

資料1-12
2024年1月30日

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉

設置許可基準規則への適合性について
(重大事故等の拡大の防止等)

2024年1月

関西電力株式会社

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

<目次>

1. 概要
2. 蒸気発生器取替えに伴う重大事故等対策の有効性評価への影響について
 - 2.1 重要事故シーケンス選定への影響について
 - 2.2 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件の考え方について
 - 2.3 SGRを踏まえた重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件の設定について
 - 2.3.1 SGR後のSG設計情報について
 - 2.3.2 解析入力条件の検討について
 - 2.3.3 解析入力条件とSG関連データについて
 - 2.4 必要な資源の評価への影響

添付1 SG2次側水位と伝熱性能の関係について

別添1 補足説明

1. 概要

高浜発電所 3 号炉及び 4 号炉においては、蒸気発生器の取替えに伴い、「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。）等に従い、重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故（以下「重大事故等」という。）に対する対策の有効性を確認しており、本資料は、その有効性評価についてまとめたものである。

第三十七条 重大事故等の拡大の防止等

- 1 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷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。
- 4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷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

第1項について

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、想定した事故シーケンスグループに対して、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替えを実施しても、要件を満たす設計とする。

第4項について

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、想定した運転停止中事故シーケンスグループに対して、運転停止中における原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じる設計とする。

具体的には、蒸気発生器取替えを実施しても、要件を満たす設計とする。

2. 蒸気発生器取替えに伴う重大事故等対策の有効性評価への影響について

2.1 重要事故シーケンス等の選定への影響について

(1) 炉心損傷防止対策の有効性評価

原子炉設置変更許可申請に係る炉心損傷防止対策の有効性評価における事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスは、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基づき選定している。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下の通りであり、SGR 前後で本発電用原子炉施設が有する設計基準対象施設の変更はなく、事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定に係る本発電用原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価（PRA）及び炉心損傷防止に必要な措置に変更はないことから、SGR により重要事故シーケンス選定に影響を与えるものではなく、選定結果に変更はない。

【審査ガイドに記載の着眼点】

- a. 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設備が機能喪失し、炉心の著しい損傷に至る。
- b. 炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- c. 炉心損傷防止に必要な設備容量(流量又は逃がし弁容量等)が大きい。
- d. 事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

それぞれの着眼点に対する SGR 影響は以下の通りである。

- a. SGR 前後で本発電用原子炉施設が有する設計基準対象施設は変わらないため、共通要因故障及び系統間の機能の依存性に変更はない。
- b. SGR 前後で同じ炉心損傷防止対策を講じる事故シーケンスグループにおける重大事故等対処設備による対応操作及び設備

容量に対する考え方は変わらないため、炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い事故シーケンスに変更はない。

- c. SGR 前後で同じ炉心損傷防止対策を講じる事故シーケンスグループにおける重大事故等対処設備による対応操作及び設備容量に対する考え方は変わらないため、炉心損傷防止に必要な設備容量が大きい事故シーケンスに変更はない。
- d. SGR 前後で本発電用原子炉施設が有する設計基準対象施設は変わらないため、事故シーケンスの選定に用いる炉心損傷頻度の寄与割合に変更はなく、事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している事故シーケンスに変更はない。

(2) 格納容器破損防止対策の有効性評価

格納容器破損防止対策の有効性評価における格納容器破損モードごとの評価事故シーケンスは、それぞれの格納容器破損モードの発生の観点で事象進展が厳しくなるシーケンスを選定しており、SGRにより評価事故シーケンス選定に影響を与えるものではなく、選定結果に変更はない。なお、それぞれの格納容器破損モードごとの評価事故シーケンスは、具体的には以下の観点で選定している。

a. 格納容器過圧破損、熔融炉心・コンクリート相互作用

原子炉格納容器内への冷却材放出量が大きく、事象進展が早い
ため原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断LOCAが生じ、
原子炉格納容器内に水の持ち込みのないシーケンスが、原子炉
格納容器内の圧力上昇およびMCCIを抑制しない観点で厳
しい。

b. 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用

事象進展が早く原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断LO
CAが生じ、原子炉格納容器内の冷却がないシーケンスが、溶
融炉心がより高温となり、冷却水から蒸気が急激に生成する観
点で厳しい。

c. 格納容器過温破損、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱補助給水による冷却がない過渡事象が生じ、1次冷却系の圧力が高く維持され原子炉容器破損時に高圧で溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する、原子炉格納容器内に水の持ち込みがないシーケンスが、原子炉格納容器内の温度上昇および1次冷却系の減圧の観点で厳しい。

d. 水素燃焼

事象進展が早く水素放出速度が大きい大破断LOCAが生じ、原子炉格納容器が除熱されるシーケンスが、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点で厳しい。

(3) 運転停止中炉心損傷防止対策の有効性評価

運転停止中炉心損傷防止対策の有効性評価における事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスは、「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」に基づき選定している。重要事故シーケンス選定の着眼点は以下の通りであり、SGR前後で本発電用原子炉施設が有する設計基準対象施設の変更はなく、事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンスの選定に係る本発電用原子炉施設を対象とした運転停止時における確率論的リスク評価(PRA)及び運転停止中の炉心損傷防止に必要な措置に変更はないことから、SGRにより重要事故シーケンス選定に影響を与えるものではなく、選定結果に変更はない。

【審査ガイド（運転停止中）に記載の着眼点】

- a. 燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い。
- b. 燃料損傷回避に必要な設備容量（流量等）が大きい。
- c. 運転停止中事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している。

それぞれの着眼点に対するSGR影響は以下の通りである。

- a. SGR 前後で同じ燃料損傷防止対策を講じる事故シーケンスグループにおける重大事故等対処設備による対応操作及び設備容量に対する考え方は変わらないため、運転停止中の燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間が短い事故シーケンスに変更はない。
- b. SGR 前後で同じ燃料損傷防止対策を講じる事故シーケンスグループにおける重大事故等対処設備による対応操作及び設備容量に対する考え方は変わらないため、運転停止中の燃料損傷防止に必要な設備容量が大きい事故シーケンスに変更はない。
- c. SGR 前後で本発電用原子炉施設が有する設計基準対象施設は変わらないため、事故シーケンスの選定に用いる炉心損傷頻度の寄与割合に変更はなく、事故シーケンスグループ内のシーケンスの特徴を代表している事故シーケンスに変更はない。

(4) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価

使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価は、「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の解釈」及び「実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」における、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故を対象としており、当該評価において SG を解析入力条件としていない。

2.2 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件の考え方について

有効性評価における解析入力条件の考え方については、許可本文に以下の記載がある。

「有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。」

これは、解析入力条件の設定に当たっては、プラント固有の設計仕様等を踏まえて設定した値^{*1}（以下、「設計値」という）と、17×17型3ループプラントの標準的な設計仕様に基づく値（以下、「標準値」という）を踏まえて、評価項目に対して、評価結果の余裕が小さくなるように設定することを原則とすると記載している。

また、評価項目に対し、評価結果が数値上同等である場合や解析への影響が軽微と判断できる場合等、有意な影響を及ぼさない場合については、標準値を採用するケースもあると記載している。

上記の考え方に基づき、既許可において、蒸気発生器に関する解析入力条件は「反応度の誤投入^{*2}」を除き、他の事故シーケンスグループは全て標準値を採用しており、共通評価条件には、以下の記載がある。

- ・蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。
- ・蒸気発生器2次側保有水量は1基当たり48t（標準値）を用いる。
- ・主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

「加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。」

※1 設備の設計仕様等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性評価を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるよう設定した値。

