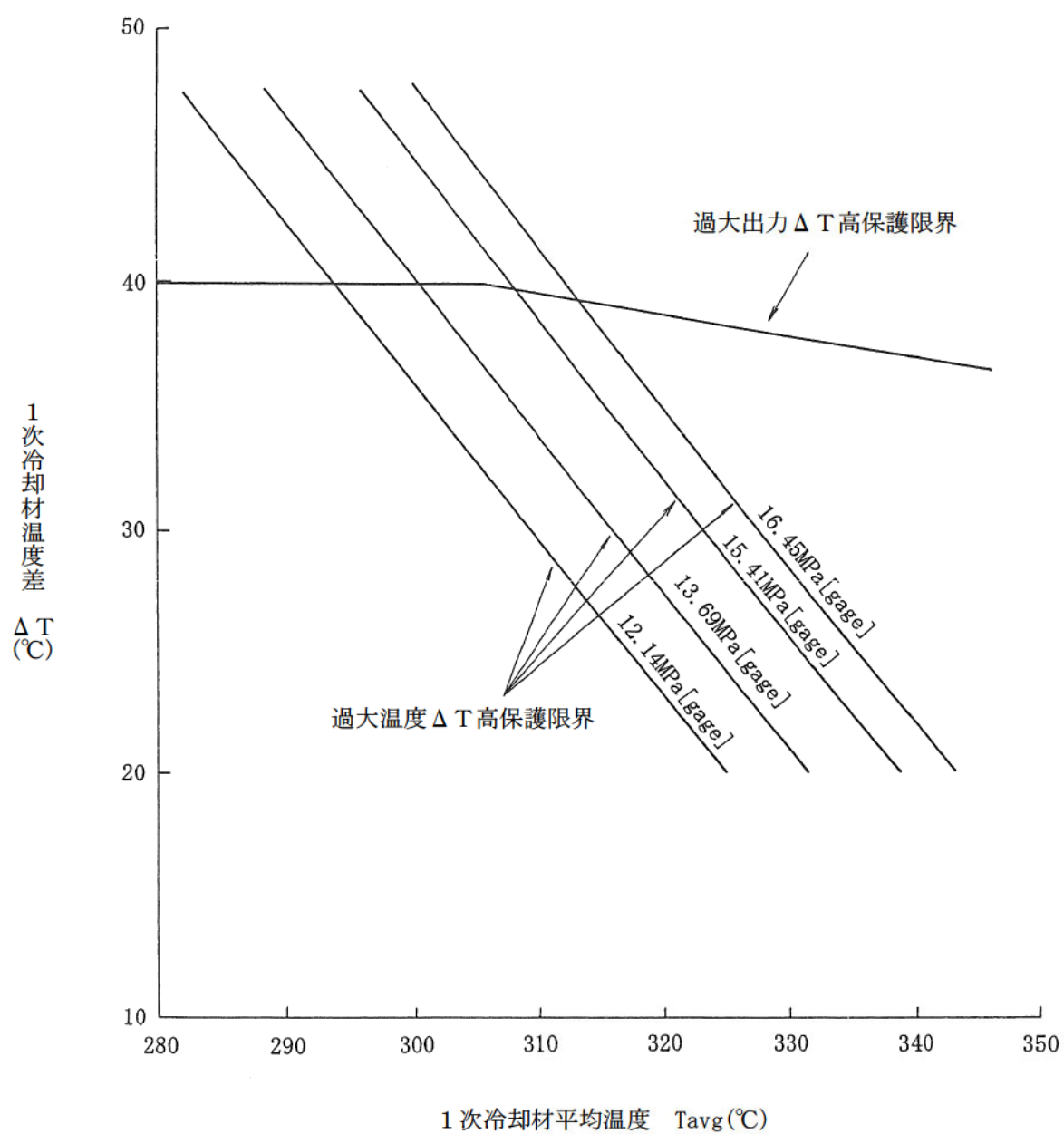
—運転時の異常な過渡変化

分 類	解 析 項 目	使用計算プログラム
炉心内の反応度 又は出力分布の 異常な変化	原子炉起動時における 制御棒の異常な引き抜き	CHICKIN-M FACTRAN THINC-III MARVEL
	出力運転中の 制御棒の異常な引き抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL THINC-III
	原子炉冷却材中の ほう素の異常な希釈	—————
炉心内の熱発生 又は熱除去の異 常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-III
	原子炉冷却材系の 停止ループの誤起動	MARVEL
	外部電源喪失	—————
	主給水流量喪失	MARVEL
	蒸気負荷の異常な増加	
	2次冷却系の異常な減圧	
	蒸気発生器への過剰給水	
原子炉冷却材圧 力又は原子炉冷 却材保有量の異 常な変化	負荷の喪失	MARVEL
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の 非常用炉心冷却系の誤起動	

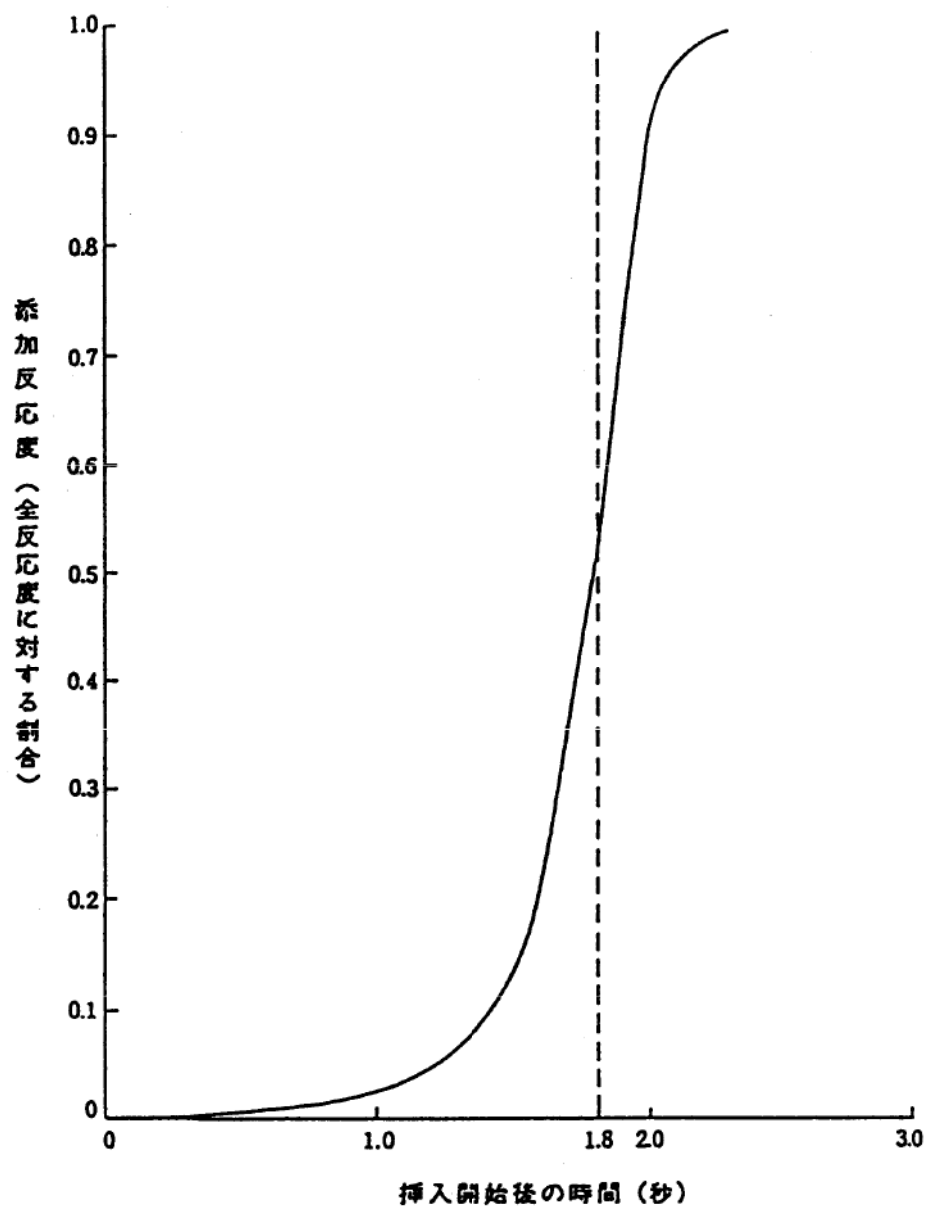
第 1.3.2 表 解析に使用する計算プログラム一覧表(2)

一事故

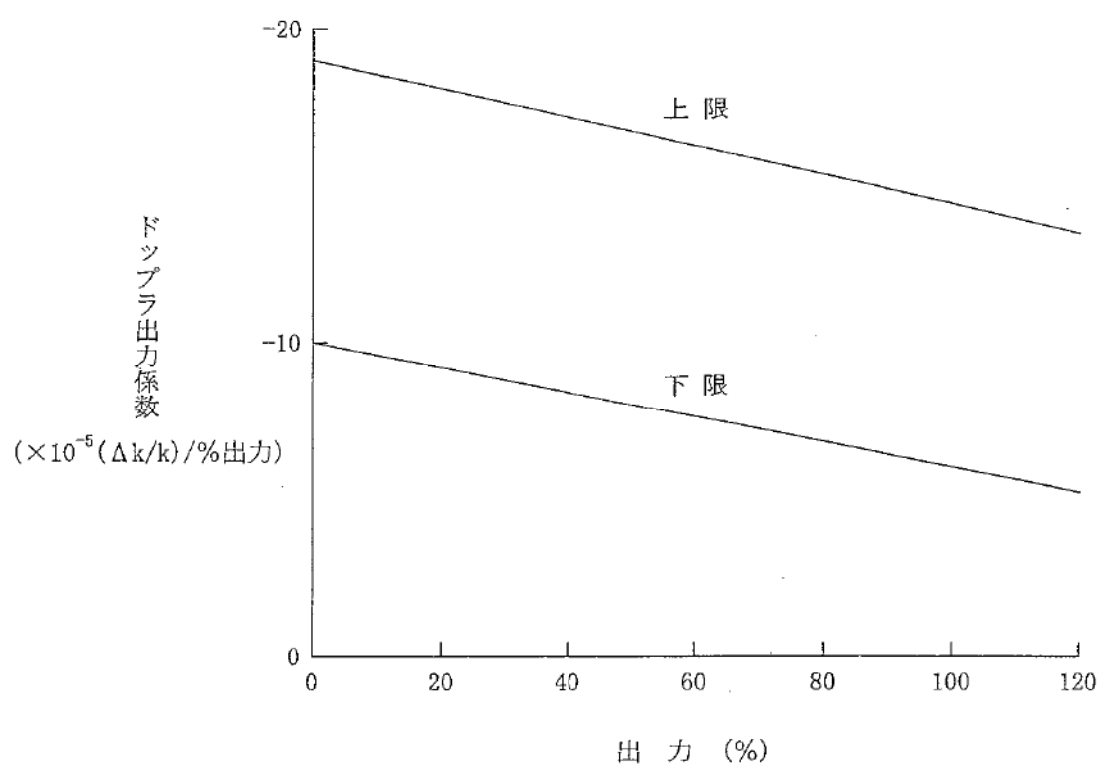
分 類	解 析 項 目	使用計算プログラム
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	大 破 断 SATAN-M WREFLOOD BASH-M LOCTA-M COCO
		小 破 断 SATAN-M (Small LOCA) LOCTA-IV
	原子炉冷却材流量の喪失	PHOENIX MARVEL
	原子炉冷却材ポンプの軸固着	FACTRAN THINC-III
	主給水管破断	MARVEL FACTRAN THINC-III
	主蒸気管破断	MARVEL ANC THINC-III
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	制御棒飛び出し	TWINKLE FACTRAN THINC-III MARVEL
環境への放射性物質の異常な放出	放射性気体廃棄物処理施設の破損	—————
	蒸気発生器伝熱管破損	MARVEL FACTRAN THINC-III
	燃料集合体の落下	—————
	原子炉冷却材喪失	SCATTERING SPAN
	制御棒飛び出し	
原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	原子炉冷却材喪失	SATAN-VI WREFLOOD COCO
	可燃性ガスの発生	—————



第 1.2.1 図 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図
(代表例)



第 1.2.2 図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線



第 1.2.3 図 解析に使用したドップラ出力係数

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

2.1 序

本原子炉施設において発生する可能性のある「運転時の異常な過渡変化」に対して、その発生原因と防止対策及び拡大防止対策を説明し、その経過の解析及び結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

2.2 炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

2.2.1 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

2.2.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、負のドップラ係数による反応度帰還効果によって抑えられる。この自己制御性は、原子炉保護設備が作動するまでの初期において、出力上昇を抑制するので重要な役割を果たす。さらに、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動する。また、駆動の最大速度を約114cm/minに制限している。

(3) 拡大防止対策

- a. 「中間領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止」インターロックにより制御棒クラスタの引き抜きを自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 中性子源領域中性子束高
 - (b) 中間領域中性子束高
 - (c) 出力領域中性子束高（低設定）
 - (d) 出力領域中性子束高（高設定）
 - (e) 出力領域中性子束変化率高

2.2.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

炉心動特性解析コードCHICKIN-Mにより中性子束等の過渡応答を求め、さらに、この結果を用いて、燃料棒過渡解析コードFACTRANによって、熱点の燃料エンタルピ等の変化を計算する。

また、熱水力計算コードTHINC-Ⅲにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してプラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力の変化を求める。

(2) 解析条件

- a. 原子炉出力の初期値は定格値の 10^{-13} とする。
- b. 初期温度条件は高温零出力状態の温度として、 286.1°C とする。
高温では、燃料ペレットから1次冷却材への熱伝達がよく、燃料ペレット熱容量が大きく、また、ドップラ係数の絶対値が小さいことから、ドップラ効果は小さくなるため、より低い温度条件より厳しい。また、初期の実効増倍率は1.0とする。これらは原子炉出力上昇を最も急峻にする。
- c. 反応度添加率は、最大反応度価値を有する2つのバンクの制御棒クラスタが、最大速度（約 114cm/min ）で炉心から同時に引き抜かれると想定した場合の最大反応度添加率を上回る値として、 $8.6 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/\text{s}$ とする。
- d. 実効遅発中性子割合（ β_{eff} ）は0.75%を使用する。
- e. ドップラ係数は、第2.2.1.1図に示すとおり燃料実効温度の関数として考慮し、過渡変化の発生初期に起こる原子炉出力の最大値がより大きくなるように、安全側に絶対値が小さめの値とする。
- f. 減速材温度係数は、高温停止状態から出力運転状態までの最大の値を包絡する値として $5.0 \times 10^{-5}(\Delta k/k)/^{\circ}\text{C}$ とする。燃料から1次冷却材への熱伝達は原子炉出力の変化に比較して時間遅れが大きいいため、原子炉出力の初期変化に対する減速材温度係数の寄与は小さい。しかし、中性子束ピークの現れた後の出力の低下は、減速材

温度係数に依存するので、この場合が最も厳しくなる。

- g. 熱流束熱水路係数は過渡変化中一定の値として4.6を使用する。
- h. 原子炉は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号により自動停止するものとする。
- i. 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピー解析の場合には定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値とする。

(3) 解析結果

中性子束、燃料エンタルピー及び原子炉圧力の変化を第2.2.1.2図に示す。中性子束は、過渡変化発生の約9.4秒後に「出力領域中性子束高（低設定）」信号のトリップ限界値まで上昇し、さらに、定格出力値の約5.2倍まで上昇するが、ドップラ反応度帰還効果によって急速に抑えられ、約9.9秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより、低下する。

燃料エンタルピー及びピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値は、それぞれ約359kJ/kg・UO₂及び約93kJ/kg・UO₂である。

また、原子炉圧力の最高値は、約16.9MPa[gage]である。

なお、ピーク出力部燃料エンタルピーの最大値は、約170kJ/kg・UO₂であり、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じない。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.1.3 結論

この過渡変化において、十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、燃料エンタルピーは燃料の許容設計限界である712kJ/kg・UO₂（「R I E評価指針」に示す170cal/g・UO₂に相当。）を十分下回り、ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値はペレット燃焼度65,000MWd/t以上75,000MWd/t程度までのP C M I破損しきい値のためやすである167kJ/kg・UO₂（「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入

事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」(以下「R I E 報告書」という。)に示す $40\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。)を下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

2.2.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きに伴って、原子炉出力が上昇し、1次冷却材温度が上昇して、DNBRが低下するが、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、DNBRが許容限界値を下回る前に、この過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないように制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動する。また、駆動の最大速度を約 114cm/min に制限している。

(3) 拡大防止対策

- a. 「出力領域中性子束高」信号、「過大温度 ΔT 高」信号又は「過大出力 ΔT 高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止」インターロックにより、制御棒クラスタの引き抜きを手動又は自動のいずれの場合にも自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。

(a) 出力領域中性子束高

(b) 過大出力 ΔT 高

- (c) 過大温度 ΔT 高
- (d) 原子炉圧力高
- (e) 加圧器水位高
- (f) 出力領域中性子束変化率高

2.2.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求め、これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより燃料温度を求める。

(2) 解析条件

- a. DNBRの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.2.3図の下限の値とする。また、DNBRの評価では、上記反応度帰還が最小の場合に加えて、反応度帰還が最大の場合及び中間の場合についても評価を行う。具体的には、反応度帰還が最大の場合は、減速材密度係数が $0.37(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ 及びドップラ出力係数が第1.2.3図の上限の値とし、反応度帰還が中間の場合は、減速材密度係数が $0.185(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ 及びドップラ出力係数が第1.2.3図の下限の値とする。
- c. 本事象においては、制御棒クラスタ引き抜きによる反応度添加率が大きい場合が判断基準に照らして必ずしも厳しい結果を与えるとは限らない。したがって、反応度添加率は、設計上許容される範囲内で、結果が最も厳しくなる場合をサーベイする。サーベイに当たっての反応度添加率の上限値としては、最大反応度価値を有する2つのバンクの制御棒クラスタが、最大速度で同時に引き抜かれる場合を想定した最大反応度添加率を上回る値として、 $8.6 \times 10^{-4}(\Delta k/k)/s$ とする。

d. 原子炉は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号又は「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。

e. 燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は定格出力の102%とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。また、熱流束熱水路係数は過渡変化中一定の値として2.46を使用する。