※2 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故の事故シーケンスグループである反応度の誤投入については、「1次系の有効体積は、208m³とする。」と記載。なお、共通評価条件には、「初期条件（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）」と記載。

2.3 SGR を踏まえた重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件の設定について

SGR 後における高浜 3 号炉及び 4 号炉の有効性評価の解析入力条件について、既許可と同じく標準値を採用することの妥当性を確認する。

解析入力条件の設定に当たっては、「2.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件の考え方について」の考え方を踏まえ、以下のように設定している。

2.3.1 SGR 後の SG 設計情報について

高浜 3 号炉及び 4 号炉の SGR 後の設計情報、重大事故等の対策に係る事故時運転操作や現場機器操作等の対応（計画段階含む）に関する情報等を収集・整理する。

2.3.2 解析入力条件の検討について

「2.3.1 SGR 後の SG 設計情報について」にて整理した SG 設計値を踏まえて個別事故シーケンス毎の解析入力条件を整備する。

解析の入力条件となるパラメータについては、メーカーが所有する 17×17 型 3 ループの標準的なプラント設計情報に基づく解析入力値のセットをベースとして活用しつつ、高浜 3 号炉及び 4 号炉の設計情報を基に修正すべきパラメータを決定（設計値を使用）する。

各パラメータの解析入力条件の設定においては、下記の考え方に基
づいている。

- ① 標準値と高浜 3 号炉及び 4 号炉の設計値が同等の場合や影響
が軽微、または保守的な場合には標準値を適用
- ② 標準値と高浜 3 号炉及び 4 号炉の設計値が異なる場合には、
解析入力条件の違いが解析結果に有意な影響を及ぼしうる場
合（事象）については、高浜 3 号炉及び 4 号炉の設計値を使用
これらの検討を踏まえて、高浜 3 号炉及び 4 号炉として、シーケ
ンス毎に個別の解析入力条件を確定する。

標準値と SGR 後の SG 設計値の比較結果を第 2.1 表に示す。

第 2.1 表 標準値と設計値の比較結果

項目	標準値	設計値（SGR 後）
1)伝熱管本数	3044 本／基	3047 本／基
2)伝熱管外径	22.2 mm	22.2 mm
3)伝熱管厚さ	1.3 mm	1.3 mm
4)伝熱面積	$4.38 \times 10^3 \text{m}^2$	$4.55 \times 10^3 \text{m}^2$
5)伝熱管材質	TT690	TT690
6)伝熱管長さ	<input type="text"/> m	<input type="text"/> m
7)伝熱管配列（ピ ッチ）	32.5 mm	32.5 mm
8)伝熱管流路面積	<input type="text"/> m ²	<input type="text"/> m ²
9)主給水流量（初期）	<input type="text"/> kg/h	<input type="text"/> kg/h
10)主蒸気流量（初期）	<input type="text"/> kg/h	<input type="text"/> kg/h
11)2 次側圧力	<input type="text"/> MPa[gage]	<input type="text"/> MPa[gage]
12)蒸気発生器 2 次側 水位	44%（狭域水位スパン）	44%（狭域水位スパン）
13)蒸気発生器 2 次側 保有水量	48t（1 基当たり）	51t（1 基当たり）
14)循環比	4	4

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

SGR 後においては、伝熱管本数や伝熱管長さ等について、標準値と異なるため、既許可の有効性評価における解析入力条件への影響について検討する。

解析における SG の入力条件は複数存在するが、ある解析入力条件を変更すると、別の解析入力条件が影響をうけるケースもあるため、個別で解析結果への影響を評価することは困難であること、設置許可基準規則第 13 条適合性と同様の検討（※）を行うことで、解析結果への影響確認することができることが判明している。

（※ 公開文献において①伝熱性能、②1次側圧損、③1次冷却材保有水量、④SG2次側保有水量及び⑤主給水管の最小流路断面積の5項目を検討することで妥当となっている。）

そのため、解析入力条件と5項目（以下、「SG 関連データ」という）の関係を整理し、解析結果への影響を評価する。SG 関連データのうち、⑤主給水管の最小流路断面積については、有効性評価において主給水管破断事象を選定していないことから、解析入力条件に該当せず、対象外とする。

2.3.3 解析入力条件と SG 関連データについて

SG は、1次系と2次系の間で熱交換する機器であり、以下の機能を有しており、それぞれの機能を達成するために、SG は伝熱管、水室等の複数の部品で構成されている。

- ① 1次系の流路を構成する機能
- ② SG2次側の流路を構成する機能
- ③ 1次系から2次系に熱を伝達する機能

SG 関連データは上記の機能を表す設計指標となり、その関係を第 2.2 表に示す。

第 2.2 表 SG の有する機能と関連する SG 関連データ

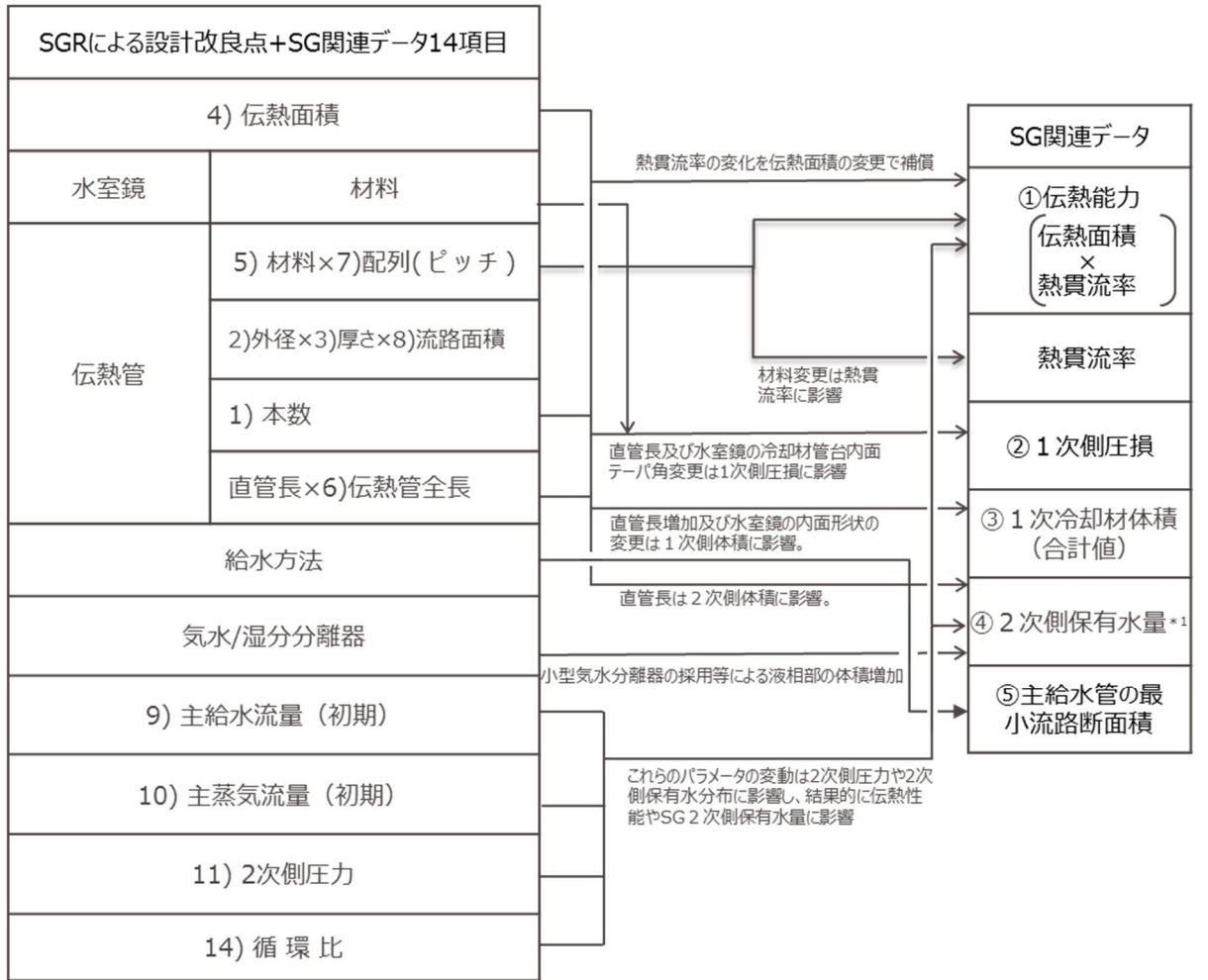
SG の機能	SG 関連データ
1 次系の流路を構成する機能	1 次側圧損 1 次冷却材保有水量
SG 2 次側の流路を構成する機能	2 次側保有水量
1 次系から 2 次系に熱を伝達する機能	伝熱性能

次に、SG 関連データと解析入力条件の関係について整理する。SG の各機能を達成するために SG を構成する部位は、SG 関連データに影響を与える因子となることから、解析の入力条件に該当する。

SG を構成する部位のうち、伝熱管は全ての機能に関連する部位であることから、主要部位であり、解析入力条件にその形状（諸元）を示す。

また、SG 器内の流体は、2 次冷却材を蒸散させることで、1 次系の熱を除去しており、蒸発した水を補給することで、1, 2 次系のヒートバランス、2 次側のマスバランスを維持している。すなわち、SG 器内の流体の状態量は、伝熱性能及び 2 次側保有水量に影響を与えることとなることから、SG 器内の状態量を表す項目についても、解析における主要な入力条件に該当する。

上記の通り、SG の有する機能を基に、主たる解析の入力条件と SG 関連データは関連付けることが可能であり、それらの関係を第 2.1 図に示す。この関係により、13 条の適合性確認と同様に、SGR による SG の設計変更の有効性評価への影響確認については、SG 関連データへの影響を検討することで可能である。



*1: 14項目のうち、「12) SG 2次側水位(狭域水位スパン)」、「13) SG 2次側保有水量」と同義

第 2.1 図 SG 設備仕様と SG 関連データの関係

本申請の SGR による有効性評価の SG 関連データへの影響を第 2.3 表に示す。

第 2.3 表 SGR による有効性評価の SG 関連データへの影響

SG 関連データ	既許可 標準値 (52F 型)	取替後 設計値 (54FII 型)
伝熱性能 (Wt/°C) 注 1 注 2	□	□
SG 1 次側圧力損失 (MPa) 注 1 注 3	□	□
1 次冷却材保有水量 (m ³) 注 1	264	264
SG 2 次側保有水量 (ton)	48	51

注 1：SG 施栓率 10%の値を記載している。

注 2：51F 型と 52F 型及び 54FII 型では伝熱管材料が異なるものの、伝熱性能が変わらない設計としている。

注 3：51F 型、52F 型及び 54FII 型の SG 1 次側圧力損失に影響を及ぼす設計の違いとして、管台内面のテーパ角、伝熱管本数及び直管長があるものの、いずれも 1 次側圧力損失への影響は小さく、SG 1 次側圧力損失は約 0.24MPa で同等である。

SGR 後の SG 関連データでは、SG2 次側保有水量を除く、他の SG 関連データは標準値と同等の値となっており、これらは有効性評価へ影響を与えない。

SG 2 次側保有水量が有効性評価に与える影響について検討した結果を第 2.4 表に示す。SG2 次側保有水量は標準値の方が保守側または影響が小さいことから、標準値を採用することとする。

検討の結果、SGR に伴い解析入力条件を変更する必要はないため、有効性評価の解析入力条件への影響はない。

第 2.5 表に解析入力条件となる SG 一般データの検討結果を示す。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

第 2.4 表 SG2 次側保有水量の及ぼす影響について (1/2)

事象	影響
2 次冷却系からの除熱機能喪失	2 次側保有水量の増加は 2 次側除熱能力の向上につながるが、1 次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなることから、フィードバック時に於ける加圧器逃がし弁からの放出量が減少し、炉心注水量が増加する。このため、1 次系保有水量の低下が抑制されることで、判断基準は大きくなる。
全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合)	2 次側保有水量の増加は 2 次側除熱能力の向上につながるが、1 次冷却材温度及び圧力の低下を早め、1 次系保有水量の低下が抑制されることで、判断基準は大きくなる。
全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生しない場合)	同上
原子炉格納容器の除熱機能喪失	2 次側保有水量の増加は 2 次側除熱能力の向上につながるが、1 次系の減温、減圧効果が大さくなり、原子炉格納容器内へ放出されるエネルギーが小さくなることで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。このため、判断基準に対する余裕は大さくなる。
原子炉停止機能喪失	2 次側保有水量の増加は 2 次系除熱の効果が長くなり、1 次冷却材圧力の上昇が抑制されることから、判断基準に対する余裕は大きくなる。
ECCS 注水機能喪失	2 次側保有水量の増加は 2 次側除熱能力の向上につながるが、1 次冷却材温度及び圧力の低下を早め、1 次系からの漏えい流量が少なくなるとともに、蓄圧注入、低圧注入の開始が早くなる。このため、1 次系保有水量の低下が抑制され、判断基準に対する余裕は大きくなる。
ECCS 再循環機能喪失	本評価事故シナリオは大破断 LOCA を想定していること、及び再循環切替以降の崩壊熱レベルが低下した時期が対象であり、2 次系からの冷却効果はわずかであることから、与える影響は小さい。
インターフェースシステム LOCA	2 次側保有水量の増加は 2 次側除熱能力の向上につながるが、判断基準に対する余裕は大きくなる。
SGTR+破損 SG 隔離失敗	2 次側保有水量の増加は 2 次側除熱能力の向上につながるが、判断基準に対する余裕は大きくなる。

第 2.4 表 SG2 次側保有水量の及ぼす影響について (2/2)

事象		影響
重大事故	格納容器過圧破損	本評価事故シナケンスは大破断 L O C A を想定しており、早期に 1 次冷却材保有水量が減少するため、2 次系からの冷却効果はかわずかであることから、与える影響は小さい。
	格納容器過温破損	2 次側保有水量の増加に伴う 2 次側除熱能力向上により、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和されることから、判断基準に対する余裕は大きくなる。
	高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	2 次側保有水量の増加に伴う 2 次側除熱能力向上により事象進展が遅くなる。したがって、原子炉容器破損時点の 1 次冷却材圧力は低くなることから、判断基準に対する余裕は大きくなる。
	原子炉圧力容器外への溶融燃料 - 冷却材相互作用	本評価事故シナケンスは大破断 L O C A を想定しており、早期に 1 次冷却材保有水量が減少するため、2 次系からの冷却効果はかわずかであることから、与える影響は小さい。
	水素燃焼	
使用済燃料ピットにおおける重大事故	溶融炉心・コンクリート相互作用	
	想定事故 1	SG は関係しないため、影響は与えない。
運転停止中の原子炉重大事故	想定事故 2	
	崩壊熱除去機能喪失	SG 2 次側を解析入力条件に設定しないため、影響は与えない。
	全交流動力電源喪失	
	原子炉冷却材の流出	
反応度の誤投入		