(3) 解析結果

制御棒クラスタの引き抜き速度が速い場合として最大の反応度添加率である $8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第2.2.2.1図に示す。この場合、原子炉出力が急速に上昇し、過渡変化発生の約1.3秒後に「出力領域中性子束高」信号のトリップ限界値に達し、約1.8秒後に制御棒クラスタが落下を開始する。原子炉出力の最大値は定格値の約128%である。この自動停止は非常に早い時期に行われるので、原子炉圧力及び1次冷却材平均温度の変化は小さく、原子炉圧力の上昇は約0.4MPa、最小DNBRは約1.69となる。また、燃料中心温度の変化を第2.2.2.2図に示すが、その最高値は約2,130℃である。

制御棒クラスタの引き抜き速度が遅い場合として最小のDNBRを与える反応度添加率 $2.5 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$ とした場合の原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小DNBRの変化を第2.2.2.3図に示す。この場合、過渡変化は反応度添加率が小さいため長くなるが、過渡変化発生の約43秒後に「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に達し、約49秒後に制御棒クラスタが落下を開始する。原子炉出力の最大値は定格値の約118%である。原子炉圧力及び1次冷却材平均温度の上昇は、制御棒クラスタの速い引き抜きの場合より大きい。原子炉圧力の上昇は約0.7MPa、1次冷却材平均温度の最高値は約312℃にとどまり、過渡変化中の最小DNBRも約1.51である。

また、燃料中心温度については、最高値を与える反応度添加率 $2.9 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$ とした場合の変化を第2.2.2.4図に示すが、その最高値は約2,310℃である。

反応度添加率と最小DNBRの関係は、第2.2.2.5図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる最小DNBRは、約1.51である。

また、反応度添加率と燃料中心温度の関係は、第2.2.2.6図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる燃料中心温度の最高値は約2,310℃である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.2.3 結論

出力運転中の制御棒クラスタの異常な引き抜きにおいて、あらゆる反応度添加率に対して、原子炉は十分早く自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回ることではなく、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.3 制御棒の落下及び不整合

2.2.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒クラスタの配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する以下の制御棒クラスタの落下と不整合の事象を想定する。

制御棒クラスタの落下は、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置から全挿入位置に落下する事象として考える。

もし、防止対策が何らとられないとすると、低下した原子炉出力を補償するために他の制御棒クラスタが引き抜かれ、過渡変化の生じる前の出力に復帰する。この状態では炉心出力分布がひずんでおり熱水路係数が大きいため、原子炉の安全性の余裕が減少するので、

その過渡変化が過大になる前に、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

制御棒クラスタの不整合は、炉心に挿入されるバンクの制御棒クラスタが挿入限界位置にあり、かつ、そのうちの1本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にある不整合な状態として考える。

この場合、不ぞろいに駆動された制御棒クラスタ付近の原子炉出力は局部的に変化し、炉心出力分布は通常運転状態より悪化する。もし、防止対策が何らとられないとすると、熱水路係数が大きくなり、原子炉の安全性の余裕が減少する。

したがって、この過渡変化が過大となる前に検出され、修正されて、原子炉の安全性が確保されるよう防止対策がとられるようになっている。

(2) 防止対策

各制御棒クラスタは、バンクごとに所定の順序で駆動され、通常運転時において、それぞれの出力に対して定められた運転範囲内にあり、この範囲外の異常な制御棒クラスタパターン及び異常な位置で運転されることはない。

(3) 拡大防止対策

- a. 各制御棒クラスタの位置を指示する位置指示計装を中央制御室に設ける。
- b. 出力分布の非対称性は、炉外核計装又は炉内計装によって検出できる。
- c. 運転員は、「制御棒位置偏差大」警報によって、同一バンクに生じた不整動作を検知できる。
- d. さらに、運転員は、各々の制御棒クラスタの位置指示計の下限信号による「制御棒落下」警報によって、制御棒クラスタの落下を知ることができる。
- e. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。

- (a) 出力領域中性子束変化率高

- (b) 中間領域中性子束高
- (c) 出力領域中性子束高
- (d) 原子炉圧力低

2.2.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、制御棒クラスタ落下による原子炉出力、熱流束、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。制御棒クラスタの不整合については、熱水力計算コードTHINC-IIIによりDNBRへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(\text{g/cm}^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.2.3図の下限の値とする。
- c. 添加される負の反応度は、定格出力運転中、引き抜き上端より制御棒クラスタ1本が落下した場合の最大値を上回る値として、 $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ をとり、瞬時に加わるものとする。
- d. 制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合及び手動制御運転である場合の両方について解析する。

自動制御運転の場合は、制御棒クラスタ落下により、原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力は低下するが、制御棒制御系の作動により、原子炉出力と1次冷却材平均温度は、初期運転状態に復帰するものとする。

- e. 制御棒クラスタの落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数($F_{\Delta H}^N$)として、1.80を使用する。
- f. 制御棒クラスタの不整合は、最も厳しい状態として、制御棒クラスタのバンクDが挿入限界に位置し、うち1本の制御棒クラスタが全引き抜き位置にあるものとする。

(3) 解析結果

定格出力運転中、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が落下した場合を上回る負の反応度が添加されたときの原子炉出力、熱流束、1次冷却材平均温度、原子炉圧力及び最小DNBRの変化を第2.2.3.1図及び第2.2.3.2図に示す。

制御棒クラスタは瞬時に落下し終わるとしているので、原子炉出力及び熱流束は過渡変化の発生直後急減し、一時的に原子炉圧力及び1次冷却材平均温度も低下するが、その後自動制御運転の場合は、制御棒制御系の作動により回復する。

この過渡変化中に最小DNBRは熱流束の減少とともに上昇し、熱流束が復帰するにつれ低下する。解析では、熱水路係数として制御棒クラスタ落下後の値を用い、かつ、過渡変化中一定として最小DNBRを計算しているが、この場合でも最小DNBRは約1.62である。原子炉出力の最大値は約104%であるので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPaである。

制御棒制御系が手動制御運転である場合には、原子炉圧力が低下し続け、過渡変化発生の約76秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約78秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、原子炉は自動停止する。最小DNBRはこの過渡変化中に初期値以下に低下することはない。

また、制御棒クラスタの不整合の場合においては最小DNBRは約1.69である。この場合、原子炉出力の変化はないので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の変化もない。

自動又は手動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.3.3 結 論

前述の結果のように、最も厳しい定格出力運転状態において制御棒クラスタの落下が起こり、原子炉出力が制御棒制御系の作動により定格出力へ復帰した場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、

燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

また、制御棒クラスタの不整合が生じた場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の変化はないので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.4 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

2.2.4.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の起動時又は出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注入され、1次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。

プラント起動時のように原子炉が停止状態にある場合は、この反応度添加により、停止余裕が減少し臨界に至るおそれがある。出力運転時で、制御棒クラスタを自動制御している場合は、添加反応度を補償するように制御棒クラスタが挿入限界を超えて挿入されるため、必要な停止余裕を失うおそれがある。

また、制御棒クラスタの手動制御時には「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様、原子炉出力が上昇し、熱流束の増加及び1次冷却材温度の上昇によって、DNBRの許容限界値に対する余裕が減少する。

しかし、このような過渡変化は、異常状態の発生から保護動作が必要となるまでの間には十分な時間的余裕があり、運転員の操作又は原子炉トリップにより安全に終止できる。

(2) 防止対策

- a. ほう素の希釈は、ある一定量の純水を1次冷却系に注入することによって行われ、純水が設定量だけ注入され終わると、純水注

入ラインの弁を自動的に閉止するので、設定値を超えるほう素の希釈は起こらない。

- b. 希釈を行う場合、運転員に対して、自動補給モードから希釈モードへの切換え及び起動スイッチの操作という2段の手順が必要であるようにし、どちらかの手順を怠ると希釈できないようにして、運転員の不注意な希釈の可能性を小さくする設計としている。
- c. 化学体積制御設備は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報又は「制御棒クラスタ挿入限界」警報によって、運転員が異常を検知し、十分修正動作がとれるよう、その最大ほう素希釈率を制限している。

(3) 拡大防止対策

- a. 化学体積制御設備の故障によって、ほう酸水又は純水の流量が設定流量から外れた場合は、運転員に流量偏差大の警報で注意を喚起するとともに、体積制御タンク入口及び／又は充てん／高圧注入ポンプ入口の補給水制御弁を自動的に閉じ、1次冷却系への補給を停止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 中性子束高
 - (b) 過大温度 ΔT 高

2.2.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

1次冷却材と希釈水は完全混合するものとし、ほう素の平衡式及び質量の平衡式を用いて計算する。

(2) 解析条件

- a. プラント起動時の異常な希釈
 - (a) 1次冷却材の体積は、解析結果が厳しくなるような値として、加圧器等を除いた1次冷却系の有効体積(203m³)を用いる。
 - (b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、1次系補給水ポンプ2

台運転時の全容量($81.8\text{m}^3/\text{h}$)とする。

(c) 1次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水（ほう素濃度 $2,600\text{ppm}$ ）で満たされているものとする。

(d) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上とする。

b. 出力運転時の異常な希釈

(a) 1次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。

(b) 1次冷却系への純水補給最大流量は、充てん／高圧注入ポンプ3台運転時の全容量($37.5\text{m}^3/\text{h}$)とする。

(c) 初期ほう素濃度は、大きめの反応度添加率を与えるよう、出力運転時に予想される最高濃度を上回る値として $1,900\text{ppm}$ とする。

(d) 反応度停止余裕は $0.0177\Delta k/k$ とする。

(3) 解析結果

a. プラント起動時の異常な希釈

この場合には、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまでに約55分を要し、臨界に至るまでに更に約13分を要する。したがって、運転員が異常状態を検知し、原因を取り除く手段をとるのに希釈停止操作時間を考慮しても十分な時間がある。

異常の原因を除去した後は、ほう素の濃縮及び通常の運転操作により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

b. 出力運転時の異常な希釈

原子炉が自動制御出力運転にある場合は、希釈に伴う反応度添加を補償するよう、制御棒クラスタを炉心内に自動挿入する。制御棒クラスタが挿入限界に達した後、更に希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまでに約22分を要するため、希釈停止操作時間を考

慮しても「制御棒クラスタ挿入限界」警報により、運転員が異常状態を検知し、原因を取り除き、あらかじめ決められた手順でほう素の再濃縮を行うのに十分な時間がある。

原子炉が手動制御出力運転にあり、かつ、運転員が異常状態に対し何らの措置もとらない場合には、原子炉出力及び1次冷却材温度が上昇し、「過大温度 ΔT 高」信号により原子炉は自動停止する。この過渡変化は「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様で、反応度添加率（約 $1.4 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/s$ ）はこの解析で使用した範囲に含まれており、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度は溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇もわずかである。

異常の原因を除去した後は、手動又は自動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.2.4.3 結 論

プラント起動時にほう素を誤って希釈した場合、原子炉が臨界になるまでに、運転員が「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報により異常状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。また、出力運転時に制御棒クラスタを自動制御している場合も、ほう素希釈に伴い、制御棒クラスタを自動的に挿入し、必要な停止余裕が失われるまでに、運転員が「制御棒クラスタ挿入限界」警報により異常状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。制御棒クラスタを手動制御している場合には自動挿入されないため、原子炉出力が上昇するが、原子炉は「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止し、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3 炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

2.3.1 原子炉冷却材流量の部分喪失

2.3.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動する1次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。具体的には、1台の1次冷却材ポンプの駆動電源が喪失するものとする。

この場合、炉心損傷のおそれのない低出力時以外は、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

1次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で2台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、発電機並列中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源がしゃ断された場合にも連続して外部の500kV送電線より給電される設計としている。

(3) 拡大防止対策

- a. 1次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも1次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。

(a) 1次冷却材流量低

(b) 1次冷却材ポンプしゃ断器開

2.3.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードPHOENIXにより1次冷却材流量コストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力

等の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードFACTRANにより、燃料被覆管表面の平均点と熱点の熱流束の変化を求め、さらに、熱水力計算コードTHINC-ⅢによりDNBRへの影響を解析する。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.2.3図の上限の値とする。この組合せは、1次冷却材温度の上昇による原子炉出力抑制効果及びトリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。
- c. 原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。
- d. 1次冷却材流量コーストダウン曲線の計算に使用する1次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの $3,110kg \cdot m^2$ を使用する。
- e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。自動制御運転の場合は、1次冷却材平均温度の上昇に伴って、制御棒制御系は制御棒クラスタを挿入する方向に作用するが、その作動は無視する。

(3) 解析結果

1次冷却材ポンプ1台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、最小DNBR及び原子炉圧力の変化を第2.3.1.1図に示す。1次冷却材流量の減少により、過渡変化発生の約1.4秒後に「1次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に達し、約2.4秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。最小DNBRは過渡変化発生の約3.0秒後に約1.90となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.3MPaである。

原子炉出力は上昇することはないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.1.3 結論

出力運転中に 1 次冷却材ポンプが 1 台停止した場合、残りの 2 台の 1 次冷却材ポンプは運転しており、さらに、停止した 1 次冷却材ポンプの慣性及び 1 次冷却材の慣性があるために、1 次冷却材流量が急速に減少することはない。その結果、最小 DNB R は許容限界値を下回らず、燃料中心温度も熔融点未満であるので燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.2 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

2.3.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

1 次冷却材ポンプ 2 台で部分負荷運転を行っている場合、停止ループは原子炉容器出入口間の圧力差により 1 次冷却材が逆流しているので、停止ループの低温側配管冷却材温度は運転ループの低温側配管冷却材温度と等しいが、蒸気発生器における熱伝達による温度降下のため、高温側配管冷却材温度は、低温側配管冷却材温度より低くなっている。

この過渡変化は、1 次冷却材ポンプ 1 台が停止しており、原子炉が部分負荷で運転中に、ポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合、過渡変化が過大となる前に、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

- a. 停止ループの 1 次冷却材ポンプを起動するときは、1 次冷却材温度が炉心に異常な反応度変化を伴わない値であるように原子炉出力を下げた後、停止ループの 1 次冷却材ポンプを起動する操作

を行うよう厳格な運転管理を行う。

- b. 1次冷却材ポンプ制御装置は別々に設け、単一の故障又は誤操作で複数のポンプが起動することが無い設計としている。
- c. 高出力時（パーミッシブ信号（P－8）の設定値（40％）以上）では、1次冷却材ポンプは全台運転するため、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動は起こらない。

(3) 拡大防止対策

- a. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 中性子束高
- b. 1次冷却材ポンプが1台停止状態で出力がパーミッシブ信号（P－8）設定値を超えると原子炉トリップのブロックが解除され「1次冷却材流量低」信号で原子炉は自動停止する。

2.3.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材の炉心内平均温度（以下「炉心冷却材平均温度」という。）及び熱流束の過渡応答を求める。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は1ループ停止時の最大運転出力である40％とする。また、炉心冷却材平均温度の初期値は40％出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。
- b. 停止している1次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は10秒で定格流量に達するものとする。
- c. 減速材密度係数は、最大値である $0.37(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。

この過渡変化においては、1次冷却材の温度低下による反応度添加を最大にするので、この値が最も厳しい。

- d. ドップラ出力係数は、第1.2.3図の下限の値とする。

燃料温度の上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくな

るので、この値が最も厳しい。

e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(3) 解析結果

解析結果を、第2.3.2.1図に示す。熱流束の最大値は定格値の約75%であり、炉心冷却材平均温度は、定格出力時より低い値にしかない。したがって、最小DNBRの許容限界値に対する余裕は定格出力時より大きい。また、燃料中心温度は十分溶融点未満である。原子炉圧力の上昇は約0.7MPaである。

手動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.2.3 結 論

部分出力運転時に1次冷却系の停止しているループの1次冷却材ポンプが起動した場合でも、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.3 外部電源喪失

2.3.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する事象を想定する。

具体的には外部電源の喪失により所内補機用交流電源が喪失し、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ等が自動停止し、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる事象として考える。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。また、補助給水系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、原子炉自動停止後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

- a. 1, 2号炉は500kV送電線2回線で送電する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。
- b. 500kV送電線2回線が停電した場合には原子炉を安全に停止するために必要な非常用所内電力は77kV送電線から受電し、外部電源がすべて同時に失われる可能性を小さくする。
- c. 所内母線は各々独立した複数の母線で構成し、所内補機は各母線に分割して接続する。したがって、単一の母線の故障があっても全所内補機の電源が失われることはない。
- d. 多重化された直流負荷に給電する125Vの非常用直流母線は各々独立した2系統から成り、それらは個々に蓄電池と充電装置を有し、2系統の直流電源が失われることのないようにしている。
- e. 計測制御用機器等は115V交流母線から供給する。この母線は独立する2つの125Vの非常用直流母線及び440Vの非常用低圧母線から無停電電源装置を通じて供給され、この115V交流母線の電圧が失われることがないようにしている。

(3) 拡大防止対策

- a. 外部電源喪失時に必要な補機を作動させるために必要な容量を有するディーゼル発電機2台を設ける。

このディーゼル発電機は、それが接続される母線の「非常用高圧母線低電圧」信号により自動起動する。
- b. 何らかの理由で制御棒駆動装置への電源が失われれば、制御棒クラスタは炉心内に重力により落下し、原子炉は自動停止する。

2.3.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

この過渡変化においては、定格出力運転中、所内常用電源の全部が喪失した場合が最も厳しい。この場合、過渡変化の初期は1次冷却材ポンプが3台とも自動停止するので「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」と同様である。1次冷却材流量が低下した後は、「2.3.4 主給

水流量喪失」で解析した過渡変化と同様であり、自然循環により原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱の除去は十分になされる。したがって、本事象は「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」及び「2.3.4 主給水流量喪失」の解析で包含される。

(2) 解析条件

「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」及び「2.3.4 主給水流量喪失」解析と同様である。

(3) 解析結果

「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」の結果及び「2.3.4 主給水流量喪失」の結果が示すように、最小DNBRは約1.75である。原子炉出力は上昇しないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の最高値は約17.4MPa[gage]にとどまる。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.3.3 結 論

所内電源の確保には、万全を期しており、この一部又は全部が喪失することはほとんど考えられない。たとえ何らかの理由で、1次冷却材ポンプや蒸気発生器2次側給水設備の電源が喪失したとしても、「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」の結果及び「2.3.4 主給水流量喪失」の結果が示すように、最小DNBRは許容限界値を下回ることではなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することではなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.4 主給水流量喪失

2.3.4.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水

が停止し、原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。また、補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器 2 次側に給水し、原子炉トリップ後の原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

主給水制御系は、すべての蒸気発生器への主給水が同時に喪失する可能性を減らすため、蒸気発生器ごとに個別に設置する。

(3) 拡大防止対策

- a. 蒸気発生器1基への主給水が停止すると、その水位が低下し「蒸気発生器水位偏差大」の警報を発し、運転員の注意を喚起する。
- b. 蒸気発生器への主給水が喪失することに備えて、電動補助給水ポンプ2台を設け、以下の信号により自動起動する。

- (a) いずれか1基の蒸気発生器水位異常低

- (b) すべての主給水ポンプのトリップ

- (c) 非常用炉心冷却設備作動

電動補助給水ポンプは、外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機により電源が供給され自動起動する。

- c. さらに、タービン動補助給水ポンプ1台を設け、以下の信号により自動起動する。

- (a) 3基のうち2基の蒸気発生器水位異常低

- (b) 常用高圧母線3母線のいずれか2母線の電圧低

タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器 2 次側の蒸気により駆動する。

- d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。

- (a) 蒸気発生器給水流量低

- (b) 蒸気発生器水位異常低

- (c) 原子炉圧力高

- e. 原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱の除去は、2 次側の補助給水

並びに主蒸気逃がし弁若しくは主蒸気安全弁によって行われ、1次冷却系が過大に熱膨張及び加圧される以前に十分除熱が可能である。

2.3.4.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより原子炉圧力、蒸気発生器水位、加圧器保有水量及び1次冷却材平均温度の過渡応答を求める。

(2) 解析条件

- a. 初期値として原子炉出力は定格出力の102%、加圧器保有水量は最大値(62%)、蒸気発生器水位は定格出力運転時設定水位とする。
- b. 事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線⁽¹⁾を使用する。
- c. 原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コストダウンし、その後自然循環するものとする。
- d. 電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ60秒後に自動起動し、3基の蒸気発生器に合わせて74m³/hの流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。
- e. タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は動作せず、主蒸気安全弁のみ動作するものとする。
- f. 原子炉圧力の評価と加圧器水位の評価では条件が異なるため、以下の2ケースに分けて解析を実施する。
 - (a) 原子炉圧力の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は圧力変化が最大となるように、それぞれ最高温度及び最低圧力とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は動作しないものとする。

(b) 加圧器水位の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は1次冷却材の膨張が最大となるように、それぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器水位の上昇効果を持つ加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は動作するものとする。

(3) 解析結果

原子炉圧力を評価した場合の解析結果を第2.3.4.1図に示す。原子炉は過渡変化発生の約25秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約27秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。

原子炉圧力は原子炉トリップ直後に最高となるが、加圧器安全弁の動作により最高約17.4MPa[gage]にとどまる。

蒸気発生器水位は、主給水喪失及び原子炉トリップにより蒸気発生器内の気泡がつぶれることによって急速に低下するが、補助給水ポンプの作動によって補われ、漸次水位は回復する。また1次冷却材ポンプは停止するが、1次冷却材の自然循環によって十分熱除去が可能である。1次冷却材平均温度は上昇するが、やがて補助給水及び自然循環による熱除去が有効となり1次冷却材平均温度及び原子炉圧力は低下していく。

加圧器水位を評価した場合の加圧器保有水量の過渡変化を第2.3.4.2図に示す。原子炉は過渡変化発生の約53秒後に「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に達し、約55秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。加圧器保有水量の最大値は約34m³（加圧器容積の約83%）であり、加圧器は満水になることはない。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.4.3 結 論

このように主給水流量喪失に対して十分な防止対策がとられており、たとえこの過渡変化が発生したとしても補助給水能力により、原子炉

圧力は過度に上昇することではなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.5 蒸気負荷の異常な増加

2.3.5.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、1次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(2) 防止対策

負荷要求の急増に対しては、原子炉制御設備は10%のステップ状及び5%/minのランプ状負荷変化に追従できる。また、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開とならない設計としている。

(3) 拡大防止対策

- a. 通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 中性子束高
 - (b) 過大出力 ΔT 高
 - (c) 過大温度 ΔT 高

2.3.5.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、

原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. サイクル初期であるか末期であるかで、減速材密度係数が異なり、また、負荷の増加に伴い制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるか否かにより解析結果が異なるので以下の4ケースに分けて解析する。

ケースA：手動運転・サイクル初期

ケースB：手動運転・サイクル末期

ケースC：自動運転・サイクル初期

ケースD：自動運転・サイクル末期

- c. 減速材密度係数はサイクル初期では $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、サイクル末期では最大値である $0.37(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。
- d. ドップラ出力係数は、第1.2.3図の下限の値とする。

燃料温度上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。

- e. 原子炉を定格出力で運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁のうち1個が全開となり、蒸気流量が10%急増するものとする。

(3) 解析結果

ケースAにおいては、原子炉出力は若干上昇するが、1次冷却材平均温度が大幅に低下するため、DNBRは初期値からわずかに低下するのみであり、最小DNBRは約1.99である。

ケースBにおいては、減速材の反応度帰還がより大きいので原子炉出力の上昇も大きい、最小DNBRは約1.79である。

ケースC及びケースDの場合、原子炉出力は制御棒クラスタの引き抜きにより上昇し、1次冷却材平均温度はプログラム値に保たれるため、DNBRに関してより厳しい結果となる。ケースCの解析結果を第2.3.5.1図に示し、ケースDの解析結果を第2.3.5.2図に示す。ケースCの最小DNBRは約1.76であり、ケースDの最小DNBR

は約1.77である。また、原子炉圧力の上昇は約0.2MPa以下である。

いずれの場合にも原子炉出力は約111%を超えることはなく、過度な原子炉出力の上昇がないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

手動による原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.5.3 結 論

このような厳しい解析条件のもとでの過渡変化に対しても、最小DNBRは許容限界値を下回ることとはなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.6 2次冷却系の異常な減圧

2.3.6.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の高温停止中に、タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。

この場合、非常用炉心冷却設備の作動により、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開とならない設計としている。

(3) 拡大防止対策

- a. 高温状態では中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位

偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。

- (a) 中性子束高
- (b) 過大温度 ΔT 高
- (c) 過大出力 ΔT 高
- (d) 非常用炉心冷却設備作動
- (e) 原子炉圧力低

c. 主給水による1次冷却系の過度の冷却を防止するため、原子炉トリップ信号と「1次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、非常用炉心冷却設備作動信号により、主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水ポンプ出口弁を全閉する。

d. 炉心にほう酸水を注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動させる。

- (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
- (b) 原子炉圧力異常低
- (c) 主蒸気ライン差圧高

e. 主蒸気逃がし弁の誤開の場合は元弁、タービンバイパス弁の誤開の場合は主蒸気隔離弁を閉止することにより事象を終結できる。

2.3.6.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度等の過渡応答を求める。

(2) 解析条件

a. 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態の値として、それぞれ286.1℃及び15.41MPa[gage]とする。反応度停止余裕は、原子

炉トリップ時に最大の反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引き抜き位置で固着したときの、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力が上記の高温停止時の状態の値として $0.0177\Delta k/k$ とする。

1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。

b. 解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は減速材密度係数が最大になるので、1次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第2.3.6.1図に示すように密度の関数として与える。

c. タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が1個全開するものとする。

蒸気の放出量は、 $7.48\text{MPa}[\text{gage}]$ にて 403t/h とする。

d. 炉心反応度の評価では、1台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう素濃度 $20,000\text{ppm}$ のほう酸水を1次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、2台の充てん／高圧注入ポンプが作動するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、非常用炉心冷却設備作動信号が発信してから、充てん／高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び1次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

e. 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバーは、1次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。

f. 外部電源はあるものとする。

外部電源によって1次冷却材ポンプの運転が継続され、1次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定である。

(3) 解析結果

高温停止状態において1個の2次冷却系の弁から蒸気が放出された場合の炉心反応度評価の解析結果を第2.3.6.2図に示す。

蒸気発生器からの蒸気放出により、蒸気発生器 2 次側及び 1 次冷却系は減圧冷却される。しかし「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号による非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値に過渡変化発生約 225 秒後に達することにより、非常用炉心冷却設備が作動して、ほう酸水が炉心に到達し、原子炉は臨界となることはなく、過渡変化は安全に終止する。

また、原子炉圧力の観点では、2 台の充てん／高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても加圧器安全弁の容量は、注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

この後、異常原因を除去し、2 次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.6.3 結 論

解析結果より明らかなように、この過渡変化によって原子炉は臨界とならないので、最小 DNB R は許容限界値を下回ることなく、燃料中心温度も溶融点未満である。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.7 蒸気発生器への過剰給水

2.3.7.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障、誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、1 次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

主給水制御弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁 1

個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開とならない設計としている。

(3) 拡大防止対策

- a. 通常運転中は、中央制御室で「蒸気発生器水位」、「蒸気発生器給水流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており、早期に異常現象の発生が検知できる。
- b. 蒸気発生器の水位が異常に上昇した場合には、「蒸気発生器水位異常高」信号により、タービントリップを行い、すべての主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水ポンプ出口弁を全閉する。
- c. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 中性子束高
 - (b) 過大温度 ΔT 高
 - (c) 過大出力 ΔT 高
 - (d) タービントリップ

2.3.7.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度、蒸気発生器水位及びDNBRの過渡応答を求める。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最大値であるサイクル末期の $0.37(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.2.3図の下限の値とする。

この組合せは、反応度帰還が最大であり、出力上昇は最大とな

る。

c. 主給水制御弁が1個全開し、蒸気発生器1基に定格流量の200%で給水されるものとする。

d. 「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって原子炉は自動停止する。

また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水制御弁等が全閉し、給水は停止される。

(3) 解析結果

解析結果を第2.3.7.1図に示す。蒸気発生器2次側への過剰給水によって、1次冷却材平均温度が低下し、減速材密度係数の正の反応度帰還で原子炉出力が上昇するが、過渡変化発生の約44秒後に「蒸気発生器水位異常高」信号によるタービントリップが生じ、引き続き原子炉は約45秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小DNBRは約1.86である。また、原子炉出力の最大値は約106%にとどまるので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇も約0.2MPaである。

主給水及び原子炉の停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.7.3 結 論

蒸気発生器2次側への過剰給水で、炉心に冷水が導入されることによって、原子炉出力は上昇するが、サイクル末期の核的に最も厳しい状態で過渡変化が発生しても、最小DNBRは許容限界値を下回ることとはなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.4 原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

2.4.1 負荷の喪失

2.4.1.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、外部送電系統又はタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

タービン故障等によりタービンが自動停止する場合は、低出力時（パーミッシブ信号（P-7）の設定値以下）を除き、直接原子炉トリップに至る。この場合、蒸気発生器で発生する過剰な蒸気は、タービンバイパス弁を通して復水器へ導かれ、1次冷却系の冷却は維持されるため、1次冷却材温度及び原子炉圧力はほとんど上昇せずに、この過渡変化は安全に終止できる。

定格負荷の約50%以下の負荷喪失の場合は蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の動作により、プラントは自動停止することなく安全に追従できる。

定格負荷の約50%より大きい負荷喪失の場合は、タービン及び原子炉は直接自動停止することはないが、もし、原子炉の運転条件が乱され、原子炉保護設備の設定値に達すれば原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

また、タービンバイパス系が使用できないという事態が生じれば、主蒸気安全弁が動作して1次冷却系の冷却を確保するとともに、原子炉は「原子炉圧力高」、「加圧器水位高」、「過大温度 ΔT 高」等の信号により自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。この場合、1次冷却系の過度の圧力上昇は、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の動作により防止できる。

(2) 防止対策

1, 2号炉は500kV送電線2回線で送電する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

(3) 拡大防止対策

- a. タービントリップが生じると、低出力時（パーミッシブ信号（P-7）の設定値以下）を除き、直ちに原子炉も自動停止する。
- b. タービンが自動停止しても、タービンバイパス系の作動により、1次冷却系は冷却される。復水器真空度の喪失等によりタービンバイパス系が作動しない場合は、2次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が動作する。主蒸気安全弁は、2次冷却系の過度の圧力上昇を十分抑制できる容量であり、1次冷却系の冷却を確保する。
- c. 1次冷却材温度及び原子炉圧力が上昇した場合、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は圧力上昇の抑制効果を持つ。また、加圧器安全弁は、全負荷喪失時に加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が動作しない場合でも、主蒸気安全弁の動作とあいまって、1次冷却系の過度の圧力上昇を抑制できる逃がし容量を持つ設計としている。
- d. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 原子炉圧力高
 - (b) 加圧器水位高
 - (c) 過大温度 ΔT 高

2.4.1.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は、DNBRの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では定格出力の102%とする。
- b. 減速材密度係数は、出力運転時の最小値である $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は、第1.2.3図の上限の値とする。

この組合せは、1次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果

と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

c. 1次冷却系の冷却に対し、厳しい条件として、負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は動作しないものとし、主蒸気安全弁が動作するものとする。

d. 加圧器の圧力抑制効果については、加圧器圧力制御系に関して以下の2つの場合を考慮する。

(a) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は動作するものとする。

この場合、DNBR低下の点で厳しくなる。

(b) 加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は動作しないものとする。

この場合、原子炉圧力上昇の点で厳しくなる。

e. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

この場合、タービン負荷に追従した制御棒クラスタの自動挿入がないので、DNBR低下及び原子炉圧力上昇の点からより厳しくなる。

(3) 解析結果

加圧器圧力制御系の減圧効果を考慮した場合の解析結果を第2.4.1.1図に示す。原子炉は、過渡変化発生約12秒後に「過大温度 ΔT 高」信号のトリップ限界値に達し、約18秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止し、最小DNBRは約1.78である。加圧器スプレイは、過渡変化の発生後直ちに作動するが、原子炉圧力は上昇し、加圧器逃がし弁が動作することにより、圧力上昇が抑えられる。

原子炉停止の遅れと、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁の不動作を仮定しているため、2次冷却系の圧力は主蒸気安全弁の設定圧力まで上昇し、主蒸気安全弁が動作する。この蒸気放出により1次冷却系は冷却される。

加圧器圧力制御系の減圧効果を無視した場合の解析結果を第2.4.1.2図に示す。原子炉は、過渡変化発生約6秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約8秒で制御棒クラスタが落下を

開始することにより自動停止する。この間の原子炉圧力は、加圧器安全弁の動作により約17.6MPa[gage]になり、「運転時の異常な過渡変化」のなかで最高となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値は約18.1MPa[gage]にとどまる。

また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.4.1.3 結論

負荷の喪失が起った場合でも、主蒸気安全弁、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の動作により、1次冷却系は過圧されることはない。さらに、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が動作しない場合でも、1次冷却系は加圧器安全弁の動作により、過度の圧力上昇を抑えることができ、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。また、最小DNBRは許容限界値を下回ることはなく、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4.2 原子炉冷却材系の異常な減圧

2.4.2.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、1次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。

具体的には、加圧器圧力制御系の加圧器逃がし弁及び加圧器スプレイ弁のうち原子炉圧力を最も低下させる効果をもつ加圧器逃がし弁1個が全開するものとする。

この場合、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

加圧器逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1

個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ同時に全開とならない設計としている。

(3) 拡大防止対策

a. 通常運転中は中央制御室で、「加圧器圧力」、「加圧器水位」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「加圧器逃がし弁出口温度高」、「加圧器圧力低」等を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、元弁を閉止することにより対処できる。

b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。

(a) 過大温度 ΔT 高

(b) 原子炉圧力低

2.4.2.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードMARVELにより、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及びDNBRの過渡応答を求める。

(2) 解析条件

a. 初期原子炉出力は定格出力とする。

b. 減速材密度係数は、 $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。

原子炉圧力の低下による負の反応度帰還が最小となるので、この場合が最も厳しくなる。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。これらの仮定により、解析でのDNBRの値は実際よりも厳しくなる。

c. ドブブラ出力係数は、第1.2.3図の上限の値とする。

燃料温度低下時の正の反応度帰還を大きくするので、この場合が最も厳しくなる。

d. 1次冷却材の吹出し流量は、最も厳しい加圧器逃がし弁1個の定格容量の120%とする。

e. 制御棒制御系は自動制御されているものとする。

この場合、制御棒クラスタが引き抜かれ、正の反応度が添加されるので、この過渡変化に対して、より厳しい仮定となる。

f. 出力ピーキング係数は変化しないものとする。

実際には反応度の帰還効果により、出力分布は平坦化されるので、この仮定によるD N B Rの解析は実際よりも厳しい結果を与える。

(3) 解析結果

原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度及び最小D N B Rの解析結果を第2.4.2.1図に示す。原子炉出力はほぼ初期値に保たれるが、過渡変化発生約56秒後に原子炉圧力低下に伴う「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約58秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉は自動停止し、最小D N B Rは、約1.69である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により、原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.4.2.3 結 論

この過渡変化が生じて、最小D N B Rは許容限界値を下回らず、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4.3 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.4.3.1 過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、原子炉の出力運転中に、非常用炉心冷却系が誤起動する事象を想定する。

具体的には、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系が起動し、ほう酸水が1次冷却系に注入され、原子炉出力が低下し、2次冷却系との出力の不一致によって1次冷却系が冷却される現象として考える。

非常用炉心冷却設備作動信号は通常原子炉トリップをもたらす。しかし、原子炉トリップを伴わずに非常用炉心冷却設備のみが誤起動する場合でも、原子炉保護設備により原子炉は自動停止する。

また、原子炉トリップ後も充てん／高圧注入ポンプにより 1 次冷却系にほう酸水が注入され、原子炉圧力が上昇するが、加圧器安全弁の容量は、注入流量を十分上回るため過度に圧力上昇することはなく、過渡変化は安全に終止できる。

(2) 防止対策

a. 非常用炉心冷却設備は

- (a) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致
- (b) 原子炉圧力異常低
- (c) 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは 1 次冷却材平均温度異常低の一致
- (d) 主蒸気ライン差圧高
- (e) 原子炉格納容器圧力高

により自動作動するが、各信号の論理構成は多重構成としており、不必要な作動を防止している。

b. 運転員による手動作動に対しても、不注意な作動の可能性を小さくする設計としている。

(3) 拡大防止対策

- a. 非常用炉心冷却設備作動信号により原子炉は自動停止する。
- b. 原子炉保護設備からの信号により原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発信が考えられる。
 - (a) 原子炉圧力低