第 2.5 表 SG 一般データの検討結果

項目	解析入力条件	解析上の取り扱い
1)伝熱管本数	3044 本 / 基	標準値
2)伝熱管外径	22.2 mm	標準値 (= 設計値) ※
3)伝熱管厚さ	1.3 mm	標準値 (= 設計値) ※
4)伝熱面積	$4.38 \times 10^3 \text{m}^2$	標準値
5)伝熱管材質	TT690	標準値 (= 設計値) ※
6)伝熱管長さ	<input type="text"/> m	標準値
7)伝熱管配列 (ピッチ)	32.5 mm	標準値 (= 設計値) ※
8)伝熱管流路面積	<input type="text"/> m^2	標準値 (= 設計値) ※
9)主給水流量 (初期)	<input type="text"/> kg/h	標準値
10)主蒸気流量 (初期)	<input type="text"/> kg/h	標準値
11)2 次側圧力	<input type="text"/> MPa [gage]	102% 出力時 + 定常誤差考慮
12)蒸気発生器 2 次側水位	44% (狭域水位スパン)	標準値 (= 設計値) ※
13)蒸気発生器 2 次側保有水量	48t (1 基当たり)	標準値
14)循環比	4	標準値 (= 設計値) ※

※標準値と設計値が同等である。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

なお、有効性評価のうち「反応度の誤投入」事象については、重要事故シーケンスが「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」であり、運転時の異常な過渡変化の「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」事象と同じ評価となる。そのため、既許可においては、標準値ではなく個別プラントの設計値を用いた「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」事象と同じ結果を記載している。

したがって、本申請において「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」事象を変更申請対象としていることを踏まえ、「反応度の誤投入」事象も合わせて変更を行っている。評価結果を第 2.6 表に示すが、警報発信から臨界までの時間は SGR 前後で変わりはなく、結果として影響はない。

第 2.6 表 評価結果

	取替前	取替後	判断基準
「中性子源領域 炉停止時中性子束高」 警報発信	事象発生の 約 51 分後	事象発生の 約 53 分後	—
臨界到達	警報発信の 約 12 分後	警報発信の 約 12 分後	$\geq 10 \text{ 分} + 25 \text{ 秒}$

2.4 必要な資源の評価への影響

既許可の有効性評価における資源（水源、燃料及び電源）の評価については、資源評価に影響する設備仕様がプラント毎で異なるため、その差異が評価に有意な影響を与えうることから、個別プラントの設計値を用いて評価している。

今回の SGR においては、蒸気発生器に関連する対策として、復水タンクを水源とした補助給水系による蒸気発生器 2 次側への給水及び復水タンク枯渇時の海水による補給がある。これらの手順を用いる事故シーケンスグループは「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」及び「格納容器バイパス」がある。この 4 つの事故シーケンスグループにおいて必要な水源、燃料及び電源の評価への影響を、個別プラントの設計値を用いて確認した。

水源及び燃料の評価への影響についてはそれぞれ（1）及び（2）にて確認結果を示す。電源の評価への影響については、蒸気発生器に関連する対策において、電源駆動の設備がないことから、影響がないことを確認した。

(1) 水源への影響

SGR に伴う SG2 次側体積の増加により、1 次冷却材系統を出力運転状態から冷却維持状態まで冷却するために必要な補給水量（崩壊熱除去以外に必要な補給水量）が増加するため、復水タンクを水源とする蒸気発生器への注水による 2 次冷却系冷却を行う場合の復水タンク枯渇までの時間が短くなる。今回の SGR による復水タンク枯渇時間への影響を第 2.7 表に示す。

今回の SGR に伴い水源の評価に影響を及ぼす事故シーケンスグループは、「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」及び「格納容器バイパス」である。

「全交流動力電源喪失」においては、復水タンクが枯渇する前に復水タンクへの補給を行うことができる。第 2.2 図に「全交流動力電源喪失」の有効性評価におけるタイムチャートを示す。第 2.2 図に示す通り、送水車による復水タンクへの補給は約 7.5 時間後から可能であり、復水タンク枯渇時間の約 11.7 時間に対して、その裕度は約 4 時間である。

「原子炉補機冷却機能喪失」においては、「全交流動力電源喪失」と同様の評価である。

「原子炉停止機能喪失」においては、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始である事象発生の約 15 時間後までの間、復水タンクの補給が必要であるが常用設備により対応可能である。有効性評価の解析では外部電源の喪失は想定していないが、資源評価においては、外部電源喪失も考慮して評価を行っている。外部電源喪失の場合は、復水タンク枯渇から余熱除去系使用開始までの間の復水タンクへの補給を送水車により実施する必要があるが、復水タンク枯渇時間が早くなっても対応可能である。

「格納容器バイパス」のうち「インターフェイスシステム L O C A」においては、「全交流動力電源喪失」と同様、復水タンクが枯渇する前に復水タンクへの補給を行うことができる。

「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、復水タンク枯渇時間が早くなるが、復水タンクが枯渇するより前の事象発生の約 2.2 時間後に余熱除去系による冷却に切り替えることから、炉心冷却のための蒸気発生器への注水は不要となる。

以上のことから、いずれの事故シーケンスグループにおいても、今回 SGR により復水タンクの枯渇時間が早くなるものの、SGR 前と同様に復水タンクが枯渇する前に復水タンクへの補給を行うことができるため、水源の評価への影響はない。

復水タンク枯渇時間の詳細評価については、添付資料 1 に示す。

第 2.7 表 蒸気発生器取替え後の復水タンク枯渇時間について

	3号及び4号炉	
	取替え前	取替え後
復水タンク枯渇時間(時間)	約 12.5	約 11.7

(2) 燃料への影響

既許可において、復水タンクへ補給するための送水車の燃料評価を行っている事故シーケンスグループは、「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」及び「原子炉停止機能喪失」である。

「全交流動力電源喪失」及び「原子炉補機冷却機能喪失」については、送水車を用いた復水タンクへの補給が可能となった時間からの運転を想定して、燃料消費量の評価を行っている。しかし SGR により、送水車を用いた重大事故等の対応手順に変更はなく、送水車を用いた復水タンクへの補給が可能となった時間に変更がないことから、消費する燃料の評価に影響はない。

一方、「原子炉停止機能喪失」については、復水タンクの枯渇する時間からの送水車の運転を想定して、燃料消費量の評価を行っている。SGR により復水タンクの枯渇時間が早くなることから、送水車の運転時間が長くなり、結果として消費する燃料が増える。この燃料消費量の増加が評価に与える影響を第 2.8 表に示す。第 2.8 表に示す通り、SGR により燃料消費量は約 0.1kl 増加した約 459.4kl となるが、高浜発電所構内にある燃料油貯油そうの合計油量 466kl に対して、その裕度は約 6.6kl である。

「原子炉停止機能喪失」の事故シーケンスグループにおいて、今回 SGR により燃料消費量は増加するものの、SGR 前と同様に燃料油貯油そうの合計油量を下回るため、燃料の評価への影響はない。

第 2.8 表 蒸気発生器取替え後の燃料消費量及び保有油量について

	3号及び4号炉	
	取替え前	取替え後
燃料消費量(kl)	約 459.3	約 459.4
燃料油貯油そうの合計油量(kl)	466	

「格納容器バイパス」のうち「インターフェイスシステム L O C A」においては、非常用ディーゼル発電機及び電源車（緊急時対策所用）を用いることを前提とした燃料評価を実施していた。一方、水源評価においては、復水タンクが枯渇する前に送水車による復水タンクへの海水補給が可能であることを示していた。このため非常用ディーゼル発電機、電源車（緊急時対策所用）及び送水車を用いた場合の燃料評価を実施した。

送水車の燃料評価については、「全交流動力電源喪失」と同様に送水車を用いた復水タンクへの補給が可能となった時間からの運転を想定して、燃料消費量の算出をしているため、SGR に伴う復水タンク枯渇時間の変更による影響はない。具体的には非常用ディーゼル発電機、電源車（緊急時対策所用）および送水車の 7 日間の燃料消費量は約 456.7kl であり、高浜発電所構内に保有する燃料 466kl で供給可能である。

なお、燃料評価において最大となるケース（「想定事故 1」及び「想定事故 2」）と比較しても、送水車の運転時間が短いため燃料消費量が少ない。

上記の評価結果について、添付書類十の「7.1.8 格納容器バイパス」および「7.5.3 重大事故対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果」に、記載の見直しを行う。

なお、設置許可本文十号においては、有効性評価の中で資源評価を行い問題ないことを確認する旨の方針が記載されるのみであり、本件の記載の見直しに伴う設置許可本文の変更は不要である。

蒸気発生器取替え後の復水タンク枯渇時間について

復水タンク枯渇時間の評価に用いる条件を以下に示す。

(1) 想定する重大事故シーケンス：

【全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA】、

【全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA が発生しない場合】

(2) 給水温度：40℃

(3) 復水タンク枯渇時間評価に用いる、復水タンク水量、および蒸気発生器 2 次冷却系冷却において必要な補給水量：第 1 表の通り。なお、参考として蒸気発生器取替前の水量も同表に示す。

第 1 表 復水タンク枯渇時間の評価に用いる水量

		3号及び4号炉	
		取替え前	取替え後
復水タンク水量 V_1 ^{※1} [m ³]		646	
崩壊熱除去以外に必要な補給水量 V_2 ^{※2} [m ³] (①～③の合計)		185.5	209.2
内 訳	① 出力運転状態から高温停止状態までの顕熱除去に必要な補給水量 ^{※3} [m ³]	-15.7	-24.5
	② 高温停止状態から冷却維持温度(150℃)までの顕熱除去に必要な補給水量[m ³]	149.6	159.2
	③ 蒸気発生器水位回復に必要な補給水量[m ³]	51.6	74.5
崩壊熱除去に使用可能な補給水量 V_3 [m ³] ($V_1 - V_2$)		460.5	436.8

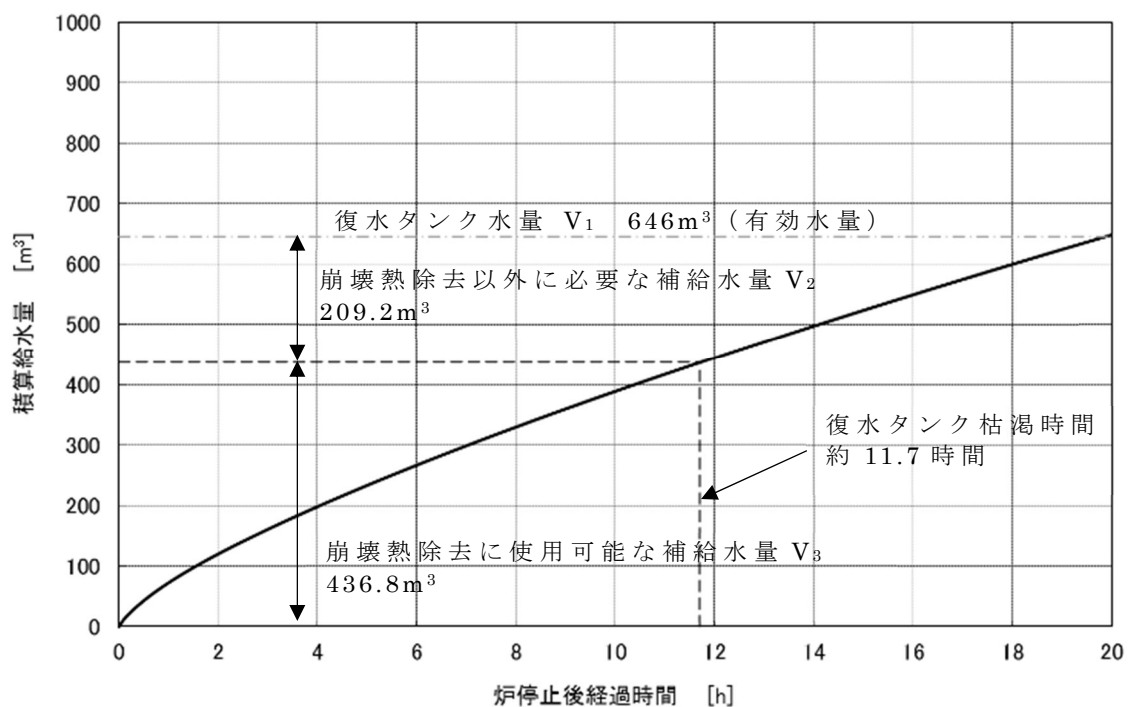
※1 復水タンクの水位低警報値までの有効水量としている。

※2 崩壊熱除去以外に必要な補給水量とは、1次冷却材システムを出力運転状態から冷却維持状態まで冷却するために必要な補給水量を表しており、具体的には①～③を考慮している。

※3 出力運転状態から高温停止状態の間において、蒸気発生器内で蓄熱できる熱量を補給水量に換算した値。

崩壊熱除去に使用可能な補給水量 V_3 は、復水タンクの有効水量 V_1 (646m^3) から、崩壊熱除去以外に必要な補給水量 V_2 (209.2m^3) を引いた値から求められ 436.8m^3 となる。なお、蒸気発生器取替えでは、蒸気発生器 2 次側体積の増加に伴い、崩壊熱除去以外に必要な補給水量 V_2 が増加することから、崩壊熱除去に使用可能な補給水量 V_3 が減少している。

復水タンクの枯渇時間の評価方法については既許可と同様、第 1 図に示す「2 次冷却系冷却による崩壊熱除去に必要な補給水の積算量曲線」を用いて求められる。具体的には、積算量曲線において、積算量が崩壊熱除去に使用可能な補給水量 V_3 に到達する時間を枯渇時間としており、蒸気発生後取替後においては約 11.7 時間となる。