2.4.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コード MARVEL により、原子炉出力、原子炉圧力、1 次冷却材平均温度、蒸気流量及び DNB R の過渡応答を求める。

(2) 解析条件

- a. 初期原子炉出力は定格出力とする。
- b. 減速材密度係数は、 $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。
- c. ドップラ出力係数は、第1.2.3図の下限の値とする。
- d. 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

制御棒制御系が自動制御されている場合は、1次冷却材平均温度の低下に伴って制御棒クラスタが引き抜かれ過渡変化を和らげる。

- e. 原子炉が出力運転中に、2台の充てん／高圧注入ポンプにより、ほう素濃度20,000ppmのほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、注入水の流量は1次冷却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。
- f. 原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(3) 解析結果

解析結果を第2.4.3.1図に示す。ほう酸水の注入により原子炉出力は低下するが、蒸気流量は蒸気加減弁が全開となるまで減少しない。

タービン負荷と原子炉出力の不一致は、1次冷却材平均温度、加圧器保有水量及び原子炉圧力を低下させる。原子炉は、過渡変化発生の約33秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約35秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、最小DNBRは初期値を下回ることはない。

原子炉トリップ後、ほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

原子炉停止後、異常原因を除去し、2次側による冷却操作等により原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

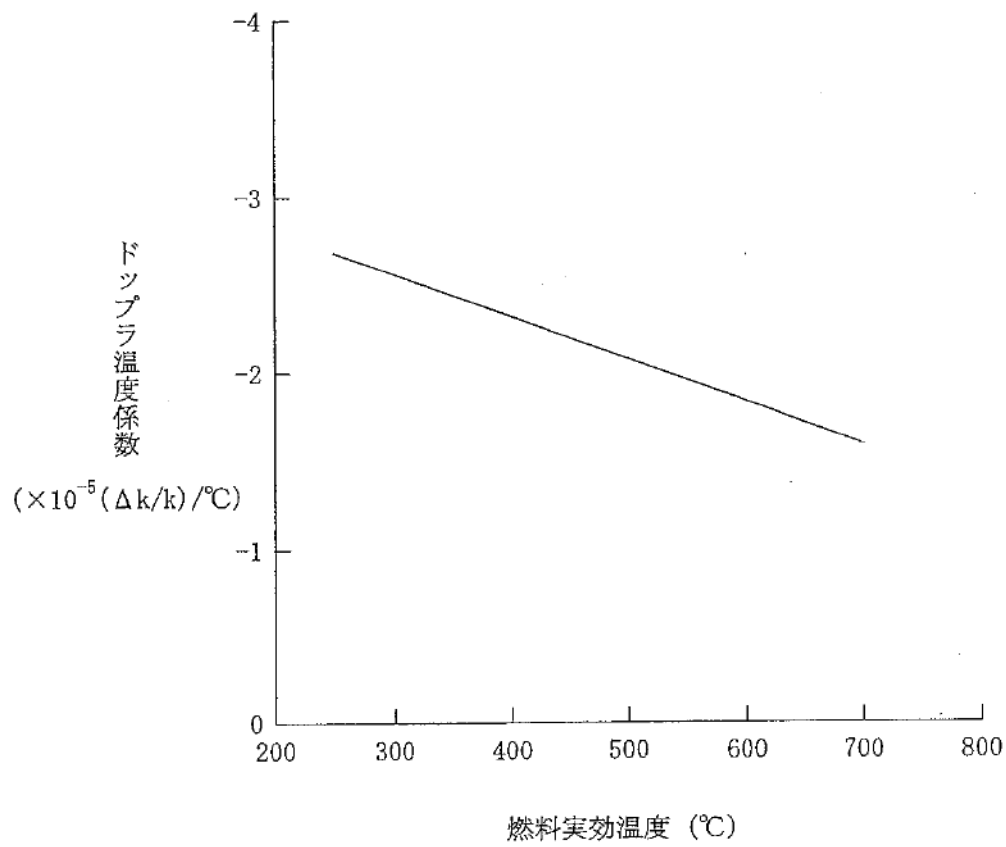
2.4.3.3 結 論

非常用炉心冷却設備の誤起動が起こり、直ちに原子炉が自動停止しない場合でも、最小DNBRは初期値を下回ることなく、燃料の健全

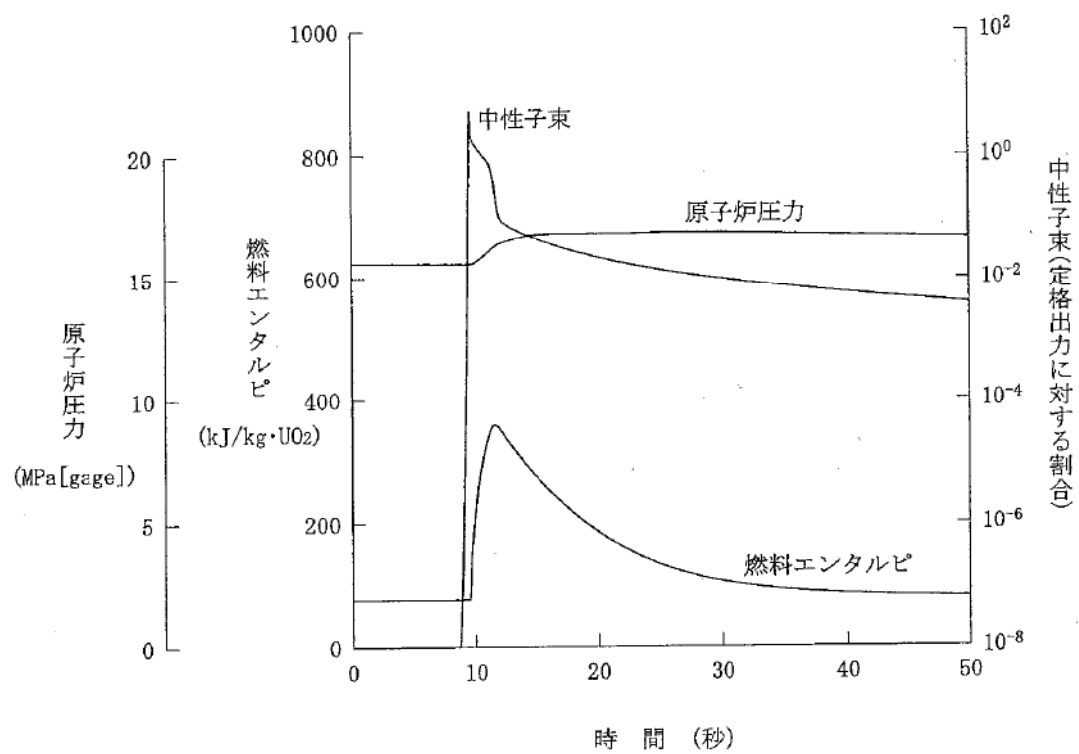
全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することではなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.5 参考文献

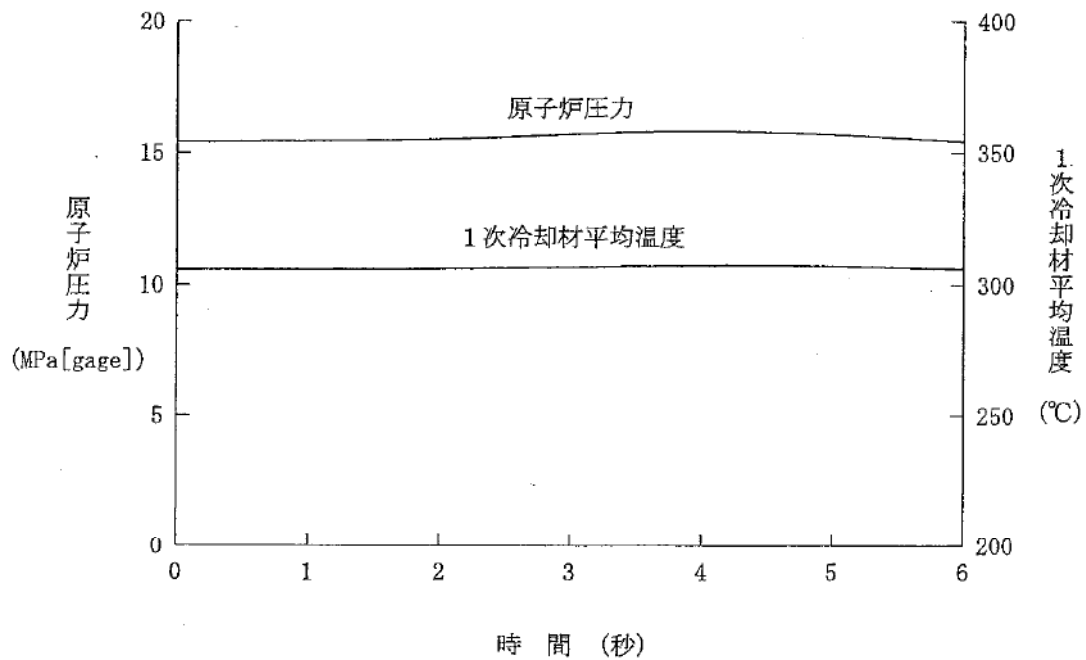
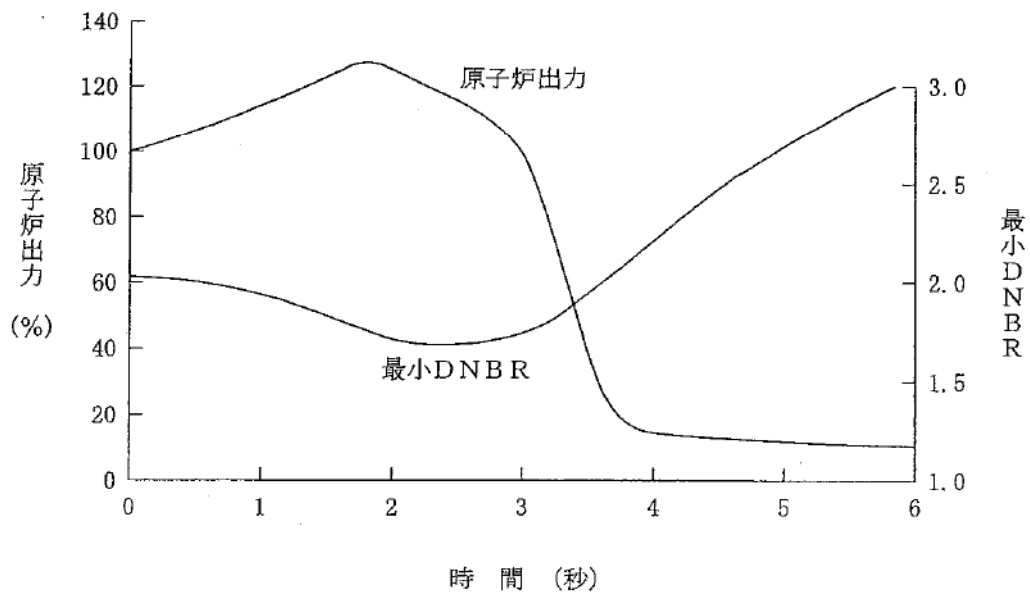
- (1) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」
MHI-NES-1010 改3
三菱重工業、平成16年



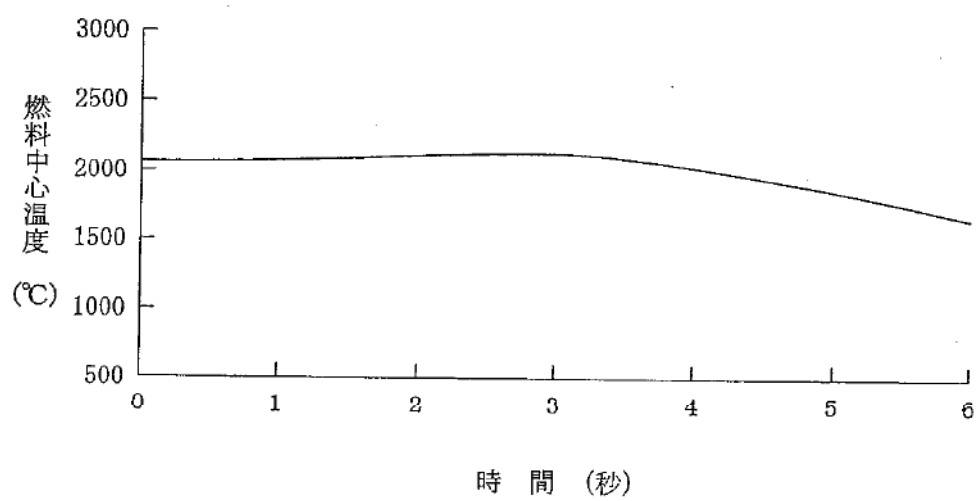
第 2.2.1.1 図 解析に使用したドップラ温度係数



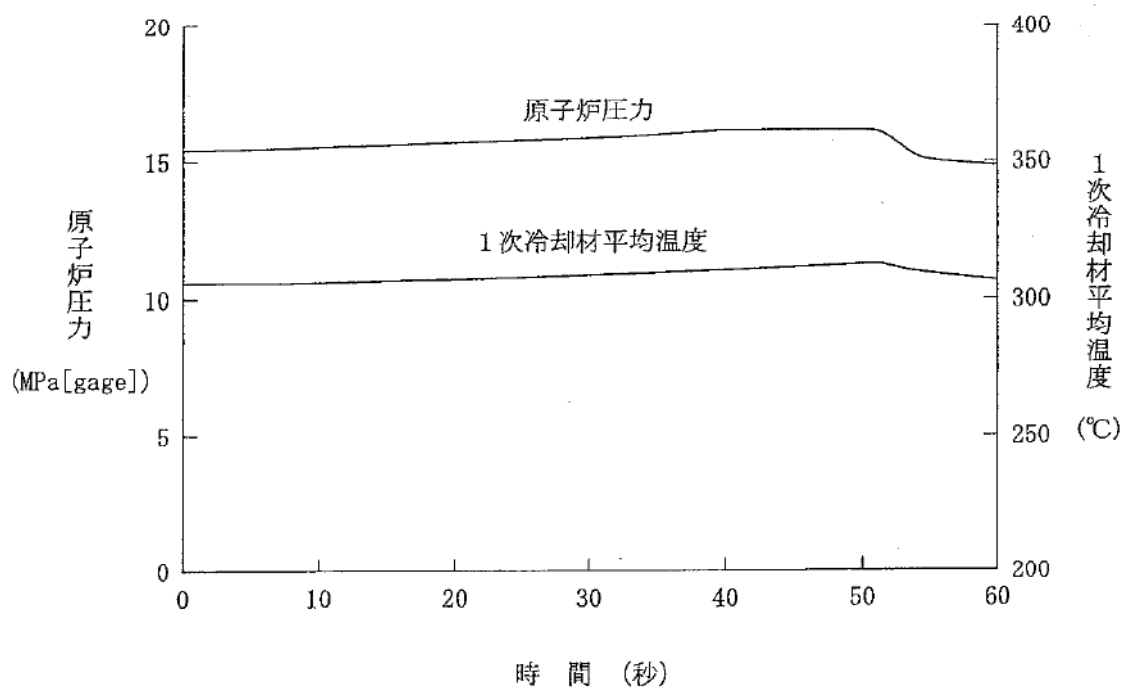
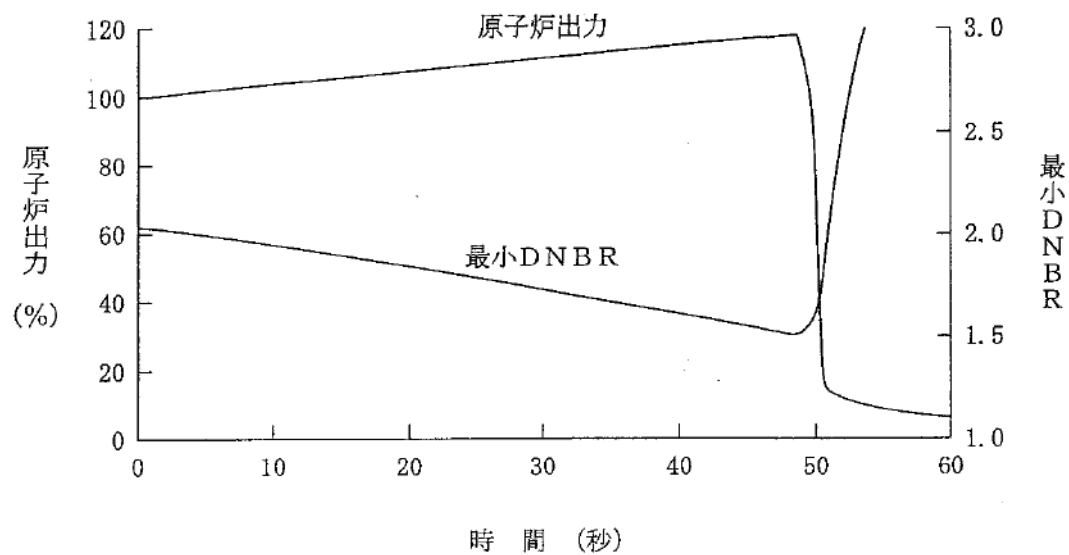
第 2.2.1.2 図 原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き



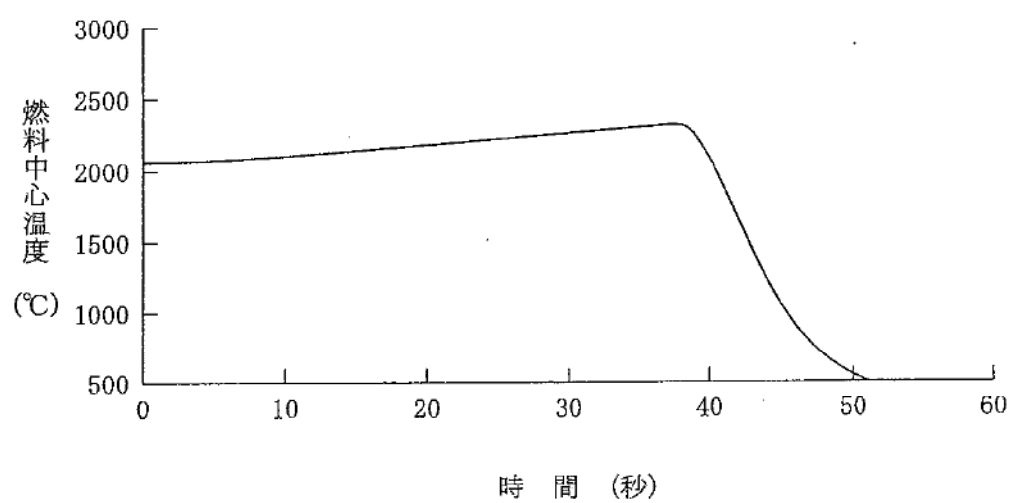
第 2.2.2.1 図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
—速い引き抜きの場合(1)



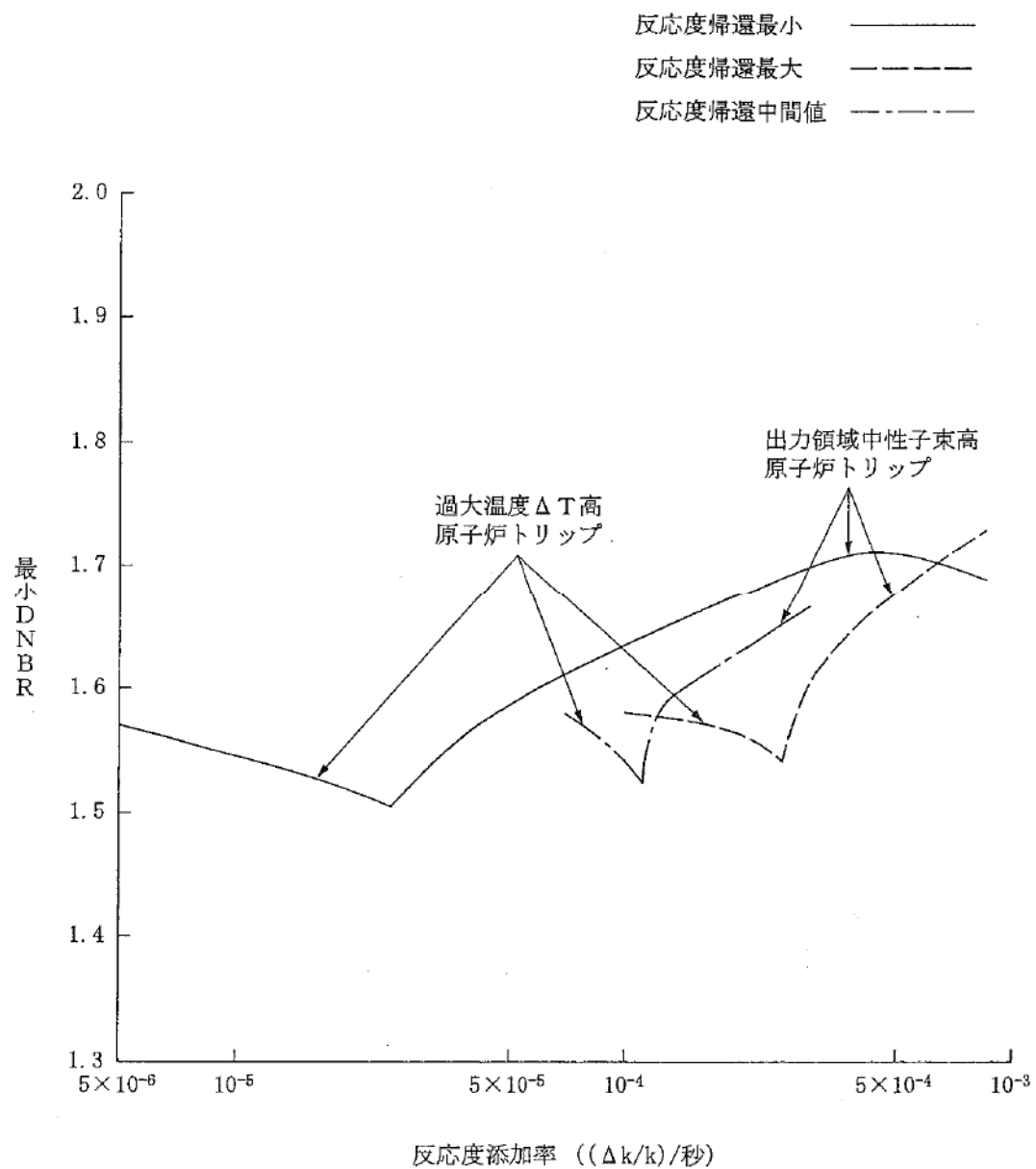
第 2.2.2.2 図・出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
—速い引き抜きの場合(2)



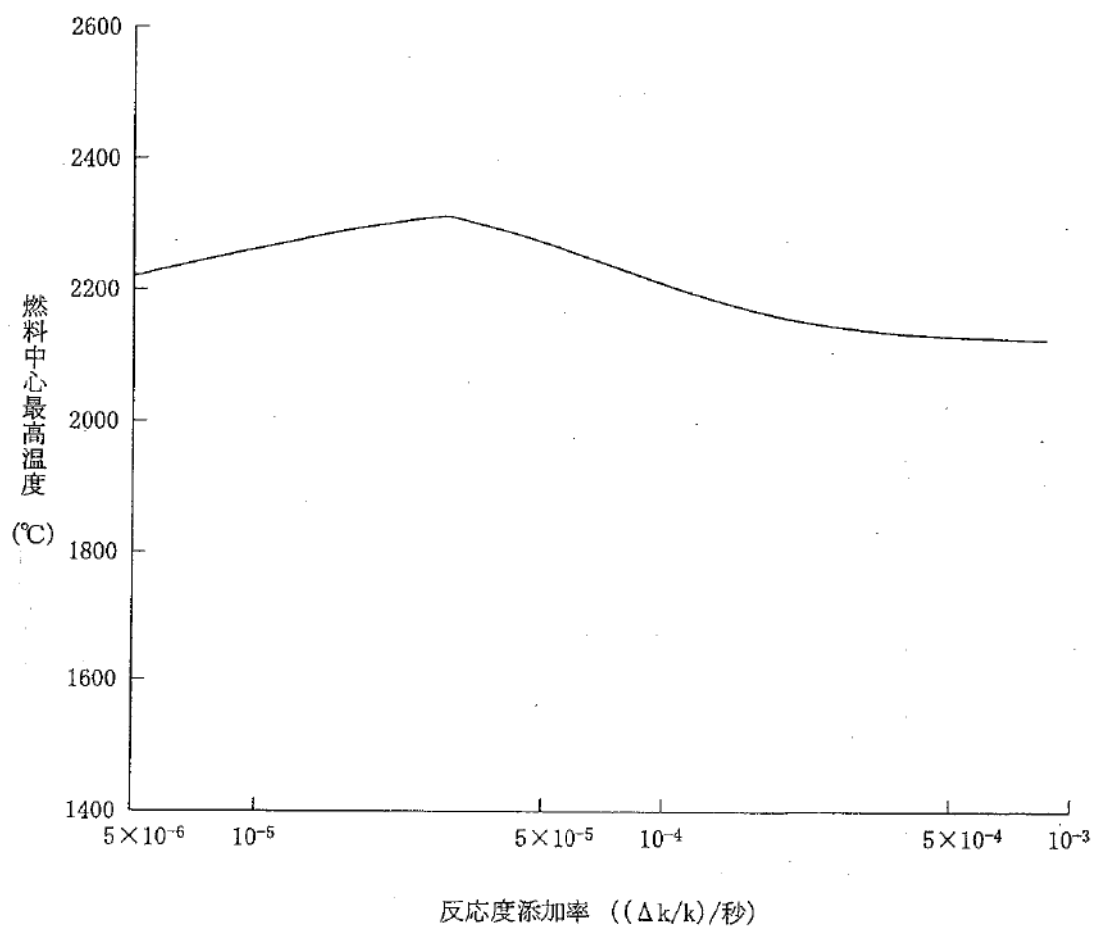
第2.2.2.3図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
—遅い引き抜きの場合(1)



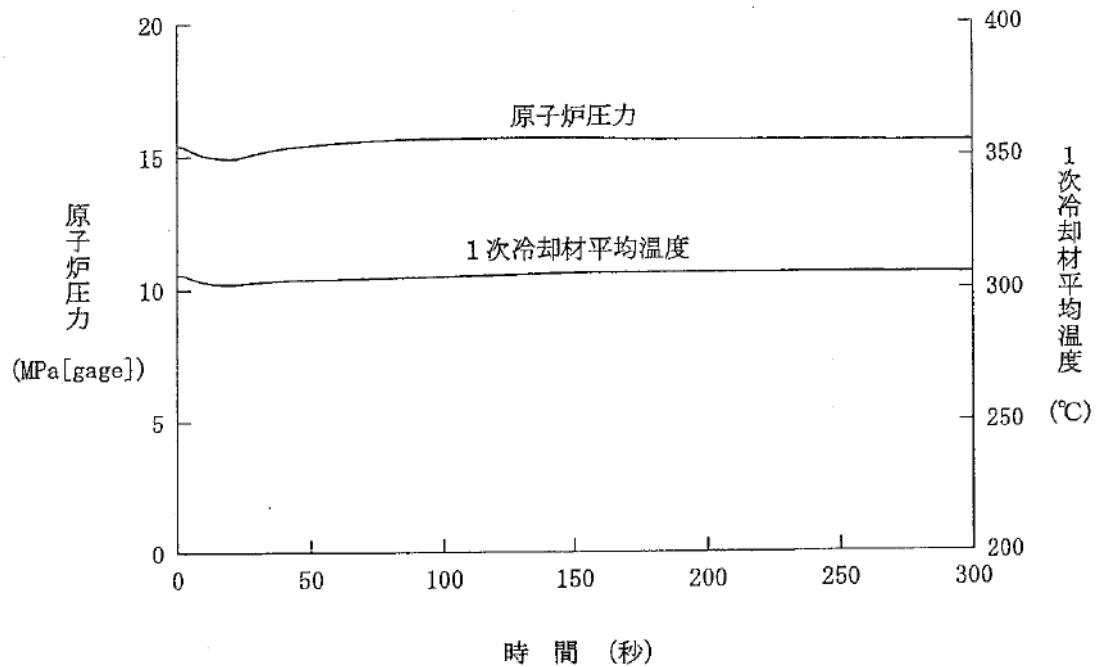
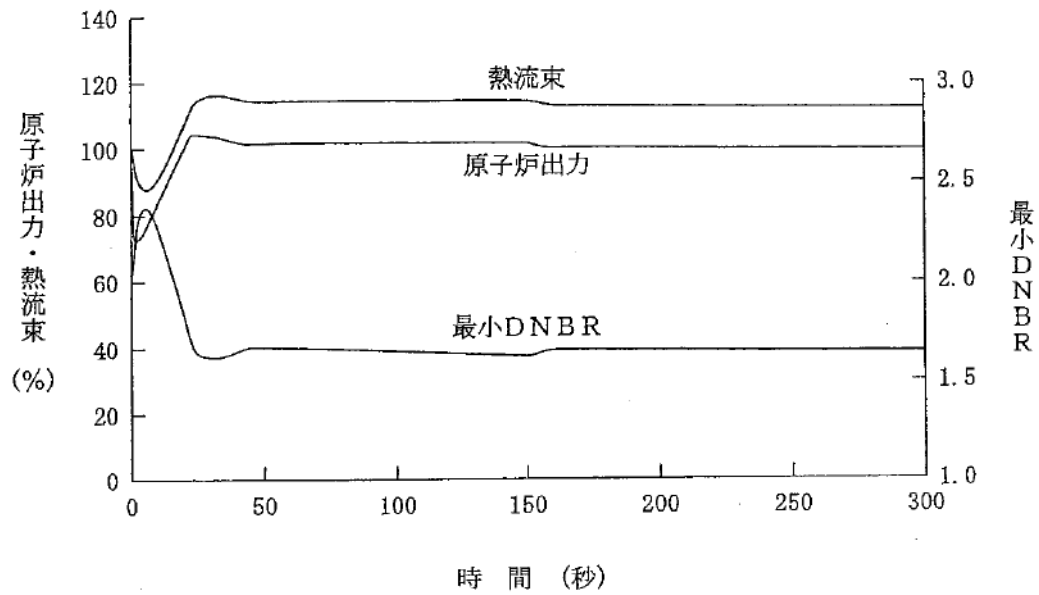
第2.2.2.4図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
一遅い引き抜きの場合(2)



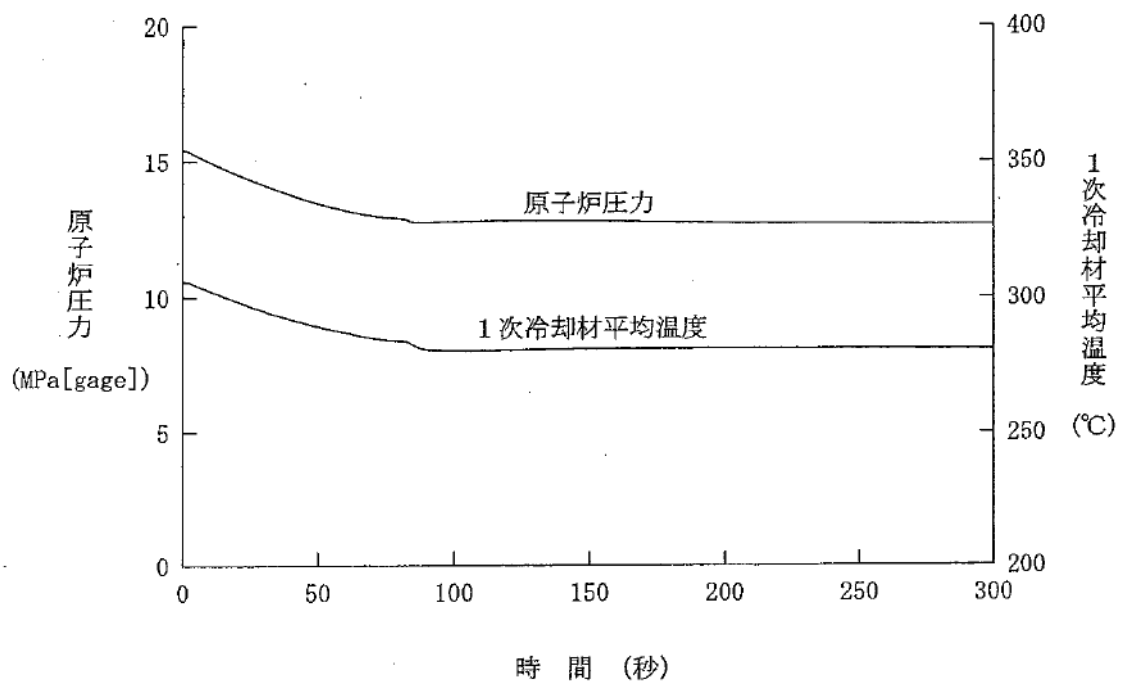
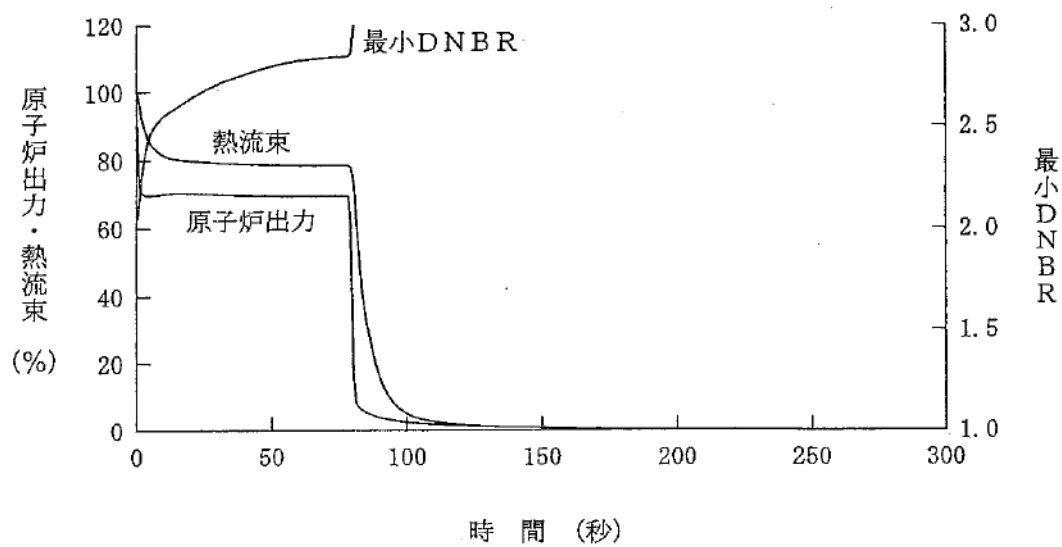
第2.2.2.5図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(1)