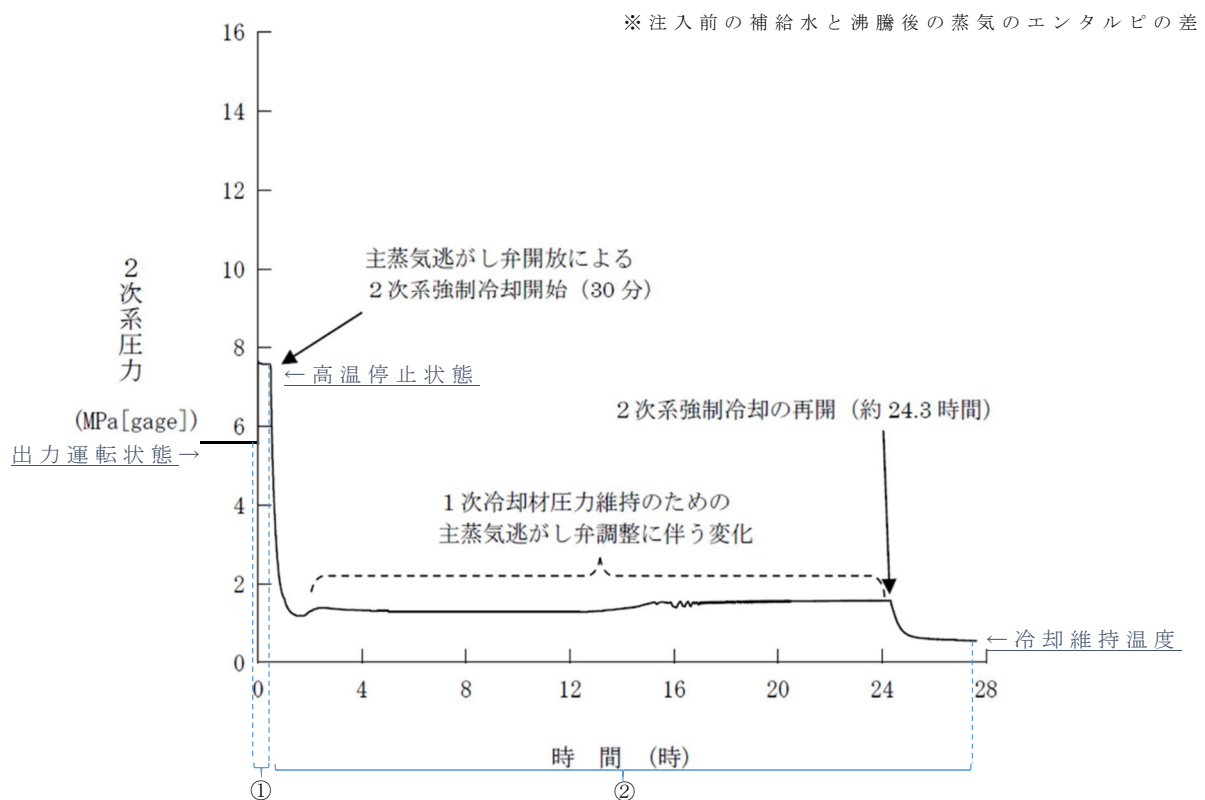
第 1 図 2 次冷却系冷却による崩壊熱除去に必要な補給水の積算量曲線

第 1 表の「崩壊熱除去以外に必要な補給水量 V_2 」の内訳①～③の補足説明を以下に示す。

- ① 出力運転状態から高温停止状態までの顕熱除去に必要な補給水量
- ② 高温停止状態から冷却維持温度までの顕熱除去に必要な補給水量
- ③ 蒸気発生器水位回復に必要な補給水量

上記の①，②，③の各必要補給水量は 1 次冷却系統の初期状態と最終状態の差で求められ、1 次冷却系統を出力運転状態から冷却維持温度まで冷却する際に必要となる補給水量である。①および②は除去すべき崩壊熱以外の熱量(顕熱除去)より算定しており、以下式で表される。③は蒸気発生器の水位回復分として算定している。

$$\text{熱量 (kJ)} \div \text{エンタルピの差}^* \text{ (kJ/kg)} \div \text{給水の密度 (kg/m}^3\text{)} = \text{補給水量 (m}^3\text{)} \quad \dots (1) \text{ 式}$$



第 7.1.2.37 図 2 次系圧力の推移 (RCP シール LOCA が発生しない場合)
第 2 図 運転状態と 2 次系圧力の推移

(「設置変更許可申請書 添付書類十 7.1.2 全交流動力電源喪失 第 7.1.2.37 図」に出力運転状態の圧力等を補足追記)

内訳①～③の各々に関する補足説明は以下の通り。

① 出力運転状態から高温停止状態までの顕熱除去に必要な補給水量

出力運転状態から高温停止状態までに除去すべき崩壊熱以外の熱量としては、1次冷却系統側の蓄積熱量および蒸気発生器保有水の吸収熱量等の各熱量の合計を考慮する。

出力運転状態から高温停止状態では、第2図に示す通り2次系圧力は上昇し、蒸気発生器保有水は初期状態より温度上昇する条件となり、熱量はマイナスの符号となる。(即ち蒸気発生器内で蓄熱できる熱量が増加し蒸気発生器保有水は熱を吸収する側に寄与するため、必要な補給水量に換算するとマイナス側の値となる。)

なお、SG取替え後は蒸気発生器保有水が増加するため、マイナス側に寄与する割合(吸収熱量)が大きくなる。

この時補給水量を算出する(1)式は以下の通りとなる。

熱量(出力運転状態における系統が保有する熱量(kJ)－高温停止状態における系統が保有する熱量(kJ))÷エンタルピの差(kJ/kg)÷給水の密度(kg/m³)＝補給水量(m³)

② 高温停止状態から冷却維持温度(150℃)までの顕熱除去に必要な補給水量

高温停止状態から冷却維持温度までに除去すべき崩壊熱以外の熱量としては、1次冷却系統側および蒸気発生器保有水等の各熱量(顕熱)の合計を考慮する。

高温停止状態から冷却維持温度では、第2図に示す通り2次系圧力は降下し、蒸気発生器保有水量は初期状態より温度降下する条件となり、熱量はプラスの符号となる。(即ち蒸気発生器保有水の顕熱を除去するため、必要な補給水量はプラス側の値となる。)

なお、SG取替え後はSG取替え前より蒸気発生器保有水が増加するため、顕熱除去に必要な補給水量は増加する。

この時補給水量を算出する(1)式は以下の通りとなる。

熱量（高温停止状態における系統が保有する熱量（kJ）－冷却維持温度（150℃）における系統が保有する熱量（kJ））÷エンタルピの差（kJ/kg）÷給水の密度（kg/m³）＝補給水量（m³）

①②の計算におけるエンタルピの差の値には、注入前の補給水（40℃）と沸騰後の蒸気（冷却維持温度 150℃）のエンタルピ差を用いている。

③ 蒸気発生器水位回復に必要な補給水量

出力運転状態および冷却維持温度での蒸気発生器保有水量の差に対して給水の密度を考慮して算定する。SG 取替え後は SG 取替え前より蒸気発生器保有水が増加するため、蒸気発生器水位回復に必要な補給水量も増加する。

SG2次側水位と伝熱性能の関係について

1. 伝熱性能と SG 2 次側水位の関係について

伝熱性能は、伝熱面積と熱貫流率の積によって定まるパラメータであり、1 次系と 2 次系の熱交換（2 次系からの除熱機能）に影響を及ぼす数値である。

伝熱性能は、通常運転時においては、SG 水位が伝熱管頂部を上回っているため、一定（伝熱性能が 100%）となるが、SG 水位が伝熱管頂部を下回ると、熱交換できる面積が減少し、伝熱性能が悪化（2 次系からの除熱機能が悪化）することとなる。そのため、SG 2 次側の水位（2 次側保有水量）と伝熱性能は密接な関係がある。

有効性評価においては、一部の事象において、SG 水位が伝熱管頂部を下回る事象があり、これらの事象については、解析コード内で SG 水位に応じた伝熱面積を評価し、伝熱性能に反映される仕様となっていることから、実現象を模擬した解析を実施している。

第 2.3 表では設計値と標準値の比較検討において、伝熱性能は通常運転状態（伝熱性能が 100%の状態）で比較検討を実施しているが、上述のとおり、一部の事故シーケンスグループにおいては、SG の水位低下に伴って伝熱性能が悪化することから、伝熱性能の悪化を考慮しても、標準値を採用することの妥当性について確認した。

2. 代表事象の選定について

本検討では、SG への給水機能が喪失し SG 水位低下が原因となって、伝熱性能が悪化することに対する検討であることから、SG 給水機能喪失に伴い SG 水位が低下する事象を対象とする。

設置許可基準規則第 37 条 1 項から 4 項で想定される事故シーケンスグループのうち、SG 水位低下に伴って伝熱性能の低下が発生する事象を第 1 表に整理する。

表 1 SG水位低下に伴う伝熱性能の低下が発生する事象について

事象	SG給水機能喪失に伴う水位低下	影響
重大事故 に至るお それがあ る事故 (1項)	2次冷却系からの除熱機能喪失	SG給水機能が喪失するため、SG水位の低下が発生する。
	全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生する場合)	SG給水機能喪失に伴うSG水位低下が発生しない。
	全交流動力電源喪失(RCPシールLOCAが発生しない場合)	SG給水機能喪失に伴うSG水位低下が発生しない。
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	SG給水機能喪失に伴うSG水位低下が発生しない。
	原子炉停止機能喪失	SG給水機能が喪失するため、SG水位の低下が発生する。
	ECCS注水機能喪失	SG給水機能が喪失しないことから、SG水位低下が発生しない。
	ECCS再循環機能喪失	大破断LOCAを想定しており、1次系の水は数十秒で喪失するため、2次系からの除熱効果は解析に有意な影響を与えない。
	インターフェースシステムLOCA	SG給水機能喪失に伴うSG水位低下が発生しない。
	SGTR+破損SG隔離失敗	SG給水機能喪失に伴うSG水位低下が発生しない。
	格納容器過圧破損	大破断LOCAを想定しており、1次系の水は数十秒で喪失するため、2次系からの除熱効果は解析に有意な影響を与えない。
重大事故 (2項)	格納容器過温破損	SG給水機能が喪失するため、SG水位の低下が発生する。
	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	SG給水機能が喪失するため、SG水位の低下が発生する。
	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	大破断LOCAを想定していることから、1次系の水は数十秒でなくなるため、2次系からの除熱効果は解析に有意な影響を与えない。
	水素燃焼	大破断LOCAを想定していることから、1次系の水は数十秒でなくなるため、2次系からの除熱効果は解析に有意な影響を与えない。
使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故(3項) 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故(4項)	溶融炉心・コンクリート相互作用	大破断LOCAを想定していることから、1次系の水は数十秒でなくなるため、2次系からの除熱効果は解析に有意な影響を与えない。
		SGは関係しない。

○：SG水位低下に伴う伝熱性能の低下が発生する事象

×：SG水位に有意な低下が発生しない事象

－：SGは関係しない事象

※ 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」は「格納容器過温破損」と同じ事故シナジェネシスであることから、「格納容器過温破損」に包絡する。

表1から、SG水位が伝熱管頂部を下回る事故シーケンスとしては、「2次冷却系からの除熱機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」、「格納容器過温破損」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」がある。

このうち、「2次冷却系からの除熱機能喪失」については、蒸気発生器2次側水位が広域水位0%を下回り、SGがドライアウトする事象であり、かつ主蒸気逃がし弁や主蒸気安全弁等の動作による影響が軽微であることから、SG2次側水位と除熱能力の関係が把握しやすいため、2次冷却系からの除熱機能喪失を代表として、標準値と設計値の影響を確認する。

3. 伝熱性能に関する標準値と設計値の違いの影響について

(1) 水位低下と除熱量の関係について

既許可の「2次冷却系からの除熱機能喪失」におけるSG水位、SG伝熱量及び原子炉出力の過度応答を図1に示す。

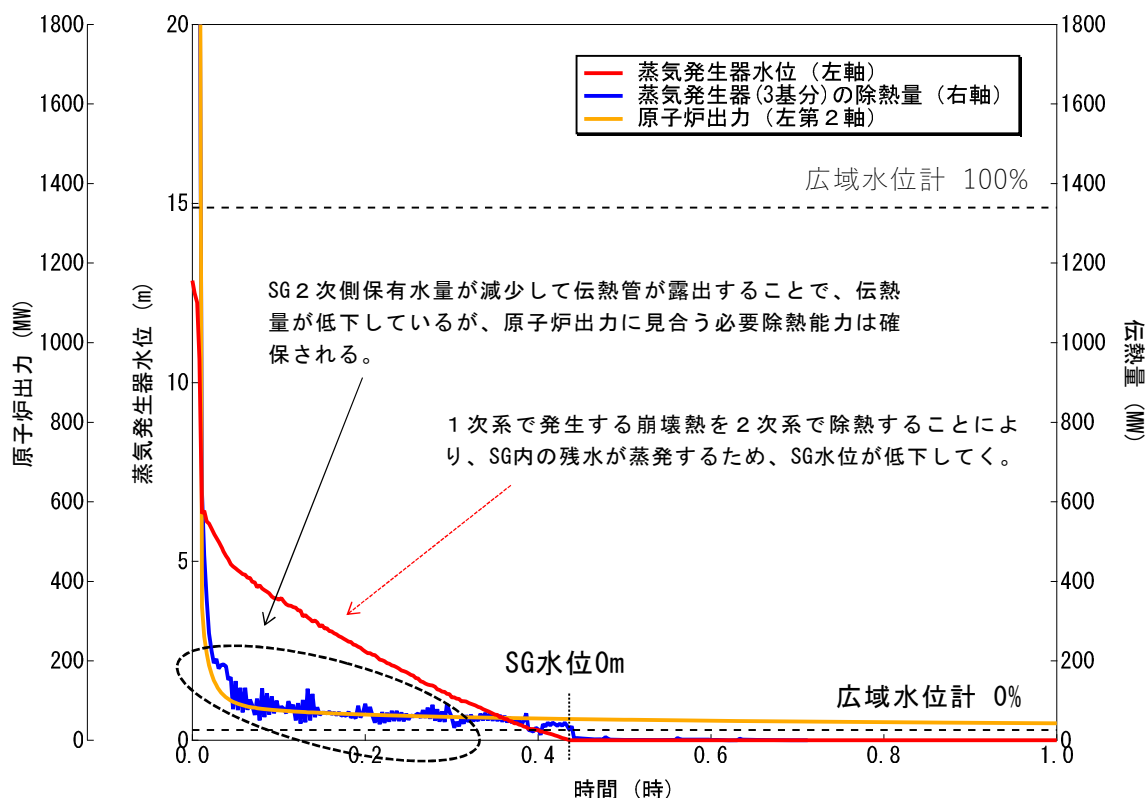


図1 SG保有水量（水位）、SG伝熱量及び炉心発熱量の推移（2次冷却系からの除熱機能喪失）

事象発生後、SG への全給水機能喪失に伴う SG 水位の低下に合わせて、SG 伝熱量が減少していくことが分かる。これは、SG 水位低下に合わせて SG 伝熱管が露出し、1 次系と熱交換可能な SG 伝熱面積が減少したことにより、伝熱性能が悪化したことによる。

また本事象では、事象発生後短時間で原子炉トリップ（約 30 秒後に制御棒挿入開始）するため、原子炉出力も低下していくが、SG ドライアウトに至るまでは、原子炉出力と SG 伝熱量は同等であるため、SG2 次側の残存水の蒸発潜熱により 1 次系の除熱が十分可能なことが確認できる。

(2) SGR による影響評価について

SG2 次側水位の低下は、SG 内の水が 1 次系との熱交換により蒸発することによるものであり、SG 内の残存水が蒸発する速度は原子炉出力が支配的となる。SG 型式の相違によって炉心条件に変更は生じないため、比較的短時間で SG 水位が低下する SA 事象においては、原子炉トリップ前後の原子炉出力挙動は SGR による影響は受けず、SG 水位が低下していく挙動（低下レート）は SG 型式によらず同等になると考えられる。