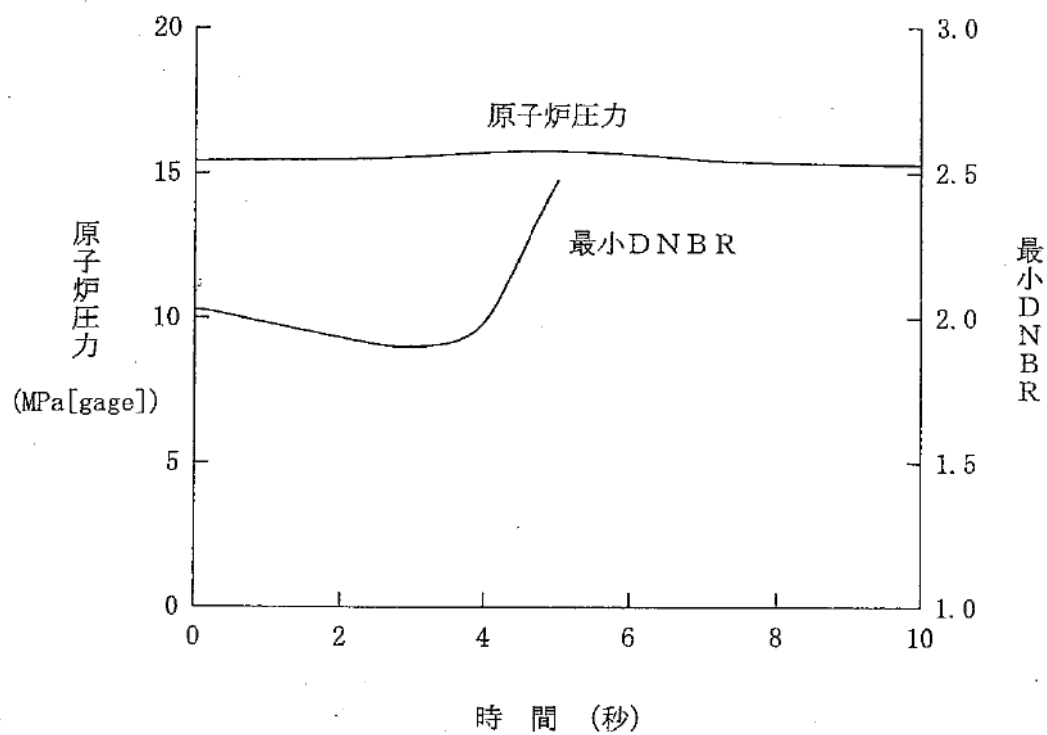
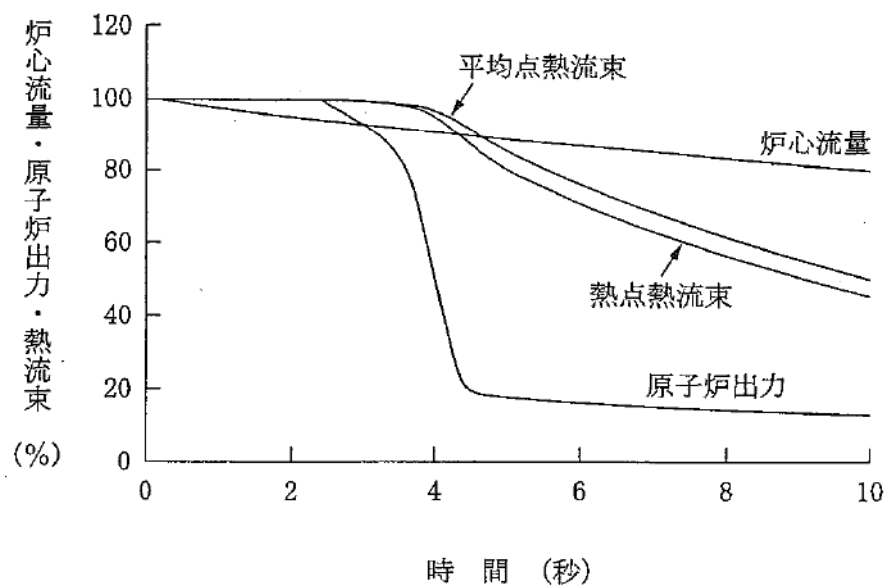
第2.2.2.6図 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き(2)



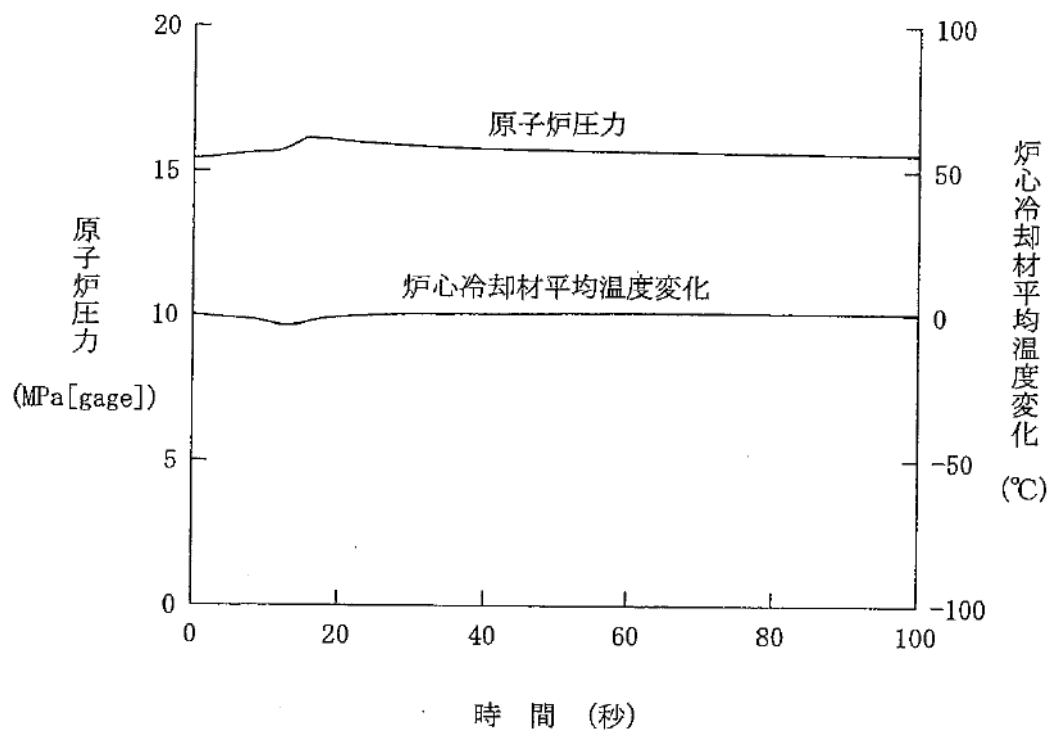
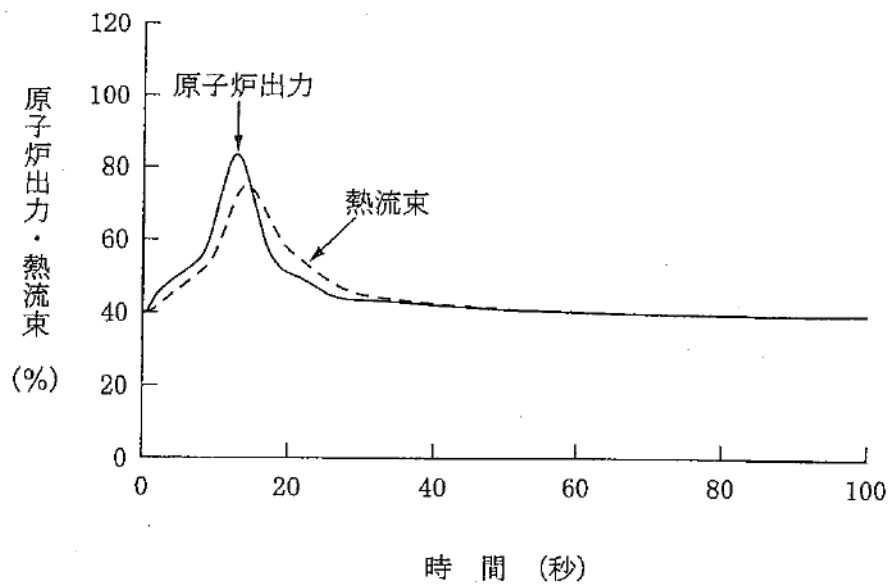
第2.2.3.1図 制御棒の落下—制御棒クラスタ自動制御運転



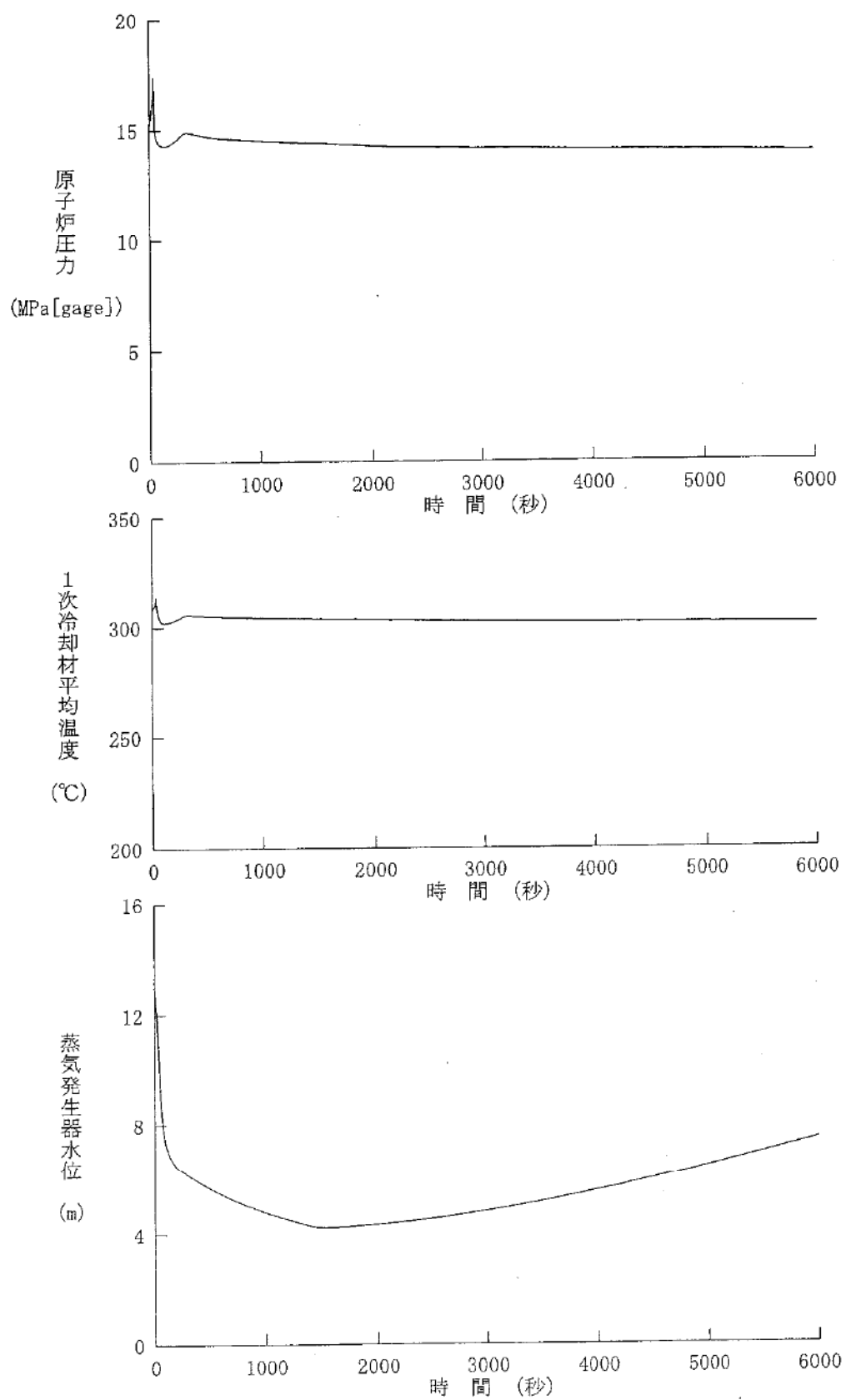
第2.2.3.2図 制御棒の落下—制御棒クラスタ手動制御運転



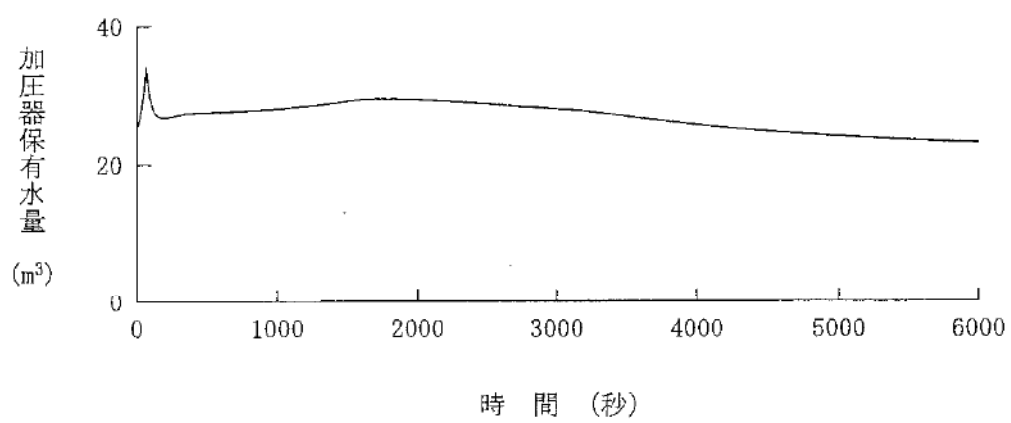
第2.3.1.1図 原子炉冷却材流量の部分喪失



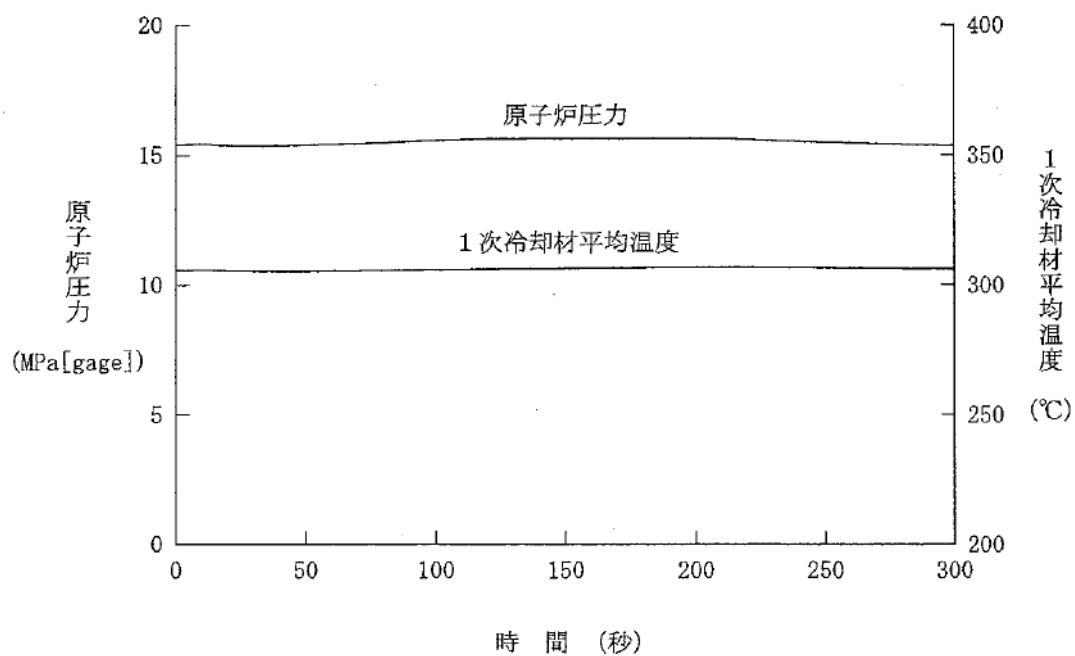
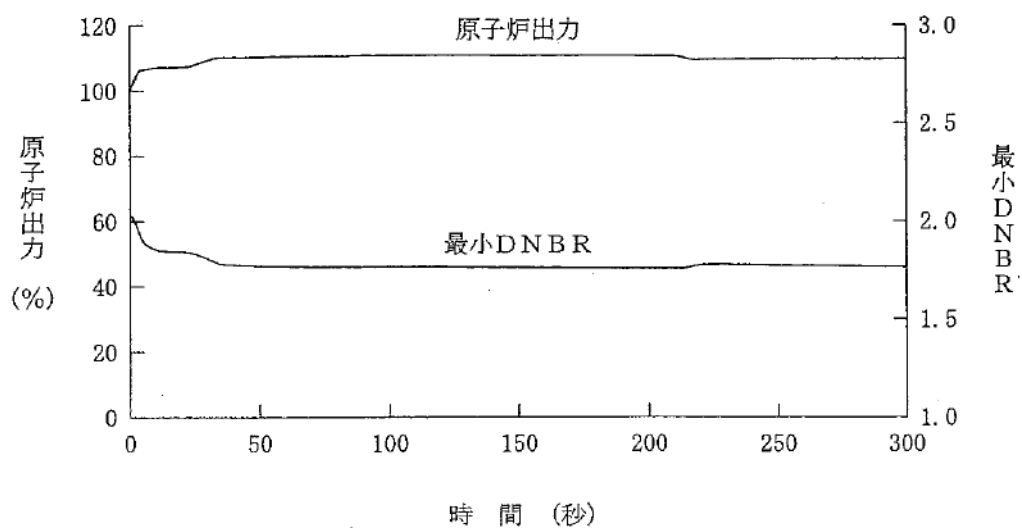
第2.3.2.1図 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動



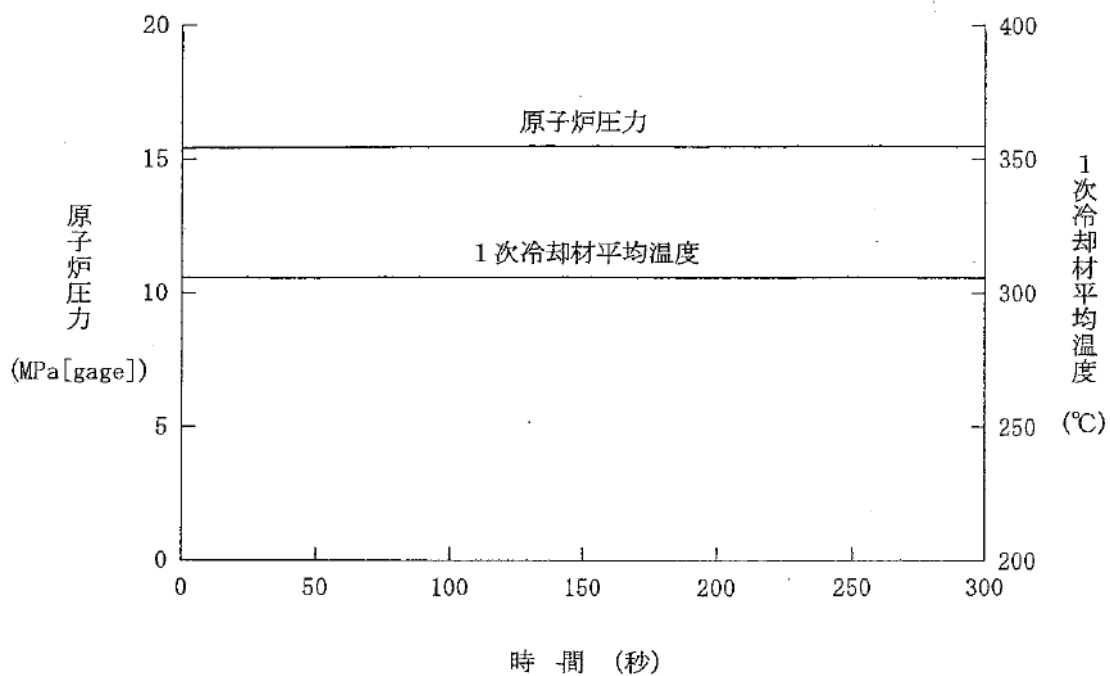
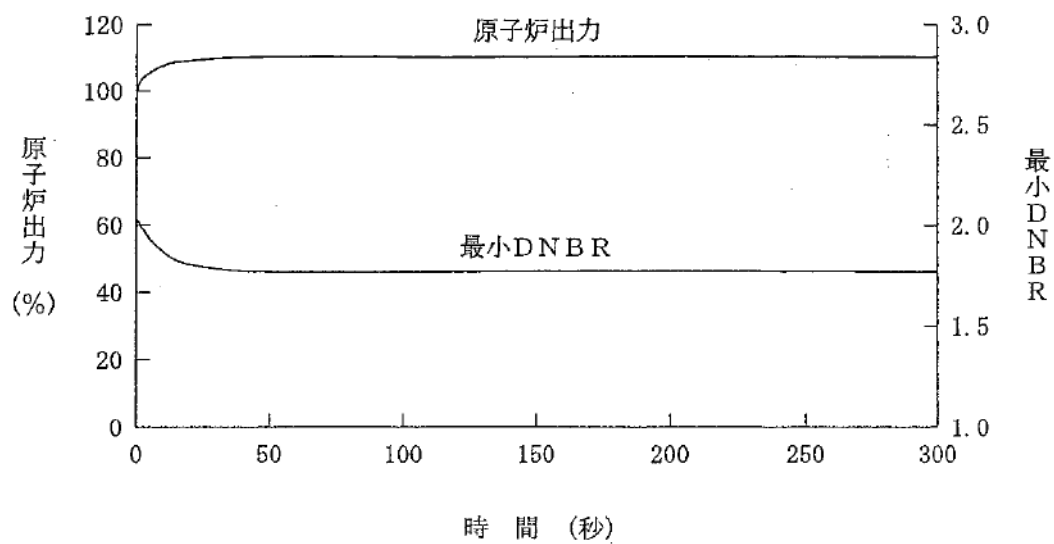
第 2.3.4.1 図 主給水流量喪失(1)



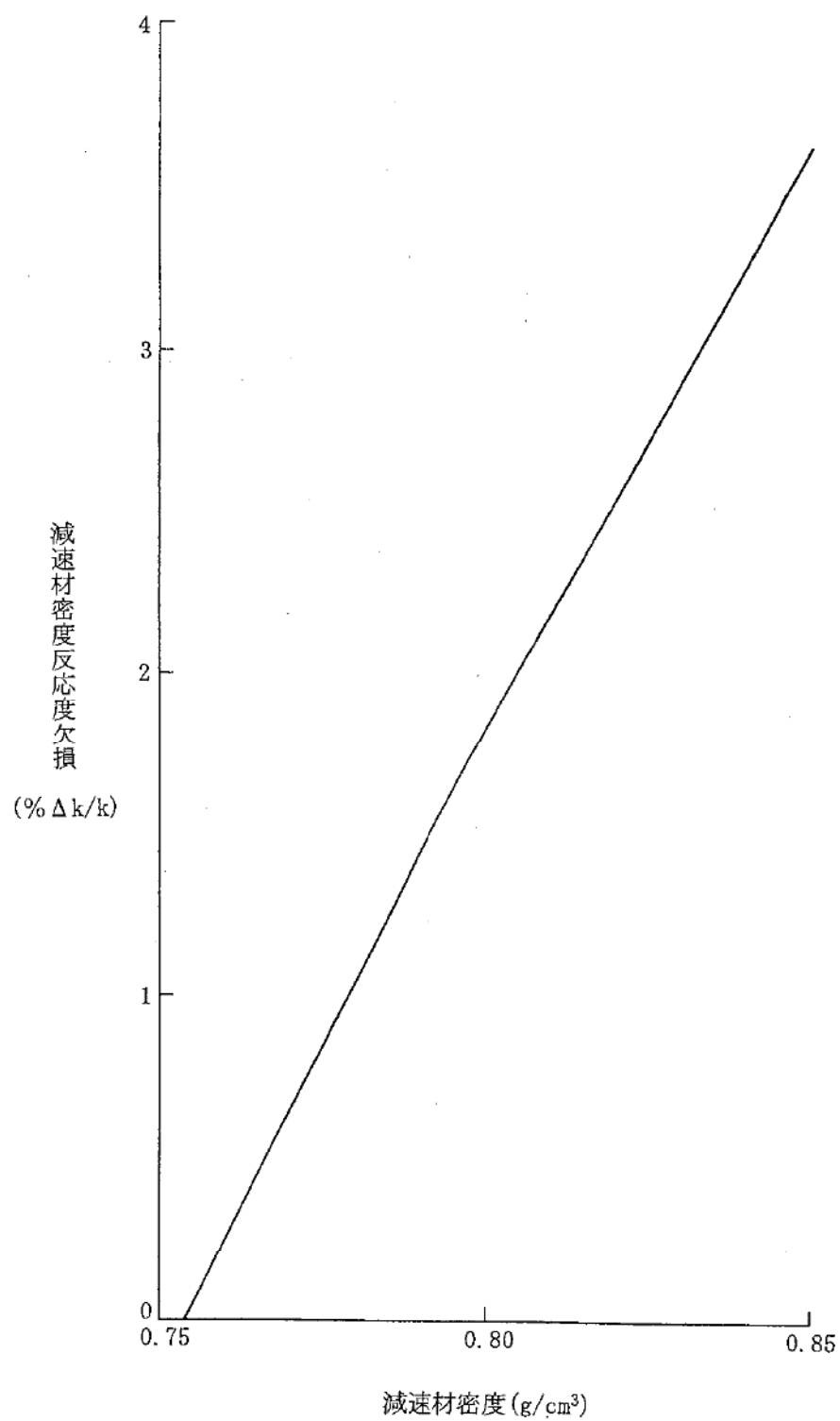
第 2.3.4.2 図 主給水流量喪失(2)



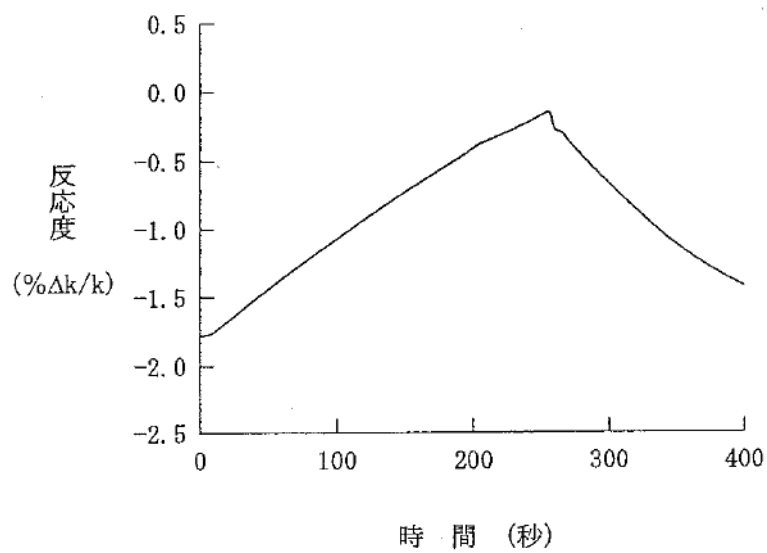
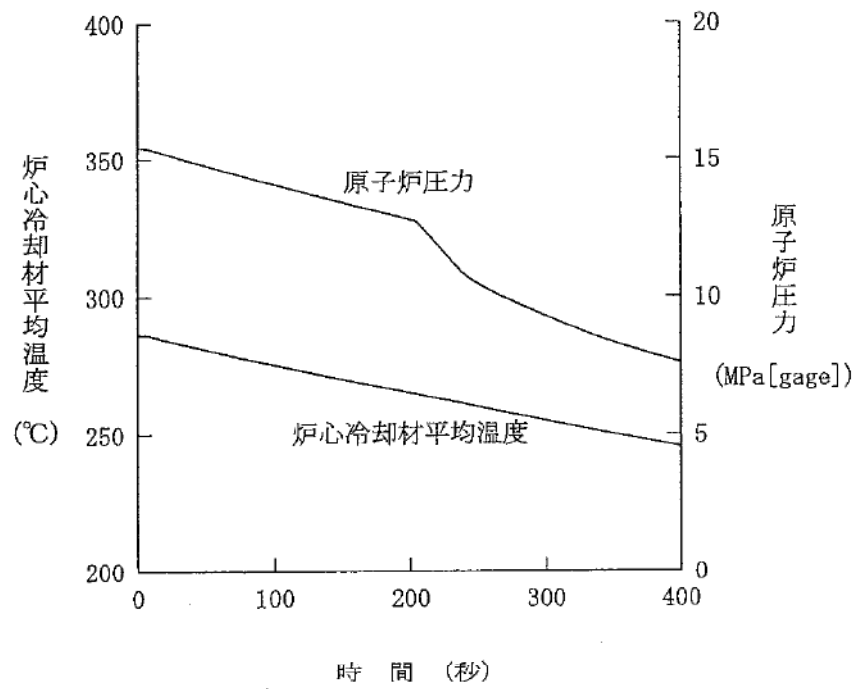
第 2.3.5.1 図 蒸気負荷の異常な増加ーケース C
(自動運転・サイクル初期)



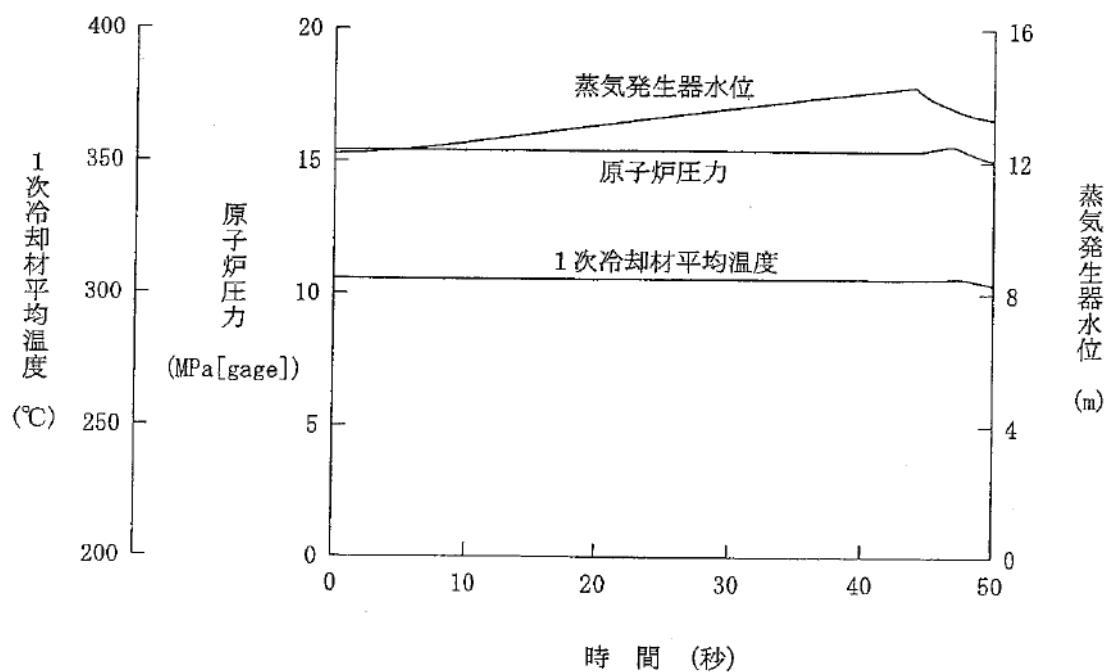
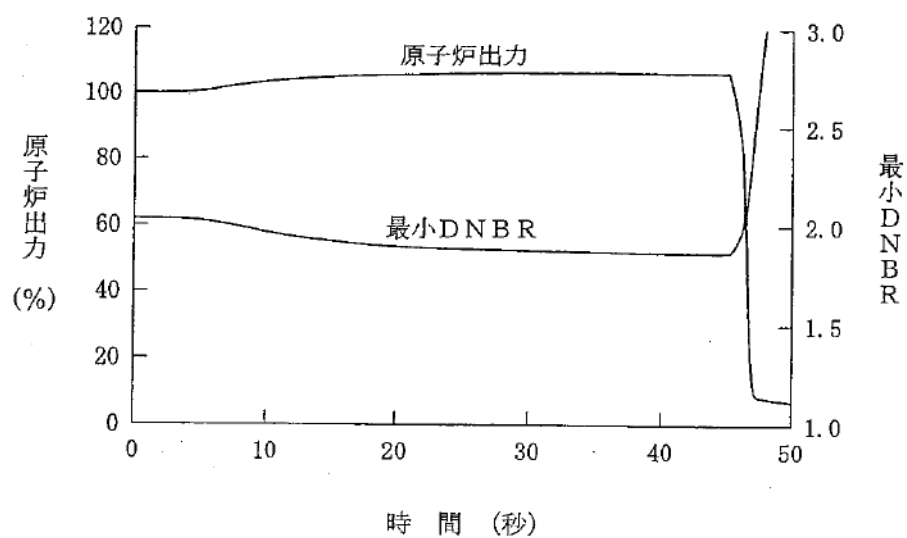
第 2.3.5.2 図 蒸気負荷の異常な増加－ケース D
(自動運転・サイクル末期)



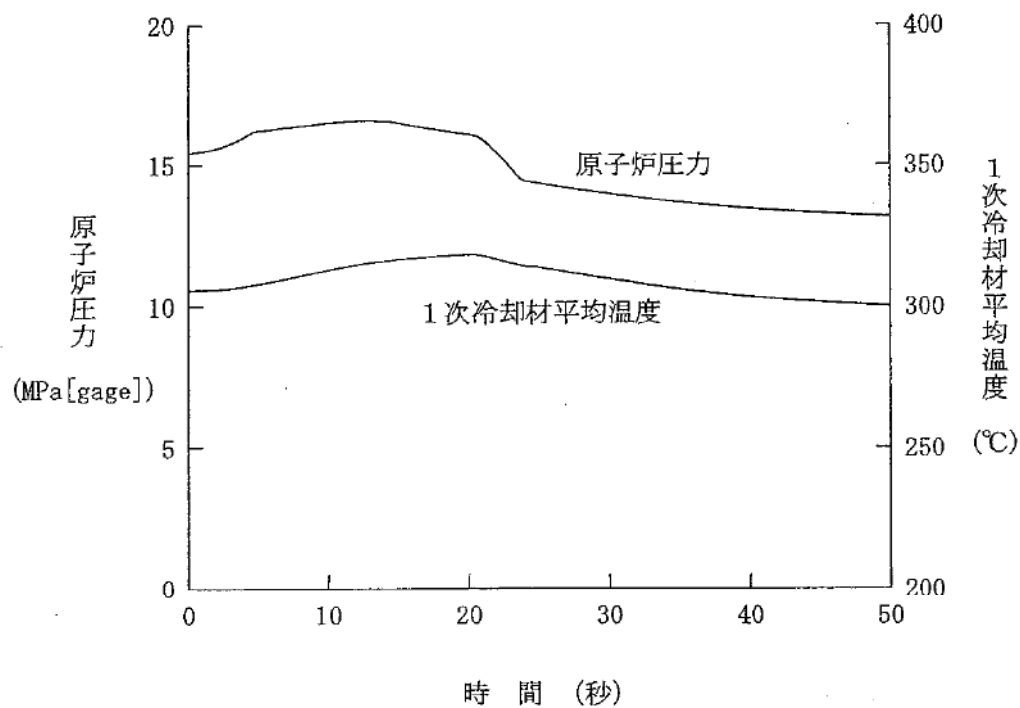
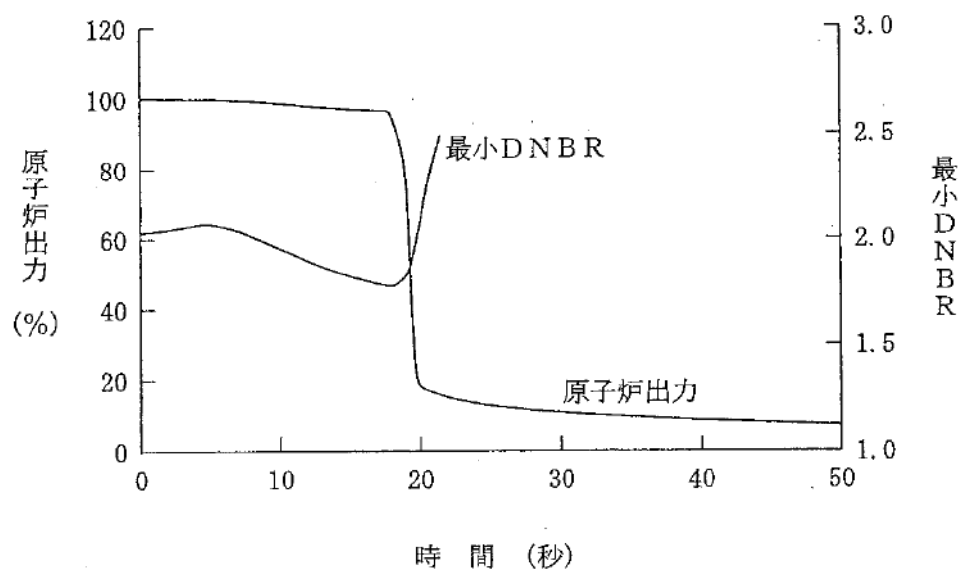
第 2.3.6.1 図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