また、52F 型（標準値）と 54F II 型（設計値）の蒸気発生器では、伝熱性能は同等であるが、伝熱管直管部高さは設計値の方が僅か（) に長い。しかしながら、伝熱管下端から U ベンド頂部までの高さはあり、全長の僅かな差は有意な影響は及ぼさないと考えられる。

以上より、SG 型式の相違による設備仕様差は、解析結果に有意な影響をおよぼさないと考えられるため、SG 水位に応じた伝熱性能の変化については、標準値と設計値で同等となることを確認した。

(3) SG 関連データに設計値を採用した場合の影響

SGR 後の SG 設計仕様を採用した場合の事象進展の挙動（イメージ）を加えた解析結果を図 2 に示す。

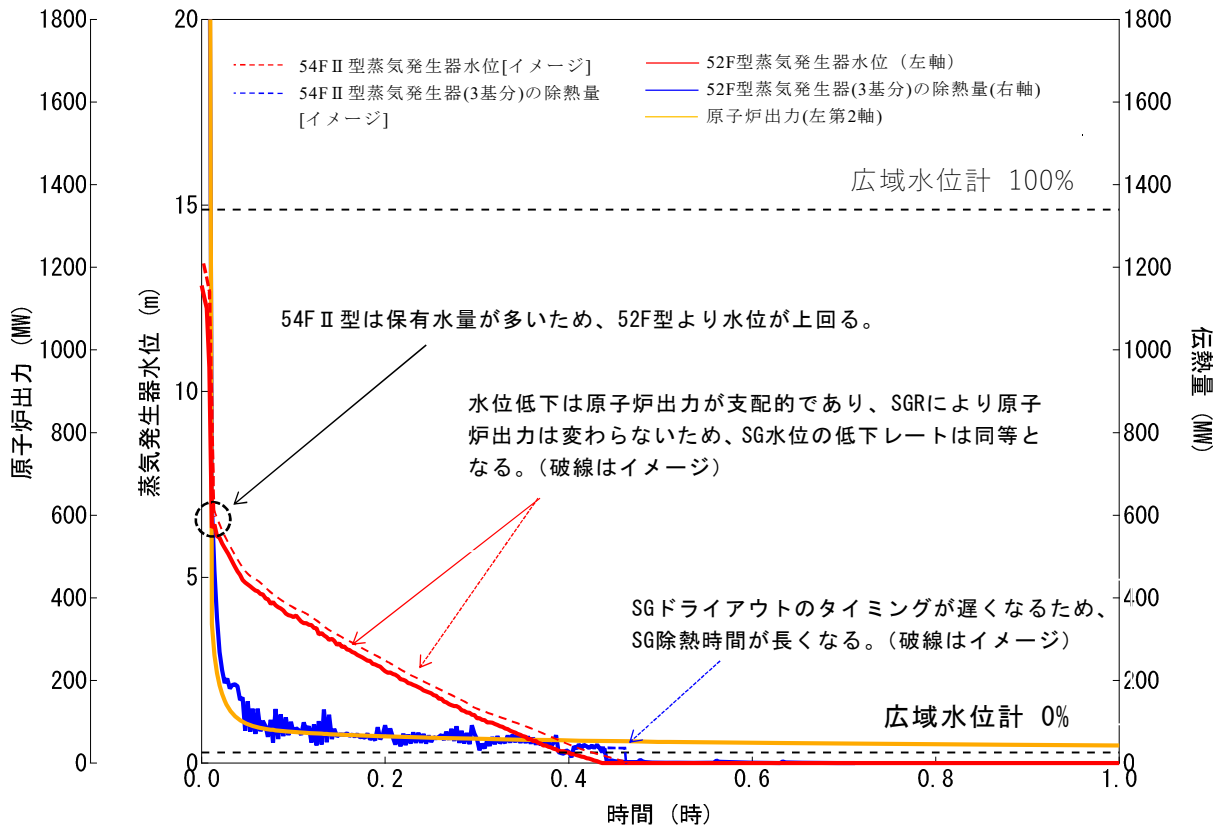


図2 設計値(54F II型)と標準値(52F型)の比較

「(2) SGRによる影響評価について」にて、SG水位の低下挙動（低下レート）は、設計値と標準値も同等であることを確認した。設計値は標準値と比較して、SG2次側保有水量が増加（48 t／基→51 t／基）している。そのため、SG水位の低下挙動（低下レート）が同等である場合、保有水量が多いほうがSGドライアウト時間が遅れると考えられるため、1次系の冷却時間が長くなることとなる（図2）。そのため、標準値を採用する方が、判断基準に対する評価結果の余裕が小さくなることとなる。

以上より、過度時の伝熱性能悪化挙動を考慮しても、標準値を使用することは妥当と判断している。

補足説明

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

< 目 次 >

1. 1次冷却材有効体積について

1. 1次冷却材有効体積について

1次冷却系は高温状態であることから、評価においては通常、熱膨張を考慮している。一方で、「反応度の誤投入」においては、ほう酸水の流入・流出に関する方程式で1次系全体としてのほう素濃度変化を評価する手法を用いており、1次系体積変化が結果に直接的に影響することを踏まえ、評価に使用する体積としては保守的に熱膨張を考慮せず、かつ、加圧器保有水等を除いた有効体積を使用するようにしている。

今回のSGR前後での1次冷却材保有水量及び1次冷却材有効体積を表1に示す。また、1次冷却材保有水量及び1次冷却材有効体積それぞれの算出過程を表2に示す。

表2に示す通り、1次冷却材の状態が常温から全出力運転状態まで変化した場合の熱膨張（3%熱膨張^{*}）の考慮の有無、及び算出過程での丸め誤差により、1次冷却材保有水量はSGR前後で8m³の差であるのに対し、1次冷却材有効体積についてはSGR前後で7m³の差となっているものである。なお、1次冷却材保有水量の算出においては1次冷却系全体の熱膨張を考慮しているが、SGR前後でSG以外の体積の変更はないことから、表2ではSGの体積のみを示している。

※1次冷却系を構成する金属材料の熱膨張及び内圧上昇等による1次冷却材体積の増加を考慮している。

表1 SGR前後の1次冷却材保有水量及び1次冷却材有効体積

SG 関連データ	取替前 設計値 (51F型)	取替後 設計値 (54FII型)
1次冷却材保有水量(m ³)	256	264
1次冷却材有効体積(m ³)	208	215

表 2 1次冷却材保有水量と1次冷却材有効体積の差の説明

SG 関連データ		SGR 前 (51F)		SGR 後 (54FII)		SGR 前後の差分
有効体積 (低温時)	SG 入口/出口 水室体積 (3基合計)	<input type="text"/>	合計(a) <input type="text"/>	<input type="text"/>	合計(b) <input type="text"/>	(b) - (a) 7m ³
	SG 伝熱管体積 (SG 施栓率 10%) (3基合計)	<input type="text"/>		<input type="text"/>		
保有水量 (高温時)*	SG 入口/出口 水室体積 (3基合計)	<input type="text"/>	合計(a) <input type="text"/>	<input type="text"/>	合計(b) <input type="text"/>	(b) - (a) 8m ³
	SG 伝熱管体積 (SG 施栓率 10%) (3基合計)	<input type="text"/>		<input type="text"/>		

※ 低温時の体積に高温時の熱膨張(3%熱膨張)及び算出過程の丸め誤差を含む値

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。