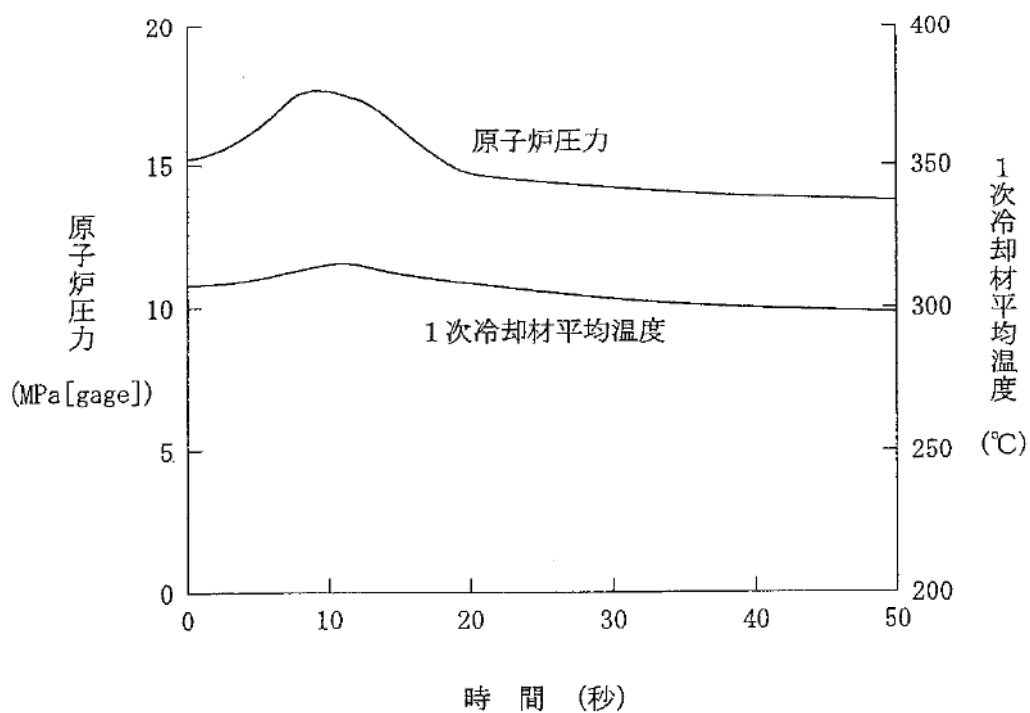
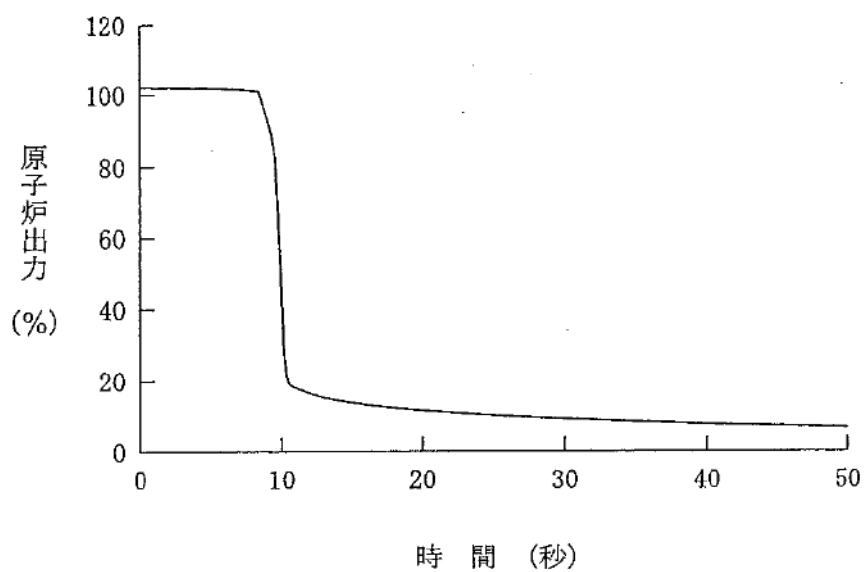
第 2.3.6.2 図 2 次冷却系の異常な減圧



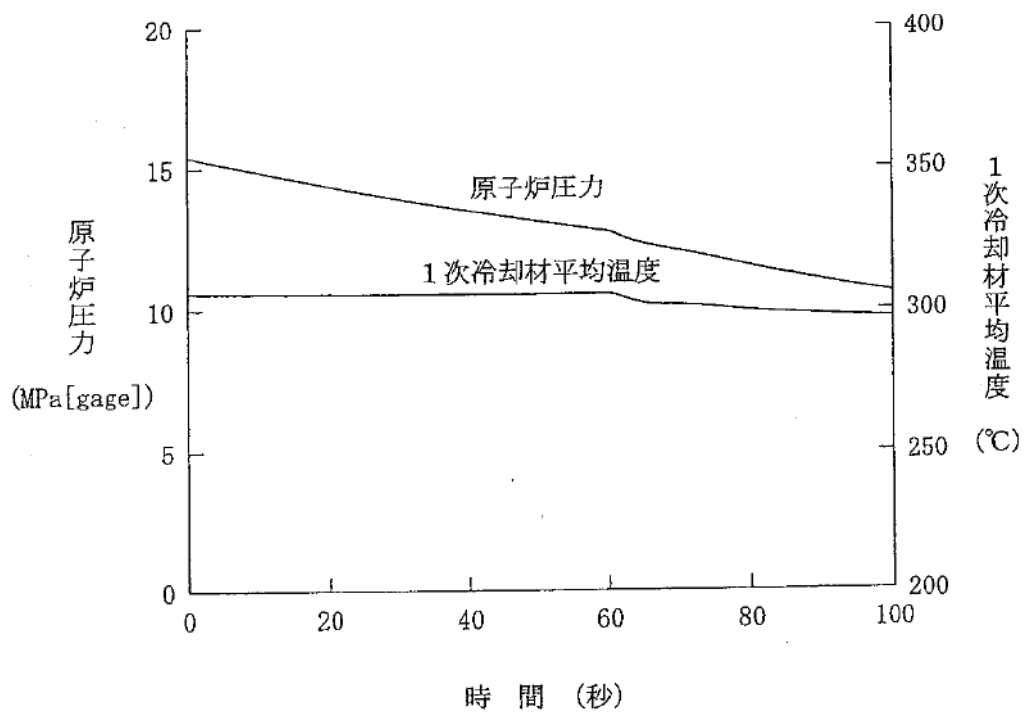
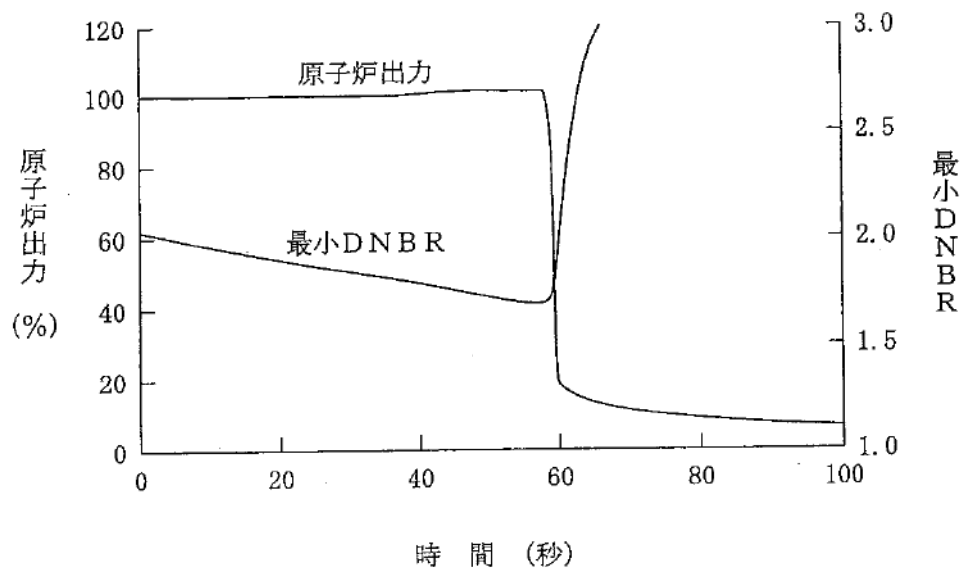
第 2.3.7.1 図 蒸気発生器への過剰給水



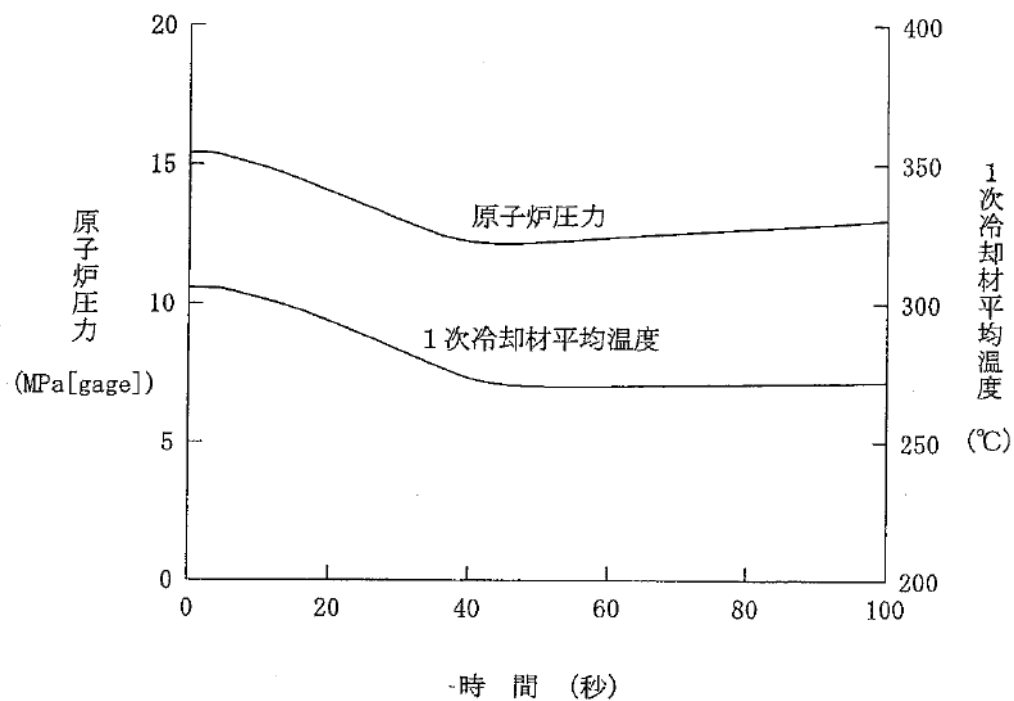
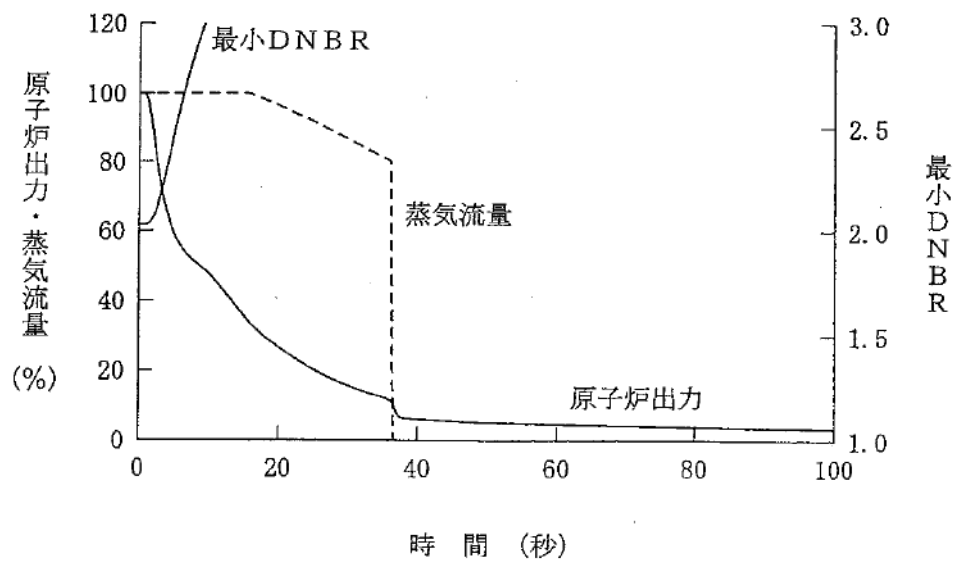
第 2.4.1.1 図 負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動



第 2.4.1.2 図 負荷の喪失—加圧器圧力制御系不作動



第 2.4.2.1 図 原子炉冷却材系の異常な減圧



第 2.4.3.1 図 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

3. 設計基準事故の解析

3.1 序

本原子炉施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因、事故防止対策及び拡大防止対策を説明し、事故経過の解析及び結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

3.2 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

3.2.1 原子炉冷却材喪失

3.2.1.1 事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1) 事故の原因及び説明

この事故は、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管又はこれに付随する機器等の破損等により、1次冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

1次冷却材の流出量の少ない場合には、充てん／高圧注入ポンプによる1次冷却材の補給で、加圧器水位を維持しながら、通常原子炉停止操作をとることができる。1次冷却材の流出量が充てん／高圧注入ポンプの補給量を上回る場合には、原子炉保護設備により原子炉は自動停止し、非常用炉心冷却設備の作動により、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。また、原子炉格納容器スプレイ設備の作動により原子炉格納容器内は減圧され、原子炉格納容器に損傷を与えることなく事故は終止できる。

(2) 防止対策

- a. 1次冷却系の材料選定、設計、製作、据付け及び供用期間中において、以下のような考慮を払い、配管破断の可能性を極めて小さくする。
 - (a) 材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行う。
 - (b) 加圧器安全弁、加圧器逃がし弁等過渡状態での過圧を防止する設備を設ける。また、熱応力等が過度となることのないよう設計上の配慮を行い、さらに、機械的な原因による過度の応力を制限する。
 - (c) 1次冷却系は、オーステナイトステンレス鋼、ニッケル・クロム・鉄合金等耐食性の強い材料を使用するが、さらに、1次冷却材中の溶存酸素量や塩素量を抑えて、腐食を防止するよう運転管理を行う。

b. 原子炉格納容器内に設ける漏えい監視設備によって、早期に漏れを検知し、適切な処置を講じる。

また、加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、逃がし弁出口温度等により検知し、元弁を閉止することにより対処できる。

(3) 拡大防止対策

a. 炉心の冷却可能な形状が維持し得ないほどの燃料被覆管の破損を防止し、原子炉格納容器の健全性確保の見地からジルコニウム－水反応を十分低く抑え、崩壊熱の除去を長期間にわたって行うため、非常用炉心冷却設備を設ける。

(a) 破断面積が大きく、充てん／高圧注入ポンプのみで加圧器水位を維持できない程度に1次冷却材量が減少し、また、1次冷却系の圧力が低下して蓄圧タンクの保持圧力を下回ると、自動的に蓄圧タンク内のほう酸水を1次冷却系の原子炉入口側配管を経て原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。

(b) この間、1次冷却材量の減少及び圧力の低下による「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号、「原子炉圧力異常低」信号又は1次冷却材の流出に伴う原子炉格納容器内の圧力上昇による「原子炉格納容器圧力高」信号により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、この信号で充てん／高圧注入ポンプ（高圧注入系）及び余熱除去ポンプ（低圧注入系）が起動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。また、「原子炉圧力低」信号又は非常用炉心冷却設備作動信号により原子炉は自動停止する。

(c) さらに、長時間の余熱除去を行うため、前述の2系統が作動して燃料取替用水タンクの水がほぼ使用しつくされると、1次冷却系からの流出水等格納容器再循環サンプにたまった水を再び前述の2系統を通して原子炉に注入する再循環ラインを設ける。余熱除去ポンプを通る水は余熱除去冷却器により冷却する。

b. 1次冷却材管の亀裂や破断に伴って放出される1次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設

ける。

- c. 原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇を抑制するため、燃料取替用水タンクの水又は格納容器再循環サンプル水を原子炉格納容器内にスプレーする 2 系列の原子炉格納容器スプレー設備を設ける。この設備には、格納容器再循環サンプル水をスプレーする再循環期間のスプレー水の冷却のため、格納容器スプレー冷却器を設ける。
- d. 前述の工学的安全施設は、発電所外部からの給電が全くとだえるような不測の事態においても十分その機能を果たせるように、発電所内に設けるディーゼル発電機から受電し運転できるようにする。
- e. 工学的安全施設及びディーゼル発電機は、原子炉出力運転時及び原子炉停止時に、非常用炉心冷却設備作動等の信号を模擬し、工学的安全施設及びディーゼル発電機がその機能を果たせることを確認できる。
- f. 原子炉補機冷却水設備については、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障を仮定しても、前述の余熱除去冷却器及び格納容器スプレー冷却器に対する補機冷却の機能を果たすため、事故後 24 時間以内に現場で閉弁操作を実施し、トレン分離ができるように設計している。

3.2.1.2 事故経過の解析

(1) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－(1)(2)(3)

a. 解析方法

事故の経過は、数種の詳細なコードの組合せによって解析する。解析は大別して、ブローダウン解析、リフィル／再冠水解析及び燃料棒熱解析に分かれる。

(a) ブローダウン解析

これは、配管破断部からの 1 次冷却材の流出、1 次冷却系の圧力低下、蓄圧注入系による注入等、事故初期の 1 次冷却系全

体の熱水力学的な挙動を解析するものである。これに用いるブローダウン解析コードSATAN-Mは、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、クオリティ等を解析する。

(b) リフィル／再冠水解析

ブローダウン後の過渡変化は緩やかで、非常用炉心冷却設備からの注入により原子炉容器下部プレナム部に冷却材が蓄水し、やがて炉心底部まで水位が上昇する（以下「リフィル期間」という。）。これ以後は、炉心の下部から再冠水が始まり、炉心は水滴を巻き込んだ蒸気流により冷却される（以下「再冠水期間」という。）。ブローダウン後の期間は、前述のブローダウン解析コードとは別に、リフィル期間についてはリフィル／再冠水解析コードWREFLOOD、再冠水期間については再冠水解析コードBASH-Mで解析する。これらのコードによって、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達する水の速度（以下「炉心再冠水速度」という。）等を解析する。

また、1次冷却系への背圧は原子炉格納容器内圧解析コードCOCOにより解析し、WREFLOOD及びBASH-Mと結合した状態で計算を行う。

(c) 燃料棒熱解析

これは、事故時の燃料被覆管温度、ジルコニウム－水反応量等を解析するものである。これに用いる燃料棒熱解析コードLOCTA-Mは、前述のSATAN-M及びBASH-Mによって得られる炉心の流量、圧力、クオリティ、炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を解析する。

b. 解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

(a) 配管の破断は、非常用炉心冷却設備の性能発揮の点から最